

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(補足説明資料)

平成27年10月

東京電力株式会社

目次

: 今回のご説明範囲

1. 設備概要
- 1.1 常設代替電源設備
- 1.2 代替原子炉補機冷却系
- 1.3 低圧代替注水系（常設）
- 1.4 pH制御設備
- 1.5 高圧代替注水系
- 1.6 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. 重大事故対策の成立性
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について
9. 原子炉の減圧操作について
10. 他号機との同時被災時における必要な要員及び資源について
11. 運転操作手順書における重大事故対応について
12. 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
13. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
14. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について
15. 格納容器スプレイ時の下部ドライウェル水位上昇の影響について
16. 復水移送ポンプ以外による代替注水操作について
17. 6 / 7号炉 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて
18. 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合について
19. 定期検査工程の概要
20. 反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について
21. G 値について
22. 格納容器内における気体のミキシングについて
23. 水素の燃焼条件
24. 使用済燃料貯蔵プール監視設備の仕様等について
25. 柏崎刈羽 6, 7号機 SFP プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
26. 内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況
27. 地震 PRA, 津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性

28. 深層防護の考え方について
29. 希ガス保持による減衰効果について
30. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
31. 事象発生時の状況判断について
32. 安定状態の考え方について
33. 炉心損傷開始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
34. 逃がし安全弁の作動用の窒素の供給について
35. 全交流動力電源喪失時のサプレッション・チェンバ・プール水位について
36. 格納容器内に存在する亜鉛の反応により発生する水素の影響について
37. サプレッション・チェンバ等水位上昇時の計装設備への影響について
38. 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
39. 6 / 7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
40. 高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失シナリオにおけるシュラウド外水位の推移について
41. 逃がし安全弁に係る実態と解析の違い及びその影響について
42. SGTSによる系外放出を考慮した被ばく評価について
43. 有効性評価解析条件の見直しについて
44. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における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
45. 外部電源喪失を仮定することによる沸騰遷移発生の有無について
46. サプレッション・チェンバの水位上昇に係る構造的な耐性について
47. 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
48. 逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性について
49. 原子炉満水操作の概要について
50. 外部水源温度の条件設定の根拠について
51. 注水温度の違いによる解析結果への影響について
52. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
53. 熔融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェルサンプの影響について
54. 格納容器下部の水張りの適切性
55. 格納容器下部注水手順及び注水確認手段について
56. 水蒸気爆発評価の解析コードについて
57. 格納容器頂部注水について
58. LOCA解析における燃料の代表性について
59. エントレインメントの影響について
60. 有効性評価の主要解析条件と設置変更許可申請書添付書類八との整合性について

61. 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
62. 放射線防護具類着用の判断について
63. 放射線環境下における作業の成立性
64. 非凝縮性ガスの影響について
65. ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について
66. MUWC の機能分散について
67. 中小 LOCA の事象想定について
68. 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
69. 真空破壊装置の水没の影響と海外での運用について
70. 格納容器ベント操作について
71. 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響
72. 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
73. ほう酸水注入系 (SLC) 起動後の炉心状態 (冷却材保有量等) について
74. 中性子束振動の判断について
75. 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
76. SLC 起動を自動化する場合と手動起動する場合の効果の違いに関する整理
77. ATWS 時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について
78. 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絡しているかについて
79. 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
80. 原子炉停止機能喪失時における給水流量を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
81. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
82. I S - L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
83. 系統圧力による I S - L O C A 検知判断について
84. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響
85. 給水流量をランアウト流量 (68%) で評価することの妥当性
86. 原子炉停止機能喪失事象の評価におけるヒータドレン水の考慮
87. 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
88. 格納容器下部ドライウェル (ペDESTAL) 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
89. 実効 G 値に係る電共研の追加実験について
90. ABWR, RCCV 型格納容器におけるエントレイメント係数の圧力スパイクに対する感度解析
91. 「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

: 今回のご説明範囲

92. 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

- 93. 使用済燃料貯蔵プールの監視について
- 94. 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
- 95. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
- 96. プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について
- 97. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について
- 98. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて
- 99. 有効性評価における燃料プール代替注水系（可搬型）について
- 100. 使用済燃料プール水位計の熱電対による水位計測について

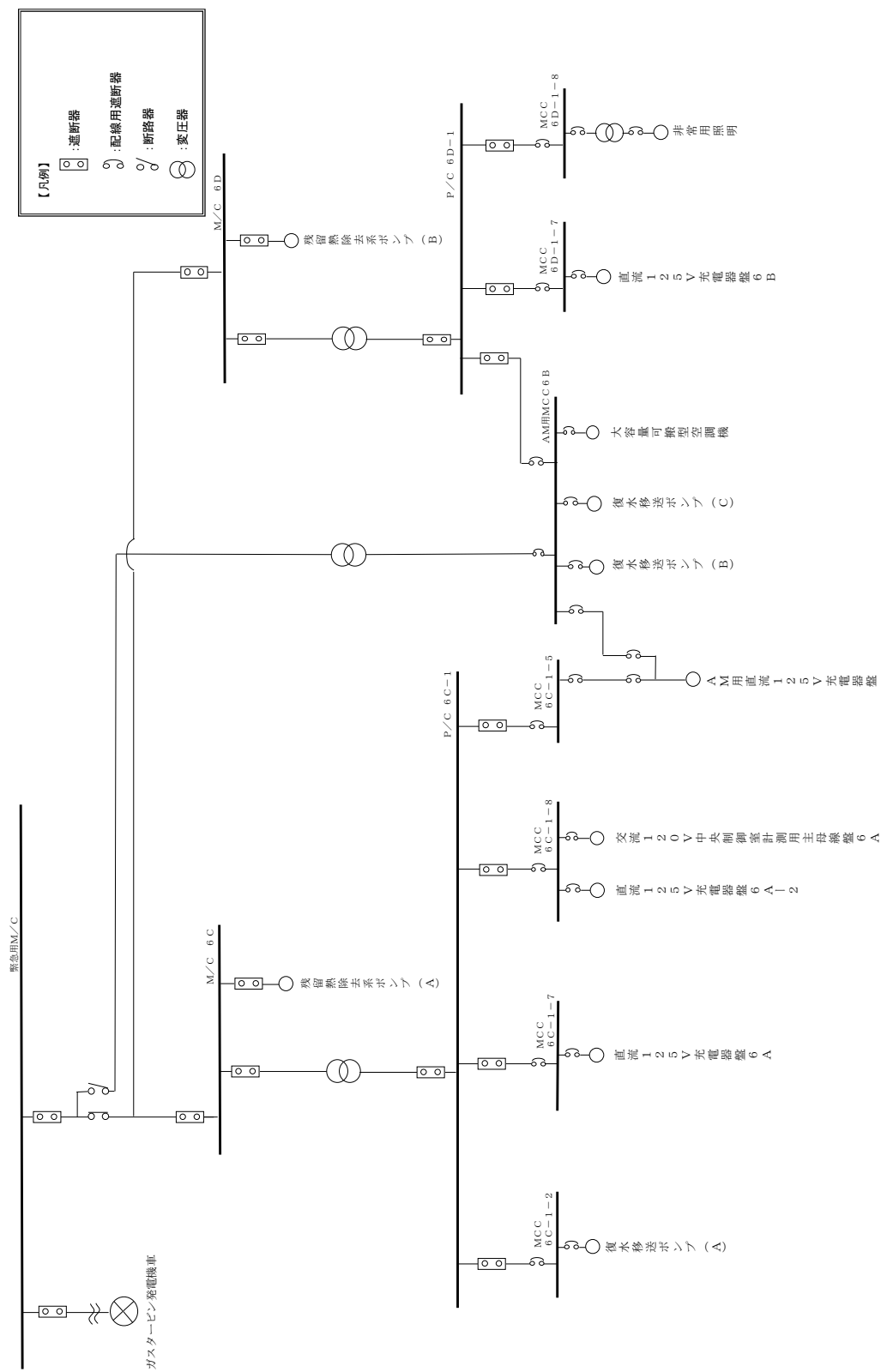
1. 設備概要

1.1 常設代替電源設備

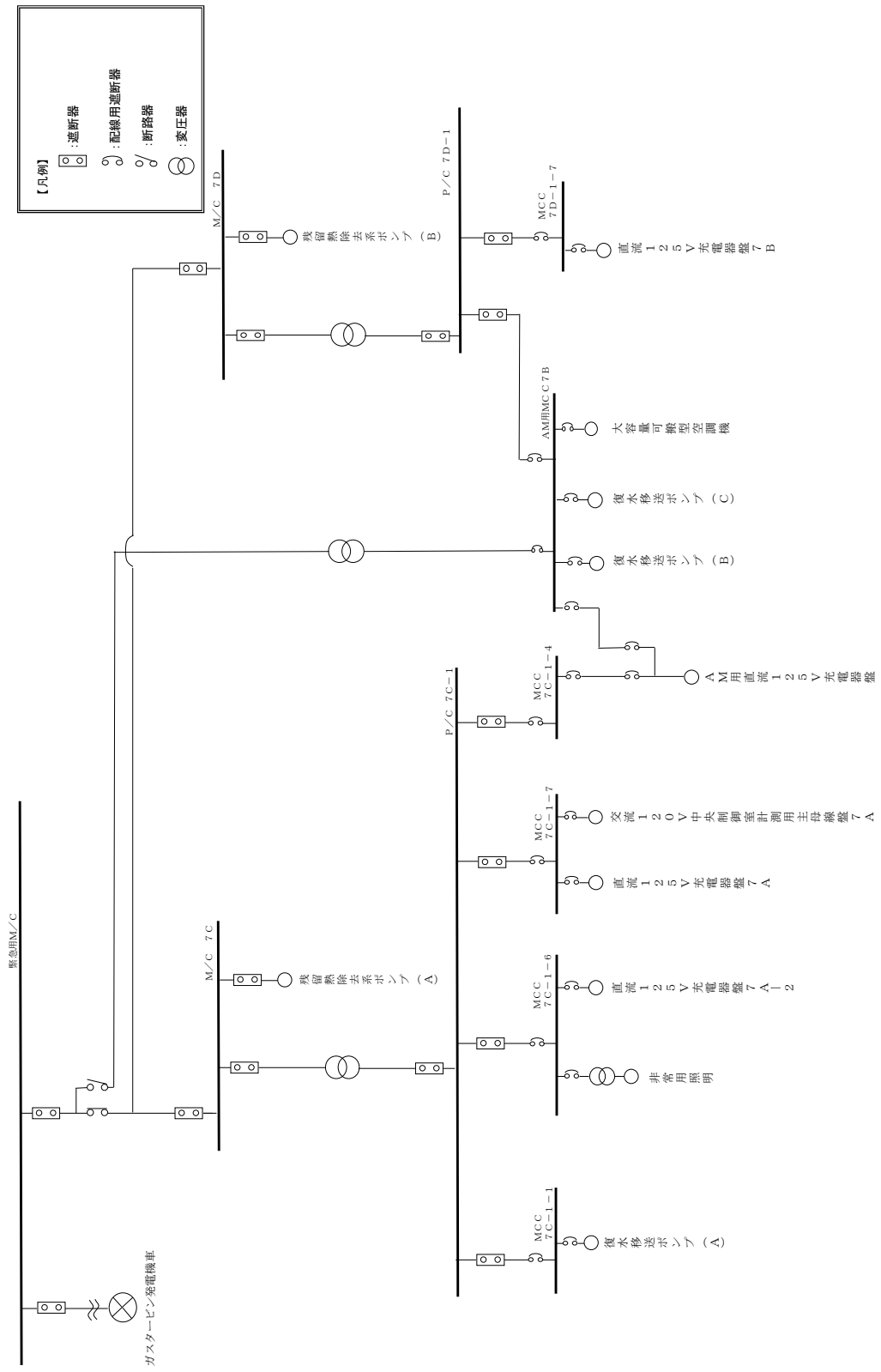
	ガスタービン発電機 ※
ガスタービン	
台 数	3 (うち2台は予備)
使用燃料	軽油
発電機	
台 数	3 (うち2台は予備)
種 類	横軸回転界磁3相同期発電機
容 量	約4,500kVA/台
力 率	0.8
電 圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

※ 6号及び7号炉共用

系統図 (6号)



系統図 (7号)



1.2 代替原子炉補機冷却系

(1) 熱交換器ユニット

台 数 1

伝 熱 容 量 約 23MW／台

(海水温度 30℃において) ※

※海水温度は、設置許可申請書に記載の過去の採取データの最高値であり、関連の既設設備の設計でも同一の値を用いている。

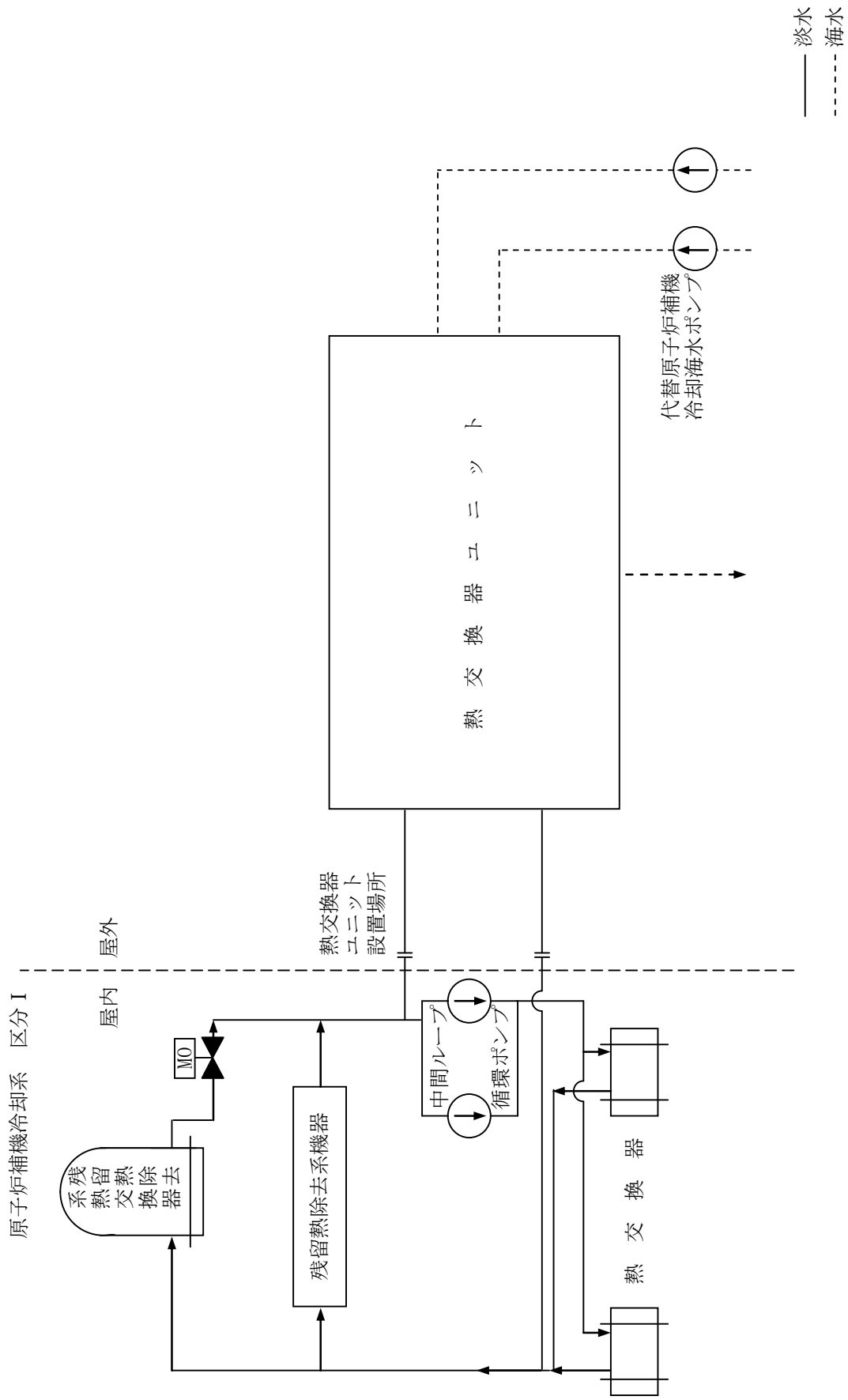
(2) 代替原子炉補機冷却海水ポンプ

台 数 2

容 量 約 420m³／h／台

揚 程 約 35m

代替原子炉補機冷却系統概要図（6号炉）



17. 6 / 7号炉 使用済燃料プールサイフォンブレーカについて

1. サイフォンブレーカの概要

使用済燃料プールは、図1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ォン効果により流出する場合は、ディフューザ配管に設置された逆止弁によりプール水の流出を防止する設計となっている。仮に逆止弁が機能喪失しプール水が流出した場合においても、ディフューザ配管のサイフォンブレーク孔のレベルまで水位が低下した時点で、サイフォンブレーク孔から空気を吸入することでサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計となっている。

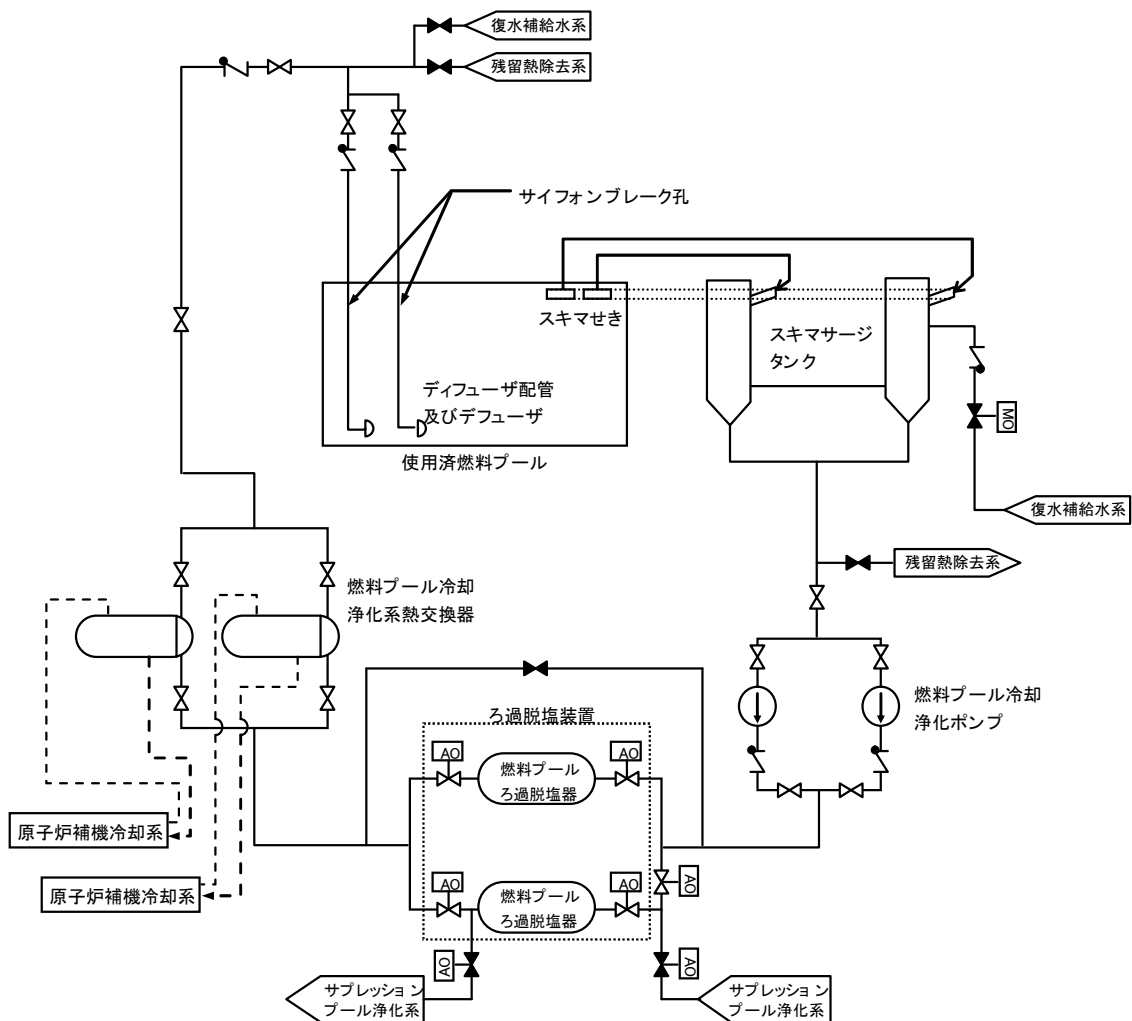


図1 燃料プール冷却浄化系 系統概略図

2. サイフォンブレーク孔の機器仕様

(1) サイフォンブレーク孔の寸法

サイフォンブレーク孔は、2本のディフューザ配管(200A)それぞれに15mmφの開口(以下、サイフォンブレーク孔)としている。

(2) サイフォンブレイク孔の設置レベル

サイフォンブレイク孔の設置レベル及び使用済燃料プール内のレベルを図2に示す。サイフォンブレイク孔は通常水位より下方（6号炉：412mm，7号炉：500mm）に設置されており，使用済燃料プール水がサイフォン効果で流出した場合においても，水位低下をサイフォンブレイク孔のレベルまで留めることが可能である。

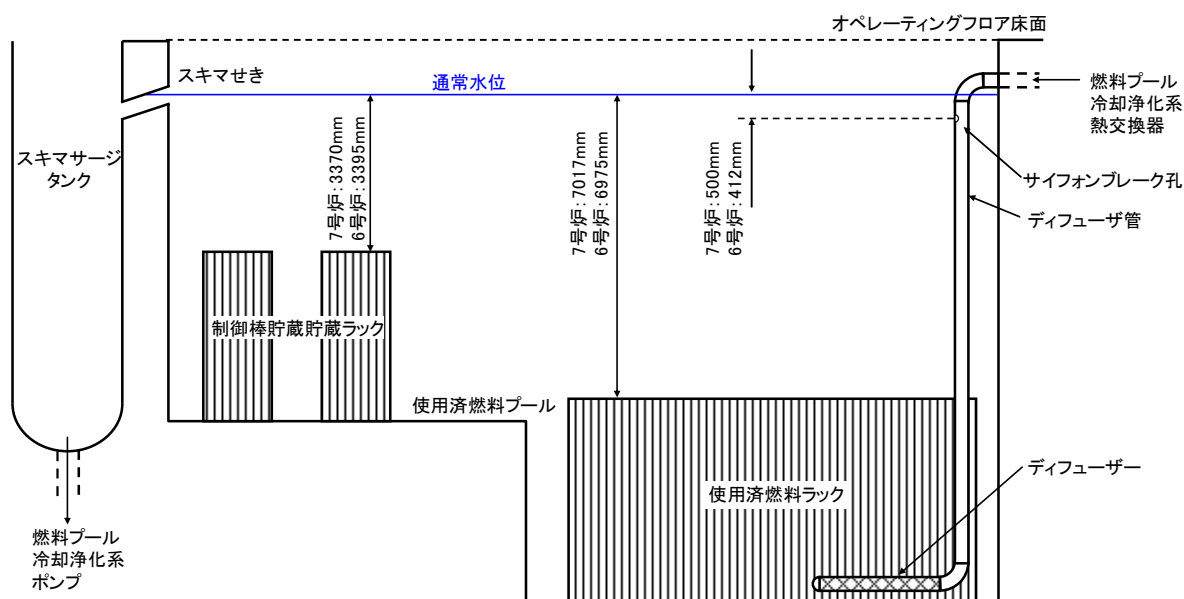


図2 使用済燃料プール内のレベル相関図

(3) サイフォン現象発生時の想定流出量

サイフォン現象が発生し，サイフォンブレイク孔まで水位が低下すると，サイフォンブレイク孔から空気を吸込み，配管頂部に空気が溜まり両側の配管内の水に力が伝わらなくなりサイフォン現象が破れる。（図3参照）

サイフォンブレイク孔の寸法を保守的に 13mm φ，サイフォン現象が破れるまでの時間をサイフォンブレイク孔から吸込んだ空気が頂部を満たすまでとし，想定破断配管を燃料プール冷却浄化系に接続する最大の残留熱除去系配管の全周破断とした場合，6号炉及び7号炉でのサイフォン現象発生時の想定流出量は表1の通りとなる。

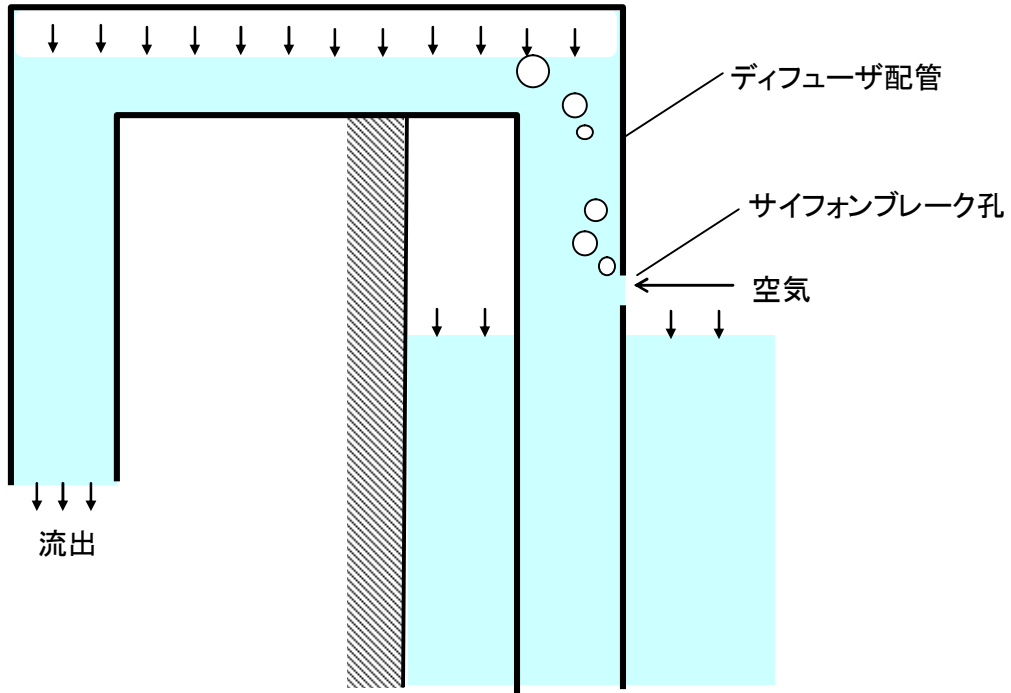


図3 サイフォン現象発生時の概念図

表1 サイフォン現象発生時の想定流出量

	流出量	ブレイクまでの時間	ブレイク時の水位
6号炉	797.7m ³ /h	12.47sec	通常水位-423mm
7号炉	765.6m ³ /h	3.32sec	通常水位-503mm

(4) 想定被ばく線量率

使用済燃料プール水が流出した場合の、オペレーティングフロア上の被ばく線量評価結果を図4に示す。図4より、使用済燃料プール水が通常水位より約1 m 低下した場合においてもオペレーティングフロア上の雰囲気線量率は0.01mSv/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が発生した場合においても十分な遮へい水位を確保することが可能である。

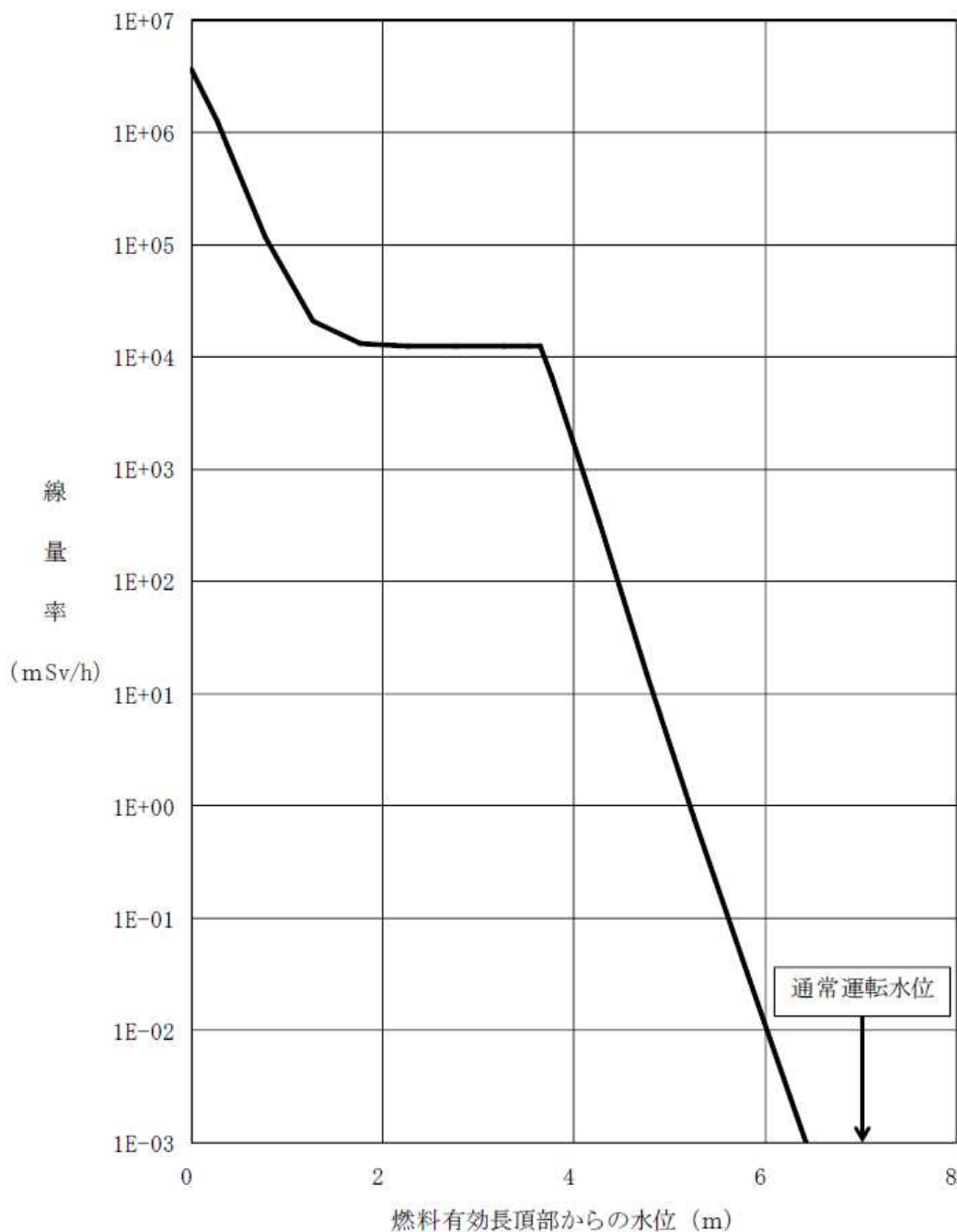


図4 オペレーティングフロア上での被ばく線量率

3. サイフオンブレイク孔の健全性について

(1) 配管強度への影響について

ディフューザ配管は、設計・建設規格、JSME S NC1-2012 におけるクラス 3 配管に該当する。クラス 3 配管への穴補強の適用の条件は PPD-3422 より、「(1)平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が 64mm 以下で、かつ、管の内径の 4 分の 1 以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフオンブレイク孔設置がディフューザ配管強度へ与える影響はない。

また、当該配管は耐震 S クラスで設計されていることから、十分な耐震性を有している。

(2) 人的要因による機能阻害について

サイフオンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、使用済燃料プール水のサイフオン効果による流出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、サイフオンブレイク孔レベルまで水位低下することで自動的にサイフオン効果を止めることが可能である。

(3) 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフオンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

- ・プール水面上の空気中からの混入物
- ・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・プール洗浄後の残留化学洗浄液またはフラッシング水

a. スキマサージタンクによる異物除去について

スキマサージタンクには、20mm×100mm の異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

b. ろ過脱塩器による異物除去について

ろ過脱塩器は、カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩器の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナのエレメントは 24×110 メッシュ（通過粒子径約 150 μ m 程度）であり、サイフオンブレイク孔の寸法 15mm φ を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

c. 使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは、当直員により、1 回／1 日の巡視をすることとなっており、サイフオンブレイク孔を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見・除去することにより、異物による閉塞を防止すること

が可能である。

d. 地震等発生時における異物による閉塞の防止について

使用済燃料貯蔵プールの近傍は異物混入防止エリアとして設定して、原則シート養生を実施しない運用としている（プール脇の手すり等についても同様）。ただし、定期検査時の汚染拡大防止や作業エリア内での作業を避けることができず、プール内への異物混入防止のために養生が必要となる場合などの理由があるときには、必要箇所の養生を行うため、これらの養生シートがスロッシング等によりプール内に流れ込む懸念はある。

地震発生後は、運転員の巡視により浮遊物等を発見し、適切な除去が行われる。仮にサイフォン現象による漏えいが発生している状況でオペレーティングフロアの線量率が悪化してプール内に流れ込んだ浮遊物等を除去できず、かつ浮遊物等によるサイフォンブレイク孔の閉塞が発生した場合は漏えいが継続することとなる。

ただし、スロッシングによりサイフォンブレイク孔が露出している場合においては浮遊物等によるサイフォンブレイク孔の閉塞は発生しないと考えられる。また、サイフォンブレイク孔が閉塞した場合であってもオペレーティングフロア以外の現場弁等の閉操作を実施することで、ほとんどの箇所での漏えいの停止が可能である。

(4) 落下物干渉による変形

サイフォンブレイク孔は図4に示す通り、配管鉛直部に設けられており、落下物が直接干渉することはないが、サイフォンブレイク孔が変形して閉塞することは考えにくい。

4. サイフォンブレイク孔の健全性確認方法について

サイフォンブレイク孔については、定期的なパトロール（1回/週）を実施し、目視により穴の閉塞がないことを確認する。



図4 サイフォンブレイク孔の設置状況

以上

18. 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合について

想定事故2の「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失」として、配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合についても評価を実施した。

1. 想定事故 2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定事故 2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

特徴や基本的な考え方は「4.2 想定事故2」に示す評価と同様であり，使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず，サイフォン現象による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し，かつ，使用済燃料プール水の補給にも失敗して使用済燃料プールの水位が低下する事象を想定する。

漏えいはサイフォンブレイク孔により停止し，燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水によって，使用済燃料等から発生する放射線の遮へいを確保するとともに，使用済燃料の著しい燃料損傷の防止を図る。

なお，サイフォンブレイク孔はさまざまなサイフォン現象による漏えい状況に対応して施工箇所付近の水位低下に応じて効果を発揮する対策であり，運転員の隔離操作による漏えいの停止をより確実なものとするために施工している重大事故等の対策である。

本事象のような漏えい速度が速い状況においては運転員による隔離操作が間に合わない場合も考えられるが，有効性評価で想定する漏えい速度*においてはサイフォンブレイク孔による漏えいの停止及び運転員による隔離操作による漏えいの停止の両方の対策が有効である。そのため，有効性評価においては運転員の隔離操作によるサイフォン現象等による漏えいの停止の成立性を確認している。

※サイフォン等の逆流の発生防止用に設置している逆止弁の異物噛み込みによる固着及び配管の貫通クラックによる破断による漏えい速度

(2) 燃料損傷防止対策

対策の概略系統図を図1に，手順の概要を図2に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と手順の関係を表1に示す。

想定事故2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）における事象発生10時間までの6/7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室において監視・指示を行う当直長1名(6/7号炉兼任)，当直副長2名*，運転員9名，緊急時対策要員(現場)14名の合計26名である。

必要な要員と作業項目について図3に示す。

各操作の概要は「4.2 想定事故2」に示す評価とほぼ同様であり，サイフォンブレイク孔により漏えいは停止するため，隔離操作は燃料損傷の防止対策ではなくなるものの，実作業として漏えい箇所の調査や隔離は実施することから考慮する。

また、保有水が「100℃」に到達する時間は事象発生から約7時間後となる。

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

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本想定では残留熱除去系配管の全周破断形成後、サイフォン現象によって、使用済燃料プールの水は漏えいし、使用済燃料プール水温上昇、沸騰及び蒸発により、水位が放射線の遮へいが維持される水位まで低下する時間を評価する。

なお、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が復旧することも考えられるが、これにより事故状態が収束するしないにかかわらず、水位が低下するまでの時間余裕は大きくなることから、評価においては考慮しないものとする。

(2) 有効性評価の条件

想定事故 2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）に対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2に示す。また、主要な解析条件を、以下に示す。

a. 初期条件

(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温

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

(b) 崩壊熱

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

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として、使用済燃料プールの冷却系及び補給水系の機能喪失を想定する。

(b) 配管破断の想定

使用済燃料プールが最も低下する可能性のあるサイフォン現象として、残留熱除去系配管の最大内径の配管の全周破断を想定する。

(c) サイフォン現象による漏えい量

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、全開での固着を想定し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約800m³/hとなる。

(d) 外部電源

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想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

使用済燃料プールへの注水流量

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ 1 台を用いた燃料プール代替注水系（可搬型）によって実施する。可搬型代替注水ポンプの容量は約 $80\text{m}^3/\text{h}$ とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの補給は、事象発生12時間後から開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

使用済燃料プール水位の変化を図 4 に、使用済燃料プール水位と線量率の評価結果を図 5 に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系配管の全周破断発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プールの水は漏えいし、使用済燃料プール水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プール水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。サイフォン現象による漏えいはサイフォンブレイク孔の効果により、約 10 分後に停止する。一方、使用済燃料プール水位低下分を補給するため、補給水系による水の補給準備を行い、補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水の準備を行う。

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

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

b. 評価項目等

使用済燃料プール水位の時間変化を図 4 に示すが、水位は通常運転水位から約 0.9m 下まで低下するにとどまり、燃料有効長頂部は冠水している。保有水の温度については約 7 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、図 5 に示すとおり、通常運転水位から約 0.9m の水位での線量率は約 $1.0 \times 10^{-2}\text{mSv}/\text{h}$ 以下であり、この水位において放射線の遮へいは維持されている。

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

事象発生から 12 時間後から崩壊熱相当の注水が実施されるため安定状態となる。

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）は、サイフォンブレイク孔による漏えいの停止及び燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作により、使用済燃料プールの水位回復及び水位低下の抑制を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表3に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、柏崎刈羽原子力発電所7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。

影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料プール内の水の温度は変動するが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、使用済燃料プールの水温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・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態については、配管の全周破断、逆止弁全開固着と想定した場合は漏えい量が多くなり、漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。ただし、サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は隔離操作が不要となる以外の事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の想定は、燃焼度の保守性等により評価条件での想定より小さくなることが考えられるが、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上（10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上（6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日）と長時間を要するため影響はない。

初期水温は評価値より低くなることが考えられるが、同様の考えにより影響はない。

初期水位は通常運転水位を設定しているが、その変動を考慮した場合であってもサイフォンがブレイクする位置はサイフォンブレイク孔付近となるため、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位低下の時間や燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間には影響

しない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作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を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図3に示すとおり、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなることが考えられる。この場合、注水操作に対して放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日, 7号炉 約1.2日)と操作に対して十分な時間余裕をもつことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作について、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日, 7号炉 約1.2日)であり、操作に対して十分な時間余裕を確保できる。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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、操作条件が運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが分かった。

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(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)において6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要要員は、「1(2)燃料損傷防止対策」に示すとおり26名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)において、水源、燃料及び電源の資源について以下のとおりである。「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、そ

の結果を以下に示す。

a. 水源

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約3,200m³必要となる。防火水槽及び淡水貯水池で合計約18,100m³の水量を保有しており、12時間以降に淡水貯水池から防火水槽への給水を行うことで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした注水が可能となることから、7日間の継続実施が可能である。なお、防火水槽への補給の開始を12時間としているが、これは、可搬型設備の使用を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

b. 燃料

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

軽油タンクで軽油約 1,020,000L(発電所内で軽油約 5,344,000L)の使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。

c. 電源

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

5. 結論

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

想定事故2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合) について有効性評価を行った。

上記の場合においても、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プールの水位を回復させ維持することができ、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部は冠水を維持し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができる。また、長期的には安定状態を維持できる。

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

以上のことから、燃料損傷防止対策は、想定事故2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）に対して有効である。

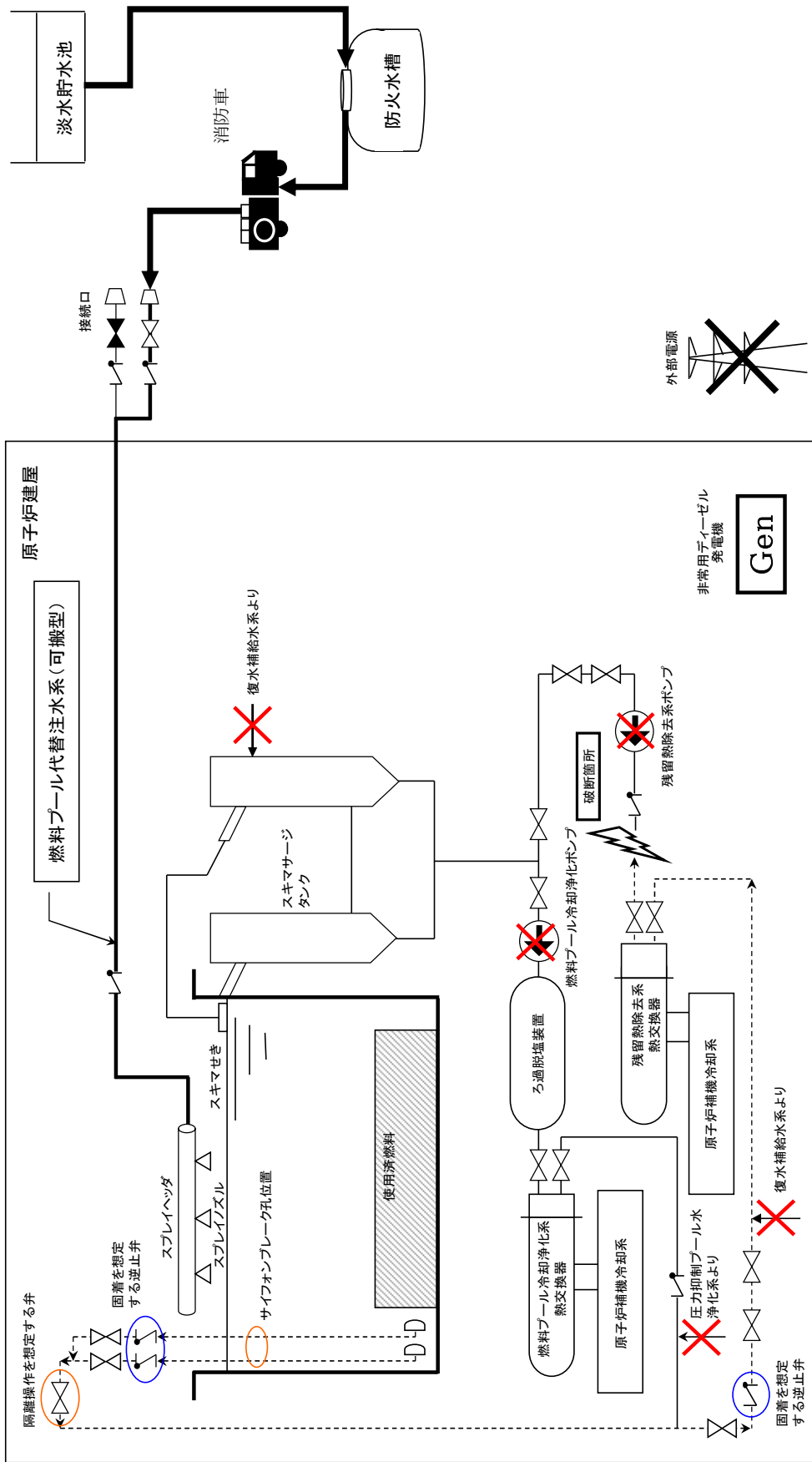
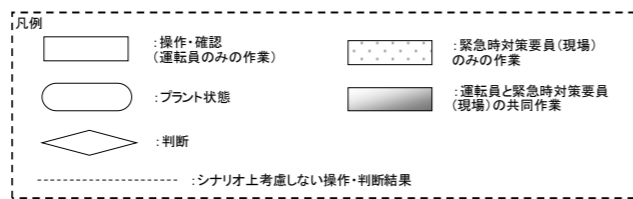


図1 想定事故2の重大事故対策の概略系統図
(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

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



(解析上の時刻)
 (約0分)

(約5分後)

(約10分後)

(約60分後)

(約7時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

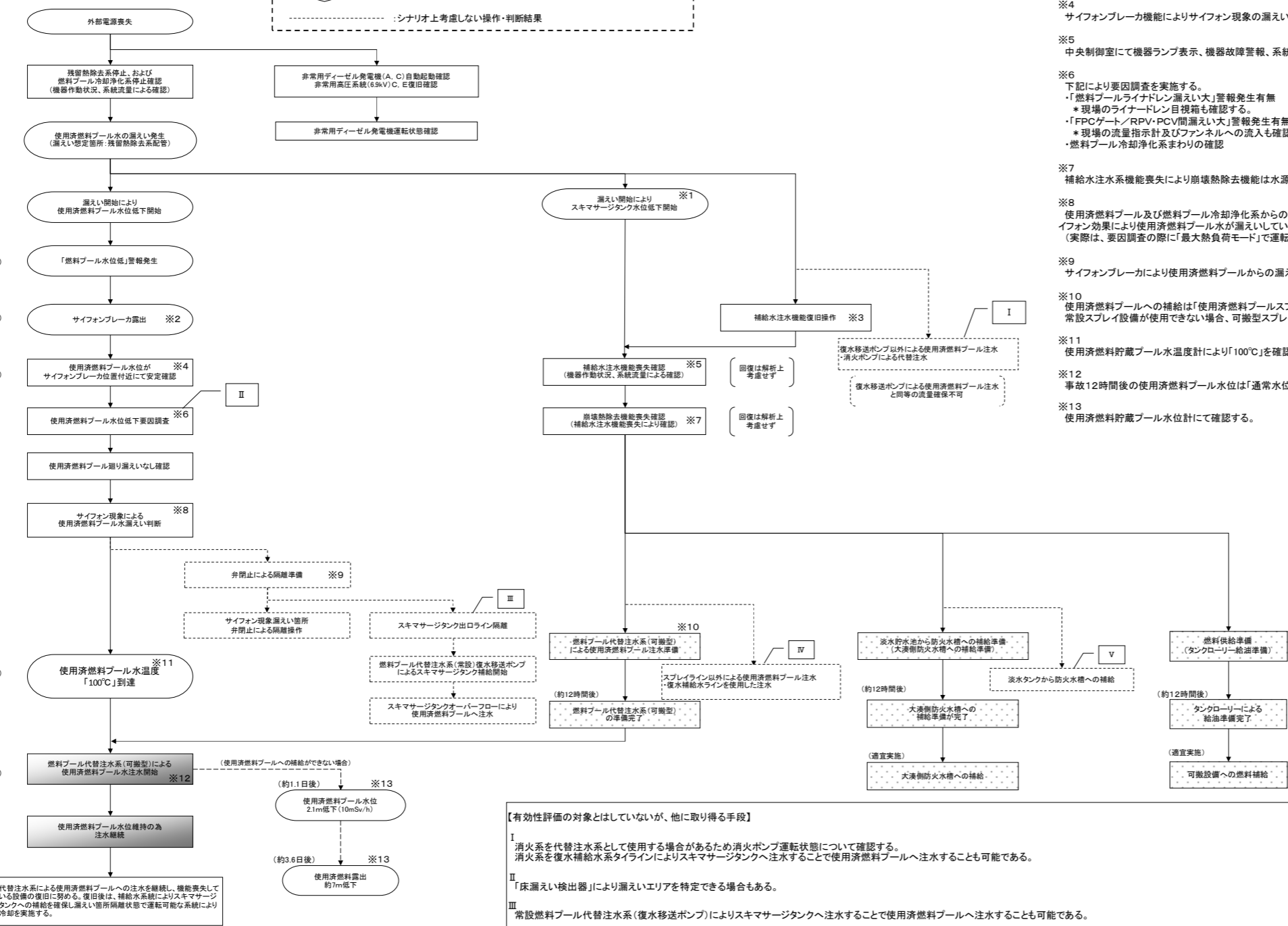
(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)

(約12時間後)



※1 実際は、使用済燃料プール側の水頭圧により漏洩量が抑制されることも考えられる。

※2 サイフォンブレーカ位置は「NWL-約40cm」

※3 復水移送ポンプ(A, C)起動確認または起動操作

※4 サイフォンブレーカ機能によりサイフォン現象の漏れは停止し、SFP水位はサイフォンブレーカの露出水位付近で安定する。

※5 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計等にて機能喪失を確認する。

※6 下記により要因調査を実施する。
 ・燃料プールライナドレン漏れ「大」警報発生有無
 *現場のライナドレン目視箱も確認する。
 ・FPCゲート/RPV-PCV間漏れ「大」警報発生有無
 *現場の流量指示計及びファンネルへの流入も確認する。
 ・燃料プール冷却浄化系まわりの確認

※7 補給注水系機能喪失により崩壊熱除去機能は水源がないため機能喪失と判断する。

※8 使用済燃料プール及び燃料プール冷却浄化系からの漏れの形跡が無いこと、サイフォンブレーカの露出水位付近で使用済燃料プール水位が安定していることから、サイフォン効果により使用済燃料プール水が漏れしていたと判断する。
 (実際は、要因調査の際に「最大熱負荷モード」で運転していた残留熱除去系も確認するため、その時点でサイフォン効果による漏れと判断できる)

※9 サイフォンブレーカにより使用済燃料プールからの漏れは停止しているが、破断箇所を系統から隔離するため弁により隔離操作を実施する。

※10 使用済燃料プールへの補給は「使用済燃料プールスプレイライン」を使用する。常設スプレイ設備が使用できない場合、可搬型スプレイ設備による使用済燃料プールへの補給を実施する。

※11 使用済燃料貯蔵プール水温度計により「100℃」を確認する。

※12 事故12時間後の使用済燃料プール水位は「通常水位-0.9m」となる。

※13 使用済燃料貯蔵プール水位計にて確認する。

図2 想定事故2時の対応手順の概要
 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

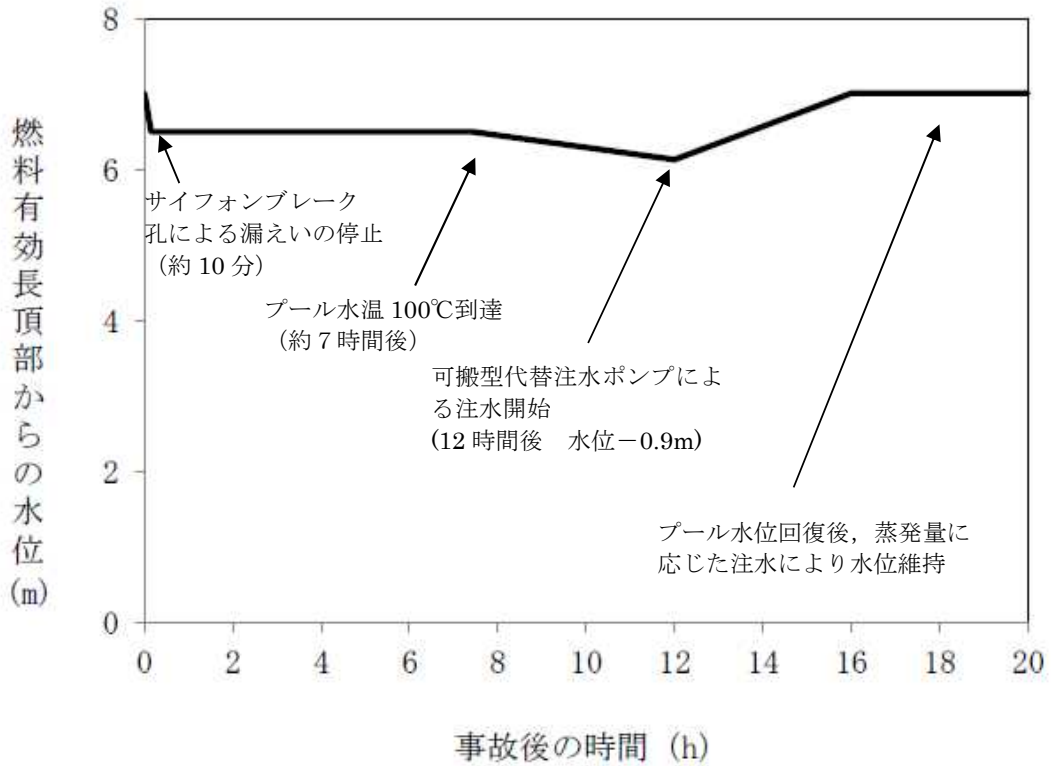


図4 想定事故2における使用済燃料プール水位の変化の推移 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

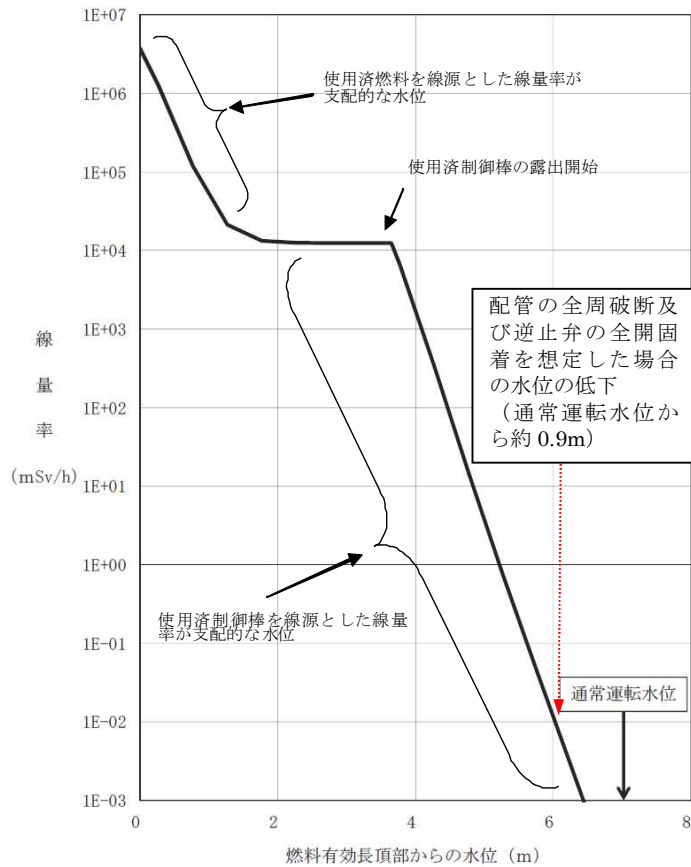


図5 使用済燃料プール水位と線量率 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

表 1 想定事故 2 における重大事故等対策について (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料プール水位低下確認	外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止すると同時に使用済燃料プールの冷却系配管からの漏えいが発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位は低下する。	—	—	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
使用済燃料プールの補給水系機能喪失及び冷却系機能喪失確認	使用済燃料プール又はスキマサージタンクの水位が低下するため、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行う。しかし、外部電源喪失により停止した復水移送ポンプの起動に失敗し使用済燃料プールの補給水系が機能喪失する。使用済燃料プールの補給ができないため、使用済燃料プールへの冷却系の再起動が不可能となり機能喪失することを確認する。	—	—	使用済燃料プール水温度計【SA】 使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
サイフォンブレイク孔による使用済燃料プール漏えい停止確認	使用済燃料プール水位が低下し、サイフォンブレイク孔が露出することにより、サイフォン効果による漏えいが停止する。使用済燃料プール水位が、サイフォンブレイク孔高さ付近にあることを確認する。漏えい原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいでは無いことから、サイフォン現象による漏えいであったことを確認し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉止することで漏えい個所の隔離が完了する。	—	—	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エアリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッダ【SA】	可搬型代替注水ポンプ【SA】	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エアリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給(可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッダが使用できない場合、可搬型スプレイ設備による燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	—	可搬型代替注水ポンプ【SA】	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エアリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】

【SA】：重大事故等対処設備
 有効性評価上考慮しない操作

表 2 主要解析条件(想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)) (1/2)

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

初期条件

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

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

表 2 主要解析条件(想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)) (2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系, 圧力抑制プール浄化系等の機能喪失を設定
	配管破断の想定	残留熱除去系配管の全周破断	残留熱除去系配管の全周破断を想定
	サイフォン現象による漏えい量	約 800m ³ /h	サイフォン防止用の逆止弁が機能せず, 全開で固着し, かつ配管が全周破断することでサイフォン現象による保有水の流出が発生する
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関連する機器条件	使用済燃料プールへの注水流量	80m ³ /h	設備の設計を踏まえて設定
	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	事象発生から 12 時間後	当社の可搬型設備に対するフェーズドアプローチの考え方(事故発生後の対策を事故発生からの経過時間をフェーズに分類し, 各フェーズで用いる人員, 資機材に課する要件について, 時間余裕や代替可能性の観点から具体的な対応を設定しておく方針)に基づき設定 異常の認知遅れ(警報発生等がなく異常に気づきにくい事象)等を考慮しても設備に期待できる時間として設定

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

項目	評価条件 (初期, 事故及機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目パラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料崩壊熱	約 11MW	取り替え燃料毎	原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料とそれ以前に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料プールの貯蔵ラックの容量の最大数となるように保管した状態を設定。 炉心燃料の冷却期間については過去の実績より取出期間が最も短い10日を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、ORIGEN2を用いて算出。	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は、崩壊熱や燃料プール水の初期水温、初期水位、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間を与える影響はない。	最確条件では評価条件で設定している崩壊熱より小さな値となることが考えられ、使用済燃料プール内の水の温度上昇は緩やかになるが、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6 号炉 約 1.1 日, 7 号炉 約 1.2 日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上 (6 号炉 約 3.6 日, 7 号炉 約 3.7 日) と長時間を要するため影響は小さい。
	事象発生前使用済燃料プール水温	65℃	取り替え燃料毎	保安規定の設定値である 65℃を設定。	最確条件では評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなることが考えられるが、評価条件であっても放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は1日以上 (10mSv/h の場合 6 号炉 約 1.1 日, 7 号炉 約 1.2 日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上 (6 号炉 約 3.6 日) と長時間を要するため影響は小さい。なお、自然蒸発による水位低下も考えられるが、沸騰による水位低下と比べて僅かであり、また、評価で保有水の密度は 100℃の値を用いている。
事象発生前の燃料プールの水位	通常運転水位	通常運転水位付近	設計値を設定。		評価条件の初期水位は通常運転水位を設定しているが、その変動を考慮した場合であってもサイフォンがブレークする位置はサイフォンブレーク孔付近となるため、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位低下の時間や燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は影響ない。
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D/Sピット, キャスクピット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D/Sピット, キャスクピットの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後であるため、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D/Sピット, キャスクピットの保有水量を考慮しない状態を想定。		プールゲートが開放されている場合を想定した場合、保有水量は2倍程度となり、保有水量温度上昇や蒸発による水位の低下速度は緩和される。ただし、現在の想定であっても放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6 号炉 約 1.1 日, 7 号炉 約 1.2 日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上 (6 号炉 約 3.6 日, 7 号炉 約 3.7 日) と長時間を要するため影響は小さい。

初期条件

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

項目	評価条件 (初期, 事故及機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	残留熱除去系配管の全周 破断	事故毎に変化	サイフォン現象による漏えい速度が大きく なる破断を想定	燃料プール代替注水系 (可搬型) による 使用済燃料プールへの注水操作は、 漏えい量に応じた対応をとるものでは なく、冷却機能喪失や水位低下による 異常の認知を起点とするものであるた め、運転員等操作時間に与える影響は ない。	破断面積が小さい場合は漏えい量が少なくな るが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停 止するた め、事象進展に影響はなく、評価項目パラ メータに与える影響はない。
	逆流防止用の逆止 弁の状態	事故毎に変化	サイフォン現象による漏えい速度が大 きくなる逆止弁の機能喪失を考慮	燃料プール代替注水系 (可搬型) によ る使用済燃料プールへの注水操作は、 漏えい量に応じた対応をとるものでは なく、冷却機能喪失や水位低下による 異常の認知を起点とするものであるた め、運転員等操作時間に与える影響は ない。	弁の開口面積が小さくなると漏えい量が少 なくなるが、サイフォンブレイク孔により漏 えいが停止す るため、事象進展に影響はなく、評価項 目パラメータに与える影響はない。
	サイフォン現象の 継続防止用のサイ フォンブレイク孔 の考慮	考慮する	新たにサイフォン現象による漏えいの 継続防止用に設置したサイフォンブレ イク孔を考慮	評価条件と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。	評価条件と同様であることから、事象進 展に影響はなく、評価項目パラメータに 与える影響はない。
	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	考慮する	評価条件と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。	評価条件と同様であることから、事象進 展に影響はなく、評価項目パラメータに 与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	事故毎に変化	外部電源がない場合と外部電源がある 場合では、事象進展は同じであること から、資源の評価の観点で厳しくなる 外部電源がない場合を想定する。	外部電源がない場合と外部電源がある 場合では、事象進展は同じであること から、運転員等操作時間に与える影響 はない。

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

項目	評価条件 (初期、事故及機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水流量	最大 80m ³ /h	80m ³ /h 以上	可搬型代替注水ポンプの設計流量を基に設定	燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水操作は、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燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水流量は崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度 (最大 19m ³ /h) より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表 4 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		評価設定の考え方	要因の配置による他の操作に与える影響	評価項目パラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等	評価条件(操作条件)の不確かさ(操作条件を除く)の不確かさによる影響				
	評価上の操作開始時間	解析コードの不確かさによる影響				
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作	<p>事象発生から12時間後</p> <p>事象発生から12時間以内</p>	<p>解析コードは使用していないため対象外(評価式では、放熱や給水の頭熱を考慮しておらず、それらも考慮した場合は評価パラメータや操作時間余裕が長くなる。)</p>	<p>当社の可搬型設備に対するフェューズ方(事故発生後の対策を事故発生からの経過時間をフェューズに分類し、各フェューズで用いる人員、資機材に課する要件について、時間余裕や代替可能性の観点から具体的な対応を設定しておく方針)に基づき設置。</p>	<p>当該操作を実施する要員は、前後に他の操作による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>注水開始が早くなった場合、水位の低下量は少なくなると見込まれる。しかし、事象発生から13時間後の注水であったとしても、水位の低下は約0.9m程度であり、線量は$1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$以下であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>当該操作に対する時間余裕は、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間が1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日)、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が3日以上(6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日)であり、事故を検知して注水を開始するまでの12時間以内は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p>
操作条件						

安定停止状態について

想定事故 2 (サイフォン現象等による使用済燃料プールの冷却水の喪失 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着)) の安定停止状態については以下のとおり。

水位及び温度が安定した状態：

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

使用済燃料プールの水位、温度安定状態への確立について

図 4 に示すとおり、事象開始直後に保有水の漏えいによる水位低下が発生するが、約 10 分後にサイフォンブレイク孔の効果により漏えいは停止する。冷却機能の喪失により事象発生から約 7 時間後に除熱機能喪失による沸騰が開始され、蒸発による水位低下が開始するが、12 時間後に燃料プール代替注水系 (可搬型) を用いた注水を実施することで水位の回復、維持ができるため、その状態を水位及び温度が安定した状態とした。

その他

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

7 日間における水源の対応について(想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合))

○水源

防火水槽：約 100m³

淡水貯水池：約 18,000m³

○水使用パターン

①可搬型代替注水ポンプでの使用済燃料プールの注水

最大流量 80m³/h で事故発生後 12 時間以降運転する。

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

②淡水貯水池から防火水槽への移送

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

○時間評価

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

○水源評価結果

事故後 12 時間後からプール水位回復する 15 時間までは 80m³/h で注水を行い、その後 19m³/h で注水を実施するため、7 日間では合計約 3200m³ の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

(約 80m³/h × (15h-12h) + 19m³/h × (168h-15h) ÷ 3200m³)

7 日間における燃料の対応(想定事故 2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合))

プラント状況:6 号炉運転中。1～5, 7 号炉停止中。

事象:想定事故 2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)は 7 号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

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

号炉	時系列		合計	判定
	事象発生直後～事象発生後 7 日間	使用済燃料プール注水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 2 台起動。 18L/h×24h×7 日×2 台=6,048L		
7 号炉	非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7 日×3 台=750,960L		7 日間の 軽油消費量 約 757,008L	7 号炉軽油タンク容量は 約 1,020,000L であり、 7 日間対応可能。
6 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 2 台起動。 18L/h×24h×7 日×2 台=6,048L	空冷式ガスタワービン発電機 3 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7 日×3 台=859,320L	7 日間の 軽油消費量 約 902,328L	6 号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 1,164,000L であり、 7 日間対応可能。
1 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L		7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	1 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
2 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L		7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	2 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
3 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L		7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	3 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
4 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L		7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	4 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
5 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L		7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	5 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
その他	事象発生直後～事象発生後 7 日間 免震棟ガスタワービン発電機 1 台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 395L/h×24h×7 日=66,360L モニタリングボスト用仮設発電機 3 台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7 日×3 台=4,536L		7 日間の 軽油消費量 約 70,896L	1～7 号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 527,944L であり、 7 日間対応可能。

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

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

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

25. 柏崎刈羽 6, 7号機 SFP プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

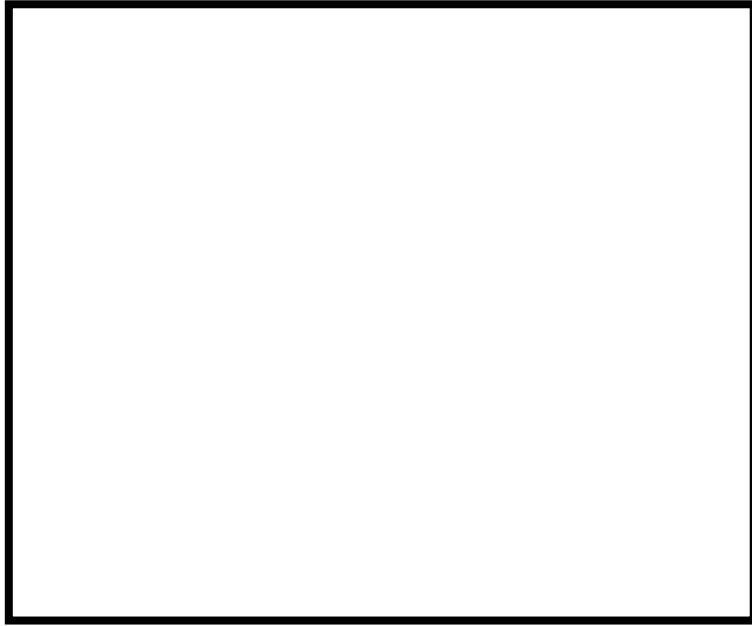
柏崎刈羽 6, 7号機の SFP では、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。SFP には、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に SFP プール水が沸騰や喪失した状態、SFP スプレイが作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、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ある。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 SFP 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・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、柏崎刈羽 6, 7号機の SFP において水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ 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である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、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を確認した。

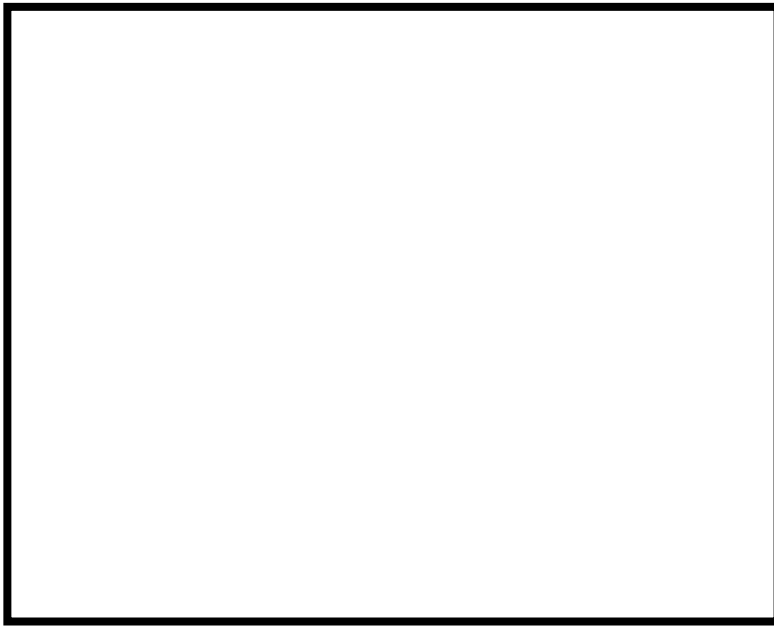
なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。



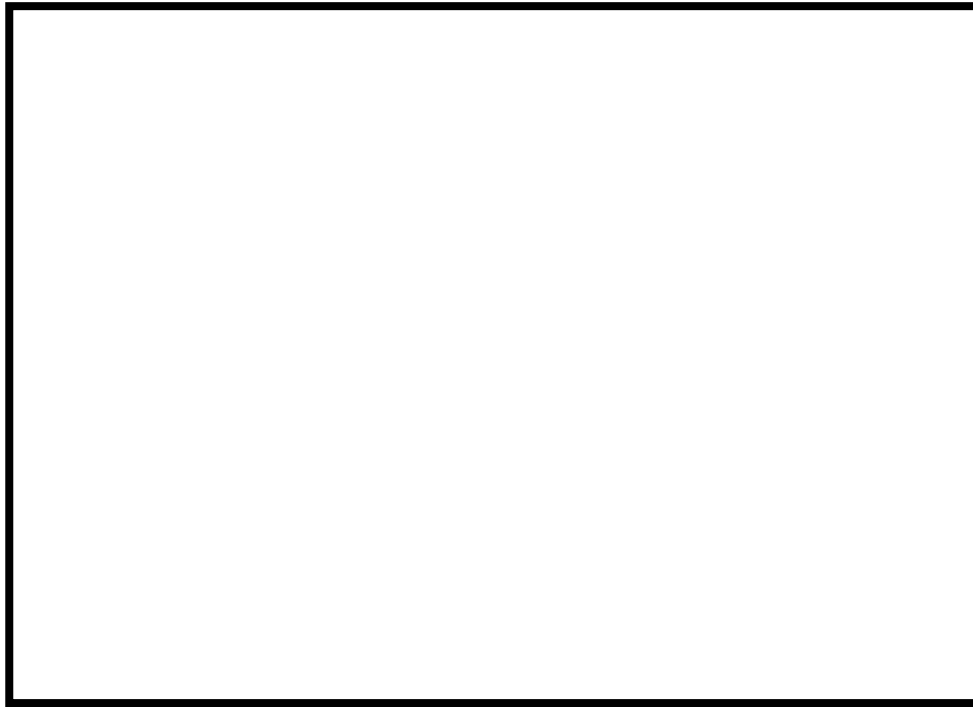
柏崎刈羽6号機 角管型ラックの計算体系



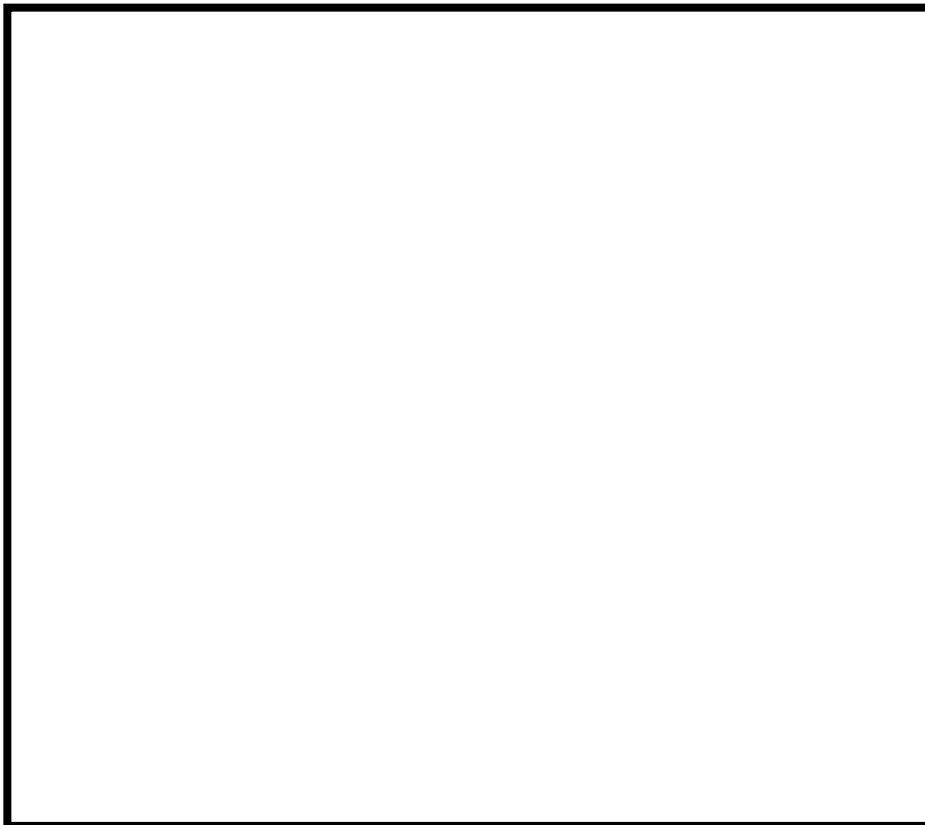
柏崎刈羽6号機 格子型ラックの計算体系



柏崎刈羽7号機 角管型ラックの計算体系



実効増倍率の水密度依存性 (K6)



実効増倍率の水密度依存性 (K7)

93. 使用済燃料貯蔵プールの監視について

1. 通常時の監視項目の概要

ここでは通常時の使用済燃料貯蔵プールの関連パラメータについて監視設備、監視方法、及び確認頻度を以下にまとめました。

表 通常時の監視項目の概要

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
スキマサージャクタの水位	スキマサージャクタ水位計	パラメータ確認	1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	水位高/低時の警報発生時 (スキマサージャクタ水位計)	水位低によるFPCポンプトップのインターロック有
燃料プール水位	・使用済燃料貯蔵プール水位計 ・ITV ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域)	パラメータ確認	1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	水位高/低の警報発生時 (使用済燃料貯蔵プール水位計) 水位低の警報発生時 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域))	—
燃料プール水温	・FPCポンプ入口温度 ・使用済燃料貯蔵プール温度計 ・RHRポンプ入口温度計 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域)	現場状態確認 パラメータ確認	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)	・温度高の警報発生時 (使用済燃料貯蔵プール水温計) ・温度高の警報発生時 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域))	—
燃料プール冷却系の運転状態	FPC, RHR, CUWの運転状態	現場状態確認	現場パトロール時	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ウグラス	現場状態確認	現場パトロール時	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	—
燃料貯蔵プールエリアの線量率	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	パラメータ確認	1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	燃料貯蔵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。

・想定事故 1

使用済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、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する状況を想定した場合、残留熱除去系のポンプが通常通り動作していて、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、表の「燃料プール水温」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作動しているため、当該ポンプを用いた使用済燃料プールへの補給が可能であり、想定事故1で想定する使用済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

使用済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、表で示す「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。

94. 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において、使用済燃料プール(以下、SFP)に接続される配管から漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象による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の想定とした理由について示す。

1. 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
- ② SFPライナー部の損傷
- ③ SFPゲートの損傷
- ④ 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、SFPの底部にあるディフューザ付近まで漏洩が継続する。

SFP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等の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、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。

補給の手段は、配管の破断箇所及び隔離箇所に依存することから、残留熱除去系やサブプレッションプール水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、漏えい量はサイフォン防止用逆止弁の異物噛み込みによる固着及び配管のクラック破断を想定すると最大約70m³/hとなる。運転員は、事象認知後に燃料プール代替注水設備を用いて漏えい量に応じた補給を実施することで、SFPの水位及び冷却機能は維持される。

②SFPライナー部の破損

SFP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SFPライナー部が破損し漏えいが発生した場合、漏えいした使用済燃料プールの保有水はSFPライナー漏えい検出器のドレン溜りに流れ込み、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使用済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洩を停止することが困難であり、漏洩が継続する。

補給等の対応手段は、ライナー部破損による漏えいが残留熱除去系やサプレッションプール水浄化系といった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）となる。

なお、SFP 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 40m³/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、漏えいしたプール水はライナードレンより HCW サンプへと流出する。漏えい量に応じた補給の継続が可能であれば SFP の水位及び冷却機能は維持されるが、漏えいの継続による排水対策も必要であるため、大規模損壊の対応となる。この場合、使用済燃料プール代替注水系（可搬型）等による SFP スプレイの実施や漏えいした水を水源として再び SFP へと注水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。

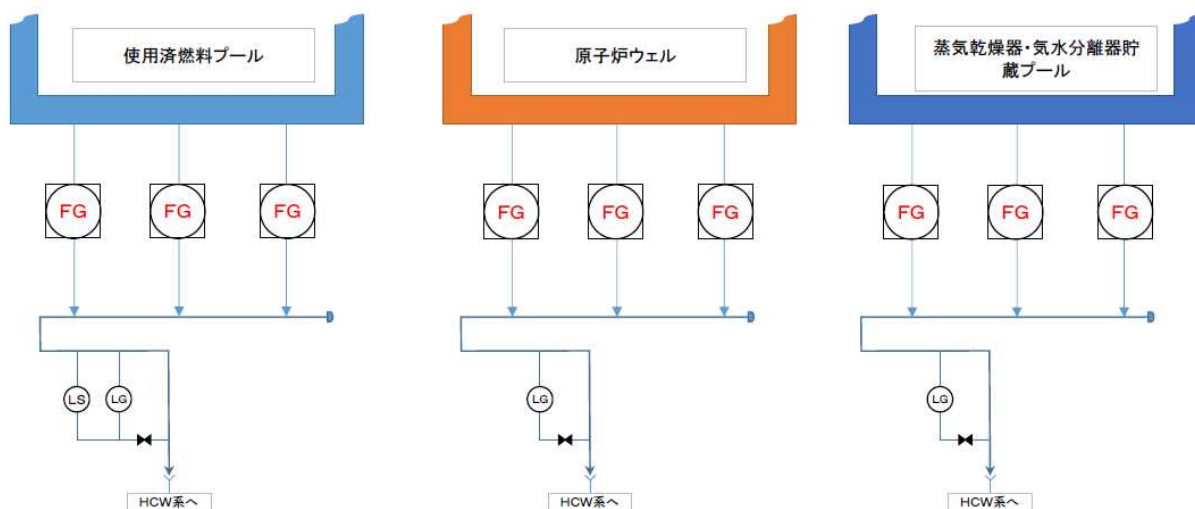


図1 使用済燃料プール，原子炉ウェル，及び蒸気乾燥器・気水分離器貯蔵プール(D/S ピット)のライナー部

③SFP ゲートの破損

使用済燃料プールゲートは補足説明資料「9.5. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて」に示すように十分信頼性があり、地震発生時においてもその機能が維持される。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。

運転員はプールゲート破損による漏えい警報確認や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、SFP 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給水作業が可能のため、燃料の健全性が確保される。

④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

SFP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（スロット部）以下には水位は低下せず、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。

その後、原子炉ウェル及びD/Sピット側の管体に異常がなければ注水によって水位を回復させ、SFP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ピット側の管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給水作業が可能のため、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使用済燃料プールの保有水が漏えいし、その漏えい量は最大で約710m³（「KK67-0014 内部溢水の影響評価について」参照）となる。この時、通常運転水位から3m程度まで水位が低下するが、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、SFP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SFP水位が低下し現場環境が悪化するため、オペレーティングフロアでの作業を伴う対応は困難となる。ただし、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2日以上あり、オペレーティングフロアでの作業が不要である常設スプレイ配管を用いた使用済燃料プール代替注水系（可搬型）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、「②SFP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、漏洩が継続する状況（「②SFPライナー部の破損」を含む）、及び常用の注水設備及び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、燃料プール代替注水系（可搬型）（スプレイ機能）や放水設備等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。

使用済燃料有効長頂部より高い位置で漏洩が停止する事象は③、④、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、逆止弁固着を想定するとBクラス配管が含まれることから漏洩が使用済燃料有効長頂部以下まで継続する恐れがあり、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

95. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて

○使用済燃料プールゲートについては、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と原子炉ウエ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ことを確認。
- (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、強度上問題ないことを確認。
- (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℃—70 h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃—70 h）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。

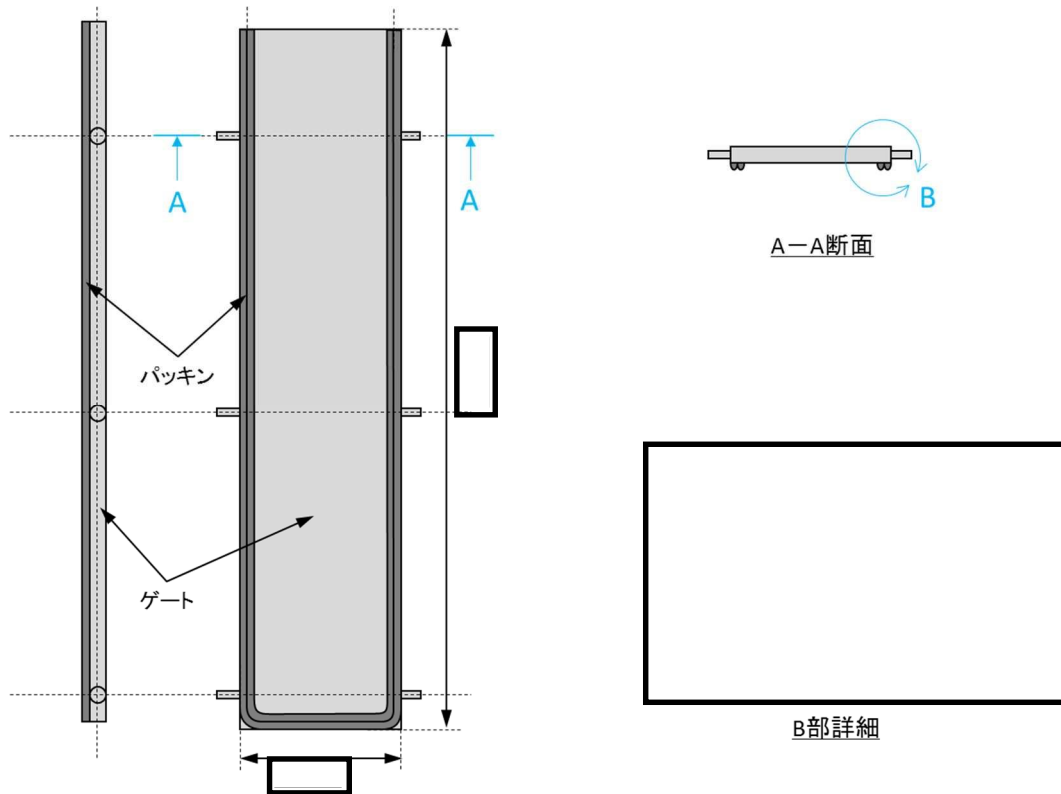


図1 SFPゲートの構造図（6号炉、内側ゲートの例）

○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ル性能を確保可能。
- (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ル性能を確保可能。（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）

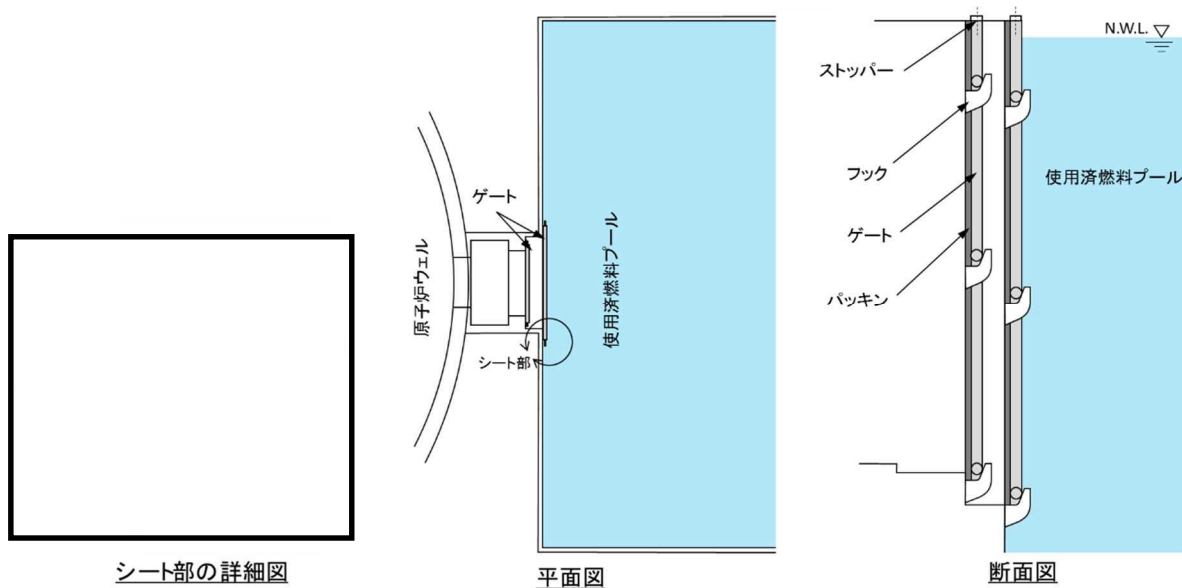


図2 SFPゲート据付状態の概要図（6号炉の例）

(参考) SFPゲートが外れた場合

万一、SFPゲートが外れることによりSFP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参考に実施した。

○評価条件

- ・SFPゲートは、地震等が発生した場合も十分信頼性があるものであるが、保守的にSFPゲートが外れ、かつゲート下端（スロット部）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までの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の保有水が、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SFP側が均一になった際にSFPからの保有水の漏えいを停止させることも考えられるが、ここではその効果に期待しないものとした。
- ・熱負荷は、想定事故1および想定事故2と同様に約11MWtとした。
- ・サイフォン等による漏えいはサイフォンブレイク孔や現場の隔離操作により停止されるものとした。

	SFP保有水量 (流出前)	原子炉ウェル等 への流量	プール保有水量 (流出後)	プール水位 低下量(通常運転 水位からの低下)
6号炉	2085.14m ³	1565m ³	520m ³	約6.7m
7号炉	2214m ³	1678m ³	536m ³	約6.9m

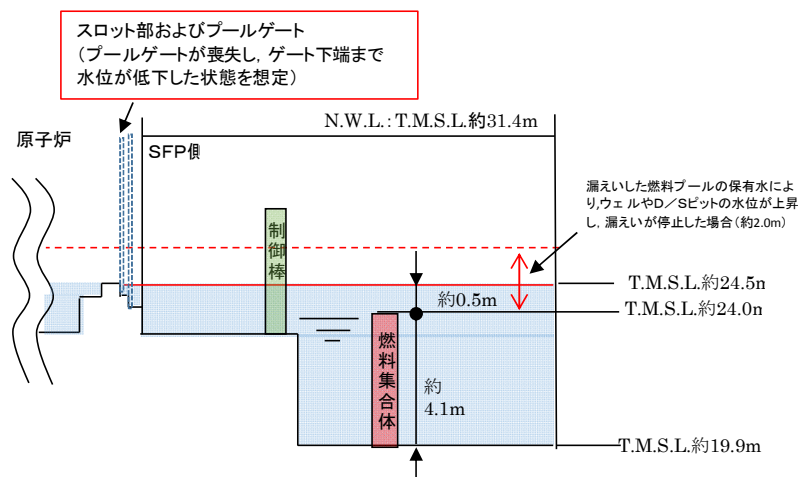
* 燃料有効長頂部冠水部は燃料有効長頂部を設定(有効性評価で保守的に用いている燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.1m程度高い位置)は用いない)

○算定結果

評価の結果、事象発生開始から使用済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1.9時間であった。また、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5.5時間であった。

水位の低下により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水位が低下する時間余裕は5時間以上あるため、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(燃料プール代替注水系により燃料損傷の防止が可能である。

	6号炉	7号炉
冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	約1.9時間	約1.9時間
事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間	約7.0時間	約5.5時間



○まとめ

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のあるものであり、かつ万一、使用済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6.9m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5.5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（燃料プール代替注水系（常設又は可搬型））により注水することで燃料損傷の防止が可能である。

96. プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について

運転停止中の有効性評価は、審査ガイドの評価項目※に基づき原子炉への注水を行うことで燃料の冠水が維持されていることをもって、燃料の冷却が維持され燃料損傷が防止できていることを確認している。

※<審査ガイドの評価項目>

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）

この際、格納容器の温度・圧力挙動は評価対象とはしていないが、原子炉補機冷却系又は格納容器ベントによる除熱により対応することとなる。

1. プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響

プラント停止中の有効性評価において、崩壊熱除去機能を喪失している期間は「崩壊熱除去機能喪失」の事象発生約2時間後まで、「全交流動力電源喪失」の事象発生から原子炉補機冷却系等による崩壊熱除去機能復旧の事象発生約20時間後までである。

ここでは、代表として「全交流動力電源喪失」を前提に考察する。

崩壊熱除去機能が喪失すると原子炉冷却材の温度は上昇し、冷却機能喪失後1時間程度で沸騰を開始した後、水位が低下する。原子炉注水により燃料の冷却は維持されるが、原子炉内の圧力が徐々に上昇するため、原子炉の減圧が必要となる。減圧により原子炉内の熱量がサプレッションチェンバへと移行し、格納容器内の温度上昇や圧力上昇に至る。

運転停止中においては運転中の事故と比べ崩壊熱が低く、格納容器の温度上昇や圧力上昇は穏やかであり、崩壊熱の積算で比較すると8割程度※となる。運転中の事故シーケンスで比較した場合、機能喪失及び対応が類似の事象は運転中の「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」となるが、この事象において1Pdに至るまでに除熱機能の復旧が可能であるため、停止中においても同様の対応をとることが可能であると考えられる。

※・原子炉停止中の「全交流動力電源喪失」では事象発生から原子炉補機冷却系によるサプレッションプール水冷却開始(20時間後)までの崩壊熱の積算量 : 1.6×10^9 [kJ]程度

・運転中の「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」で事象発生から原子炉補機冷却系によるサプレッションプール水冷却開始(20時間後)までの崩壊熱の積算量 : 2.1×10^9 [kJ]程度

また、仮に原子炉補機冷却系による崩壊熱除去機能の復旧ができない場合は格納容器ベントによる除熱を実施することとなるが、この場合原子炉運転中に燃料ギャップ内に蓄積した放射性物質の一部はプラント停止時に原子炉減圧に伴う追加放出としてギャップ外に既に放出されることから、追加放出は考慮不要である。

なお、停止中の場合パーソナルエアロック等開放により格納容器が開放されている場合も考えられるが、この場合はパーソナルエアロック等を速やかに閉止することで、上記と同

様の対応となる。

さらに、原子炉圧力容器を開放している場合は原子炉内から放出された熱量は蒸気に伴い原子炉建屋内に放出され、原子炉建屋壁面への吸熱、または環境へ放熱されるが、この場合は崩壊熱量がさらに低下していること、原子炉ウェルが水張りされているなど冷却材の量が増加していることから事象進展はより緩慢となる。

以 上

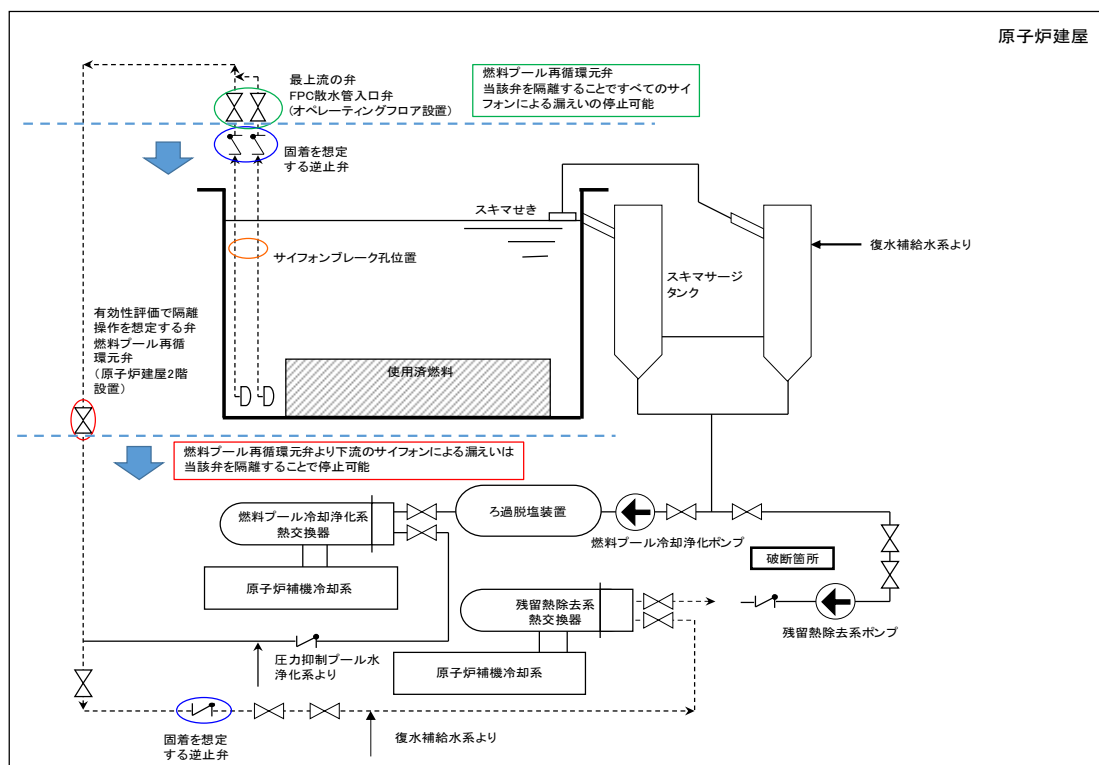
97. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について

有効性評価の「想定事故 2」では、サイフォンブレイク孔による静的な漏えい隔離効果に期待しない場合であっても、事象発生から 2.5 時間以内に運転員が隔離弁を閉止することで、サイフォン現象による漏えいを停止することとしている。ここではその隔離操作の確実性を示す。

隔離操作は、運転員が漏えい警報や水位の低下等による異常認知後、中央制御室からの電動弁や現場の手動弁により実施する。

現場手動弁の隔離操作概要は補足説明資料「4. 重大事故対策の成立性」の「資料 4-17 サイフォン効果等による SFP 水流出防止」に示した弁（原子炉建屋 2 階燃料プール冷却浄化系弁室の燃料プール再循環元弁）によって行う。本対象弁は原子炉建屋 2 階に設置されており、各システムへの分岐部よりも上流側の弁であるため、サイフォン現象による大部分の漏えいは当該弁の隔離操作による停止が可能である。

また当該弁より上流の配管で破断があった場合、最上流の弁（FPC 使用済燃料貯蔵プール散水管入口弁）を閉止することで確実に隔離することが可能である。



重大事故等対策概略系統図
(可搬型代替注水ポンプ)

なお、最上流の弁はオペレーティングフロアに設置されており、水位低下により空間線量が高い場合はアクセスできないため、スロッシングのように初期のプール水位が低下している状況は対応が困難となるが、それらの場合はサイフォンブレイク孔が露出しており、サイフォン現象による漏えいは発生しない。

またスロッシングが発生していない状況であれば、放射線の遮へいが維持される高さまで水位が低下するまでの余裕時間は7時間程度あること（有効性評価での想定している68m³/hでの漏えい）に対して事象認知後1時間程度で隔離できることから、現場の線量率が悪化する前に隔離することが可能である。

スロッシング及びサイフォン現象の漏えいに対する現場操作の溢水影響は、以下の観点より操作の妨げとならないことを確認している。

- ・作業に対する時間余裕も充分あるため、スロッシングによる溢水はハッチ等の開口部より建屋最地下階への流れ落ちているため、作業の阻害とはならない。
- ・漏えい箇所が操作箇所（原子炉建屋2階）より低いフロアの場合は、漏えいが操作の妨げとならない。漏えい箇所が操作箇所と同一フロアで発生した場合であっても最上流の弁（FPC使用済燃料貯蔵プール散水管入口弁）を閉止することで隔離が可能である。
- ・アクセスルートが建屋最地下階のような最終的な溢水の滞留区画ではなく、ハッチ等の開口部による排水効果も期待できることからアクセス性に問題がない。
- ・使用済燃料プール水の温度が極端に高くなく、内包する放射性物質の濃度も高くないことから、漏えいにより、現場の温度や線量率が現場作業を阻害するまで上昇することは考えられない。

98. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

反応度誤投入事象の評価において炉心状態を「平衡炉心のサイクル初期」とし、「最大反応度価値制御棒及びその斜め隣接の制御棒」が引き抜かれる想定をして評価している。実炉心においてはこれらの想定と異なり、引抜制御棒価値、引抜制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線、実効遅発中性子割合等のパラメータに不確かさがあるため、有効性評価での想定とこれらの不確かさの影響について以下にまとめた。

1. 感度解析の条件

炉心状態の不確かさの影響を考慮するパラメータとして「解析コードの APEX」の重要現象の特定を参考に「引抜制御棒価値」、「引抜制御棒反応度曲線」、「スクラム反応度曲線」、「実効遅発中性子割合」の4つについて表1に示す感度解析を実施した。

なお、原子炉初期出力と初期燃料温度については既に「解析コードの APEX」にて感度解析を実施していること、出力分布変化は制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値となるようにしていることから今回対象としていない。

・引抜制御棒価値

有効性評価において核的制限値を超えないように管理している値（臨界近接時においては最大反応度価値を $1.0\% \Delta k$ 以下とすること）を超える制御棒価値として最大反応度価値制御棒の斜め隣接の制御棒（平衡炉心サイクル初期）の $1.04\% \Delta k$ を設定している。そのため、感度解析を実施する上のノミナルな条件としては管理値の $1.0\% \Delta k$ を設定した。

なお、制御棒反応度価値の影響については過渡解析「原子炉起動時における制御棒の以上な引き抜き」に示されるように $3.5\% \Delta k$ の価値を有する制御棒グループが引き抜かれた場合であっても反応度は1ドル未満（約0.7ドル）にとどまっていることから、今回の感度評価の影響確認の対象外とした。

・引抜制御棒反応度曲線

有効性評価において表1に示すA型平行炉心のサイクル初期を想定している。

ノミナル条件としてサイクル初期及びサイクル末期での引抜制御棒反応度曲線を $1.0\% \Delta k$ に規格したものを考慮した。

不確かさ評価としてサイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、1ドル位置における引抜制御棒反応度印加率がB型の平衡炉心での印加率の変動を包含するように設定した。

感度解析に用いたサイクル初期及びサイクル末期の引抜制御棒反応度曲線を図1、図2に示す。

- ・スクラム反応度曲線

有効性評価において表 1 に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態のスクラム反応度曲線の影響についても確認した。

- ・実効遅発中性子割合

有効性評価において表 1 に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態の実効遅発中性子割合の影響についても確認した。

2. 感度解析の結果

解析結果を表 2 にまとめた。サイクル初期及びサイクル末期の不確かさを考慮したケースにおいても 1 ドルを超えるケースとはならず、最大の投入反応度は不確かさ評価（サイクル末期）の 0.6144 ドルであった。そのため、これらの不確かさを考慮しても、燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は発生せず、事象は収束して安定状態に導かれることが分かった。

表 1. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析項目

項目	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期)
引抜制御棒価値	1.04%Δk	1.0%Δk	1.0%Δk	1.0%Δk	1.0%Δk
引抜制御棒反応度曲線	サイクル初期炉心の LOGOS 解析結果	申請解析の反応度曲線を制御棒価値 1.0%Δk に規格化	1 ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル初期)の 1.5 倍*1 になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が 1.0%Δk を超える部分については、1.0%Δk で一定とする。	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果(制御棒価値 1.0%Δk に規格化)	1 ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル末期)の 1.2 倍*2 になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が 1.0%Δk を超える部分については、1.0%Δk で一定とする。
スクラム反応度曲線	サイクル初期炉心の LOGOS 解析結果	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果
実効遅発中性子割合	サイクル初期炉心に対応した値	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心相当の値として 0.88 倍 (0.0053/0.0060=0.8833) *3	サイクル末期炉心相当の値として 0.88 倍 (0.0053/0.0060=0.8833) *3

*1：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル初期低温時)より B 型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにより幅を設定。

*2：制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル末期低温時)より B 型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにより幅を設定。

*3：実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期：0.0060, ウラン炉心平衡サイクル末期：0.0053)より算出

表 2. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析結果

項目	単位	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価ケース (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価ケース (サイクル末期)
引抜制御棒価値	% Δk	1.04	1.00	1.00	1.00	1.00
引抜制御棒反応度曲線の1ド ル位置における反応度印加率	$\Delta k/\Delta n$ *1	0.00052	0.00049	0.00073	0.00060	0.00072
実効選発中性子割合*2	—	0.006083	0.006083	0.006083	0.005353	0.005353
最大投入反応度	% Δk	0.3342	0.3278	0.3568	0.3186	0.3289
	ドル	0.5493	0.5388	0.5866	0.5952	0.6144

注：値は保守側の切り上げ/切り下げ処理を行わず、全て四捨五入している。

*1：制御棒を1ノッチ引き抜いた時の印加反応度

*2：APEXにより計算される実効選発中性子割合

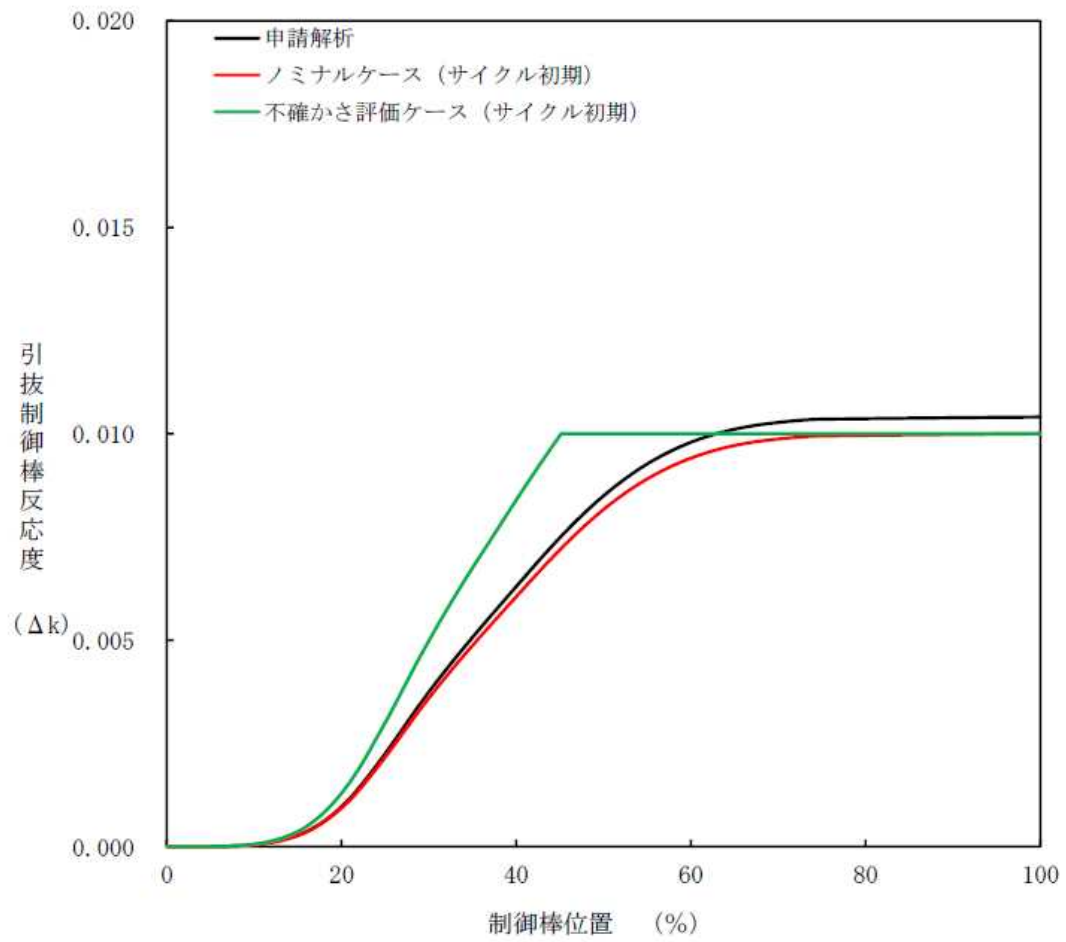


図1. 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル初期)

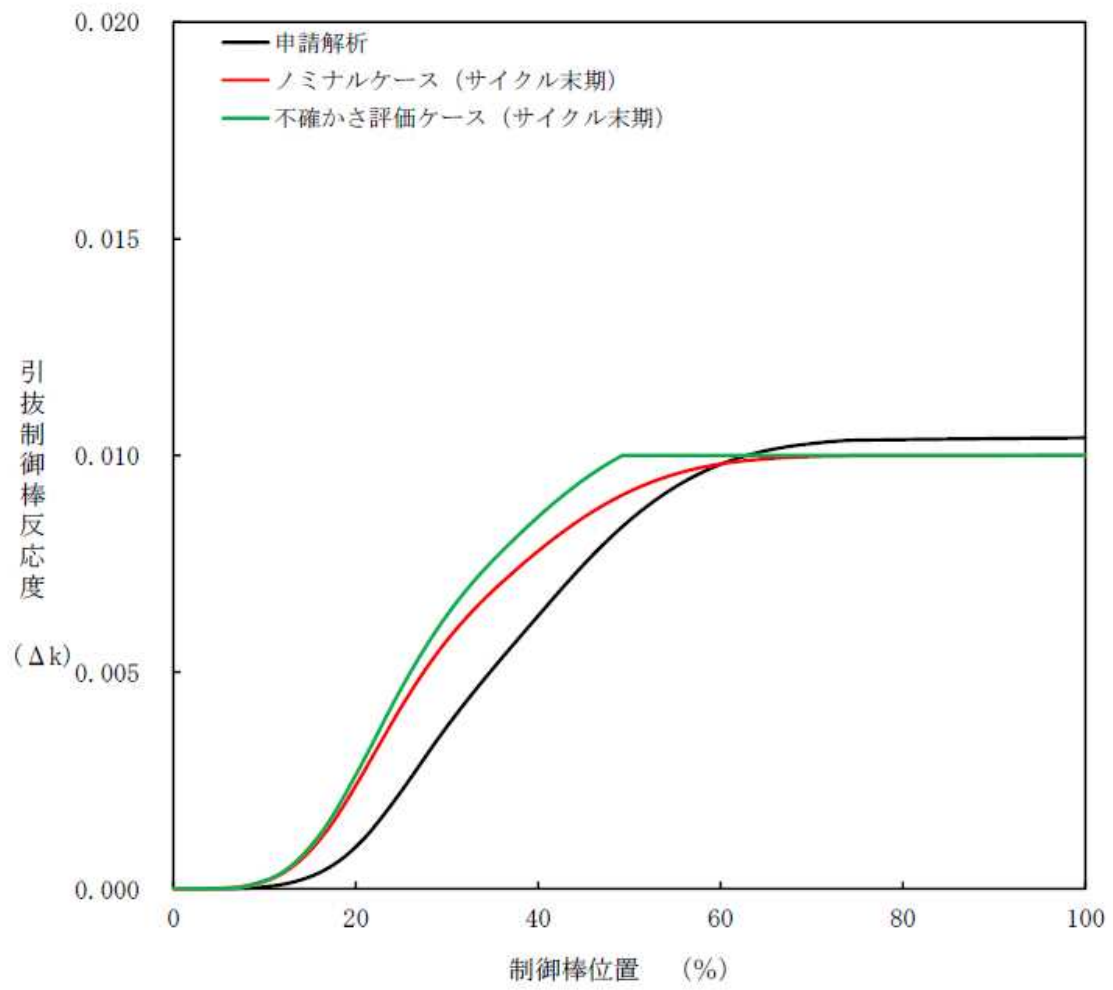


図2. 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル末期)

99.有効性評価における燃料プール代替注水系（可搬型）について

有効性評価の使用済燃料プール 想定事故 1 及び想定事故 2 では燃料損傷防止策として燃料プール代替注水系（可搬型）による注水手段を整備している。この燃料プール代替注水系（可搬型）による注水ライン及び注水口は図 1 に示すように 2 つの方法を持っており、有効性評価では現場環境（燃料プール廻り）の悪化を考慮しても注水が可能な点で優れており、信頼性も高い①の一部常設を使用する燃料プール代替注水系（可搬型）を用いている。

それぞれの注水手段の特徴について以下に示す。

<燃料プール代替注系（可搬型）の手法>

- ①常設のスプレイヘッド及び常設のスプレイ配管を用いる手段
- ②可搬の注水口及び可搬ホースを用いる手段

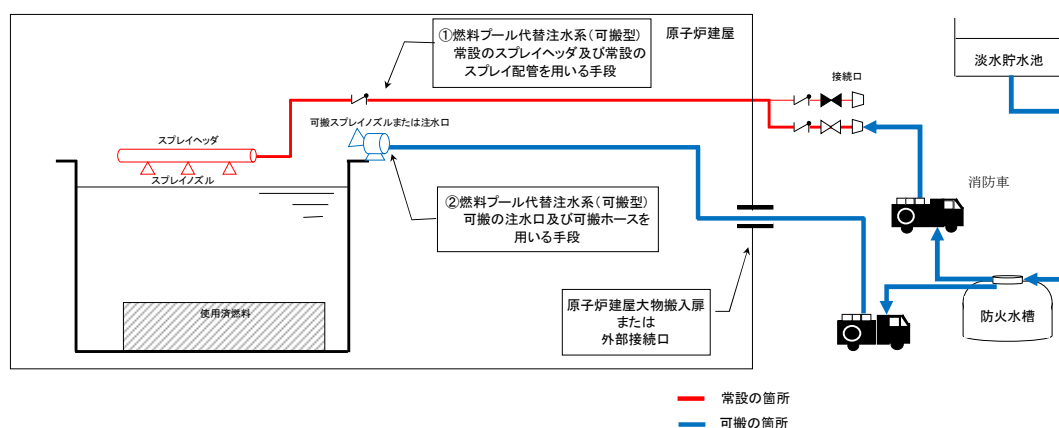


図 1 燃料プール代替注水系（可搬型）の注水ライン及び注水口

・注水量

①の注水手段の注水量は $80\text{m}^3/\text{h}$ 程度（消防車 1 台）、②の注水手段の注水量は $45\text{m}^3/\text{h}$ 程度（消防車 1 台）で有り、いずれも想定事故 1 及び想定事故 2 で想定している使用済燃料の崩壊熱相当の注水量（約 $19\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回ることから、冷却機能喪失時においても注水により水位の回復及び維持が可能である。

・作業時間と時間余裕

燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作の時間余裕（想定事故 2 における放射線の遮蔽が維持される最低水位到達までの時間）は 1 日程度であり、①の注水手段では事象発生後 12 時間以内で 60 分、②の注水手段では事象発生後 12 時間以内で 90 分程度※（原子炉建屋 1 階から SFP のある原子炉建屋 4 階まで仮設ホースを配置する

時間は、訓練実績として約 30 分) での準備作業で注水が可能となる。

※ホース敷設の訓練時間約 30 分を考慮した時間

・作業の成立性

①の注水手段では、消防車の準備や防火水槽の水源の確保など屋外での操作のみで注水が可能である。対して②の注水手段は、使用済燃料プール廻りを含める原子炉建屋内の作業についても必要となる。そのため、プール水位が低下して現場の線量率が高くなる場合やプール水温の上昇に伴い現場の温度及び湿度が上昇する場合には作業が困難となる。

プール水温の上昇に伴う現場の温度及び湿度の上昇は緩やかで、想定事故 1 及び想定時事故 2 にて想定しているような崩壊熱が高い場合であっても使用済燃料プールの水温が 40℃から 65℃まで上昇する時間は 4 時間程度となる。この様な使用済燃料プールの温度が比較的低い場合においては自然蒸発の影響によるオペレーティングフロアでの温度や湿度の上昇は僅かであるため、事象発生初期にオペレーティングフロアの作業が完了する場合には②の注水手段であっても現場の温度及び湿度の上昇が、作業を阻害する要因とはならない。

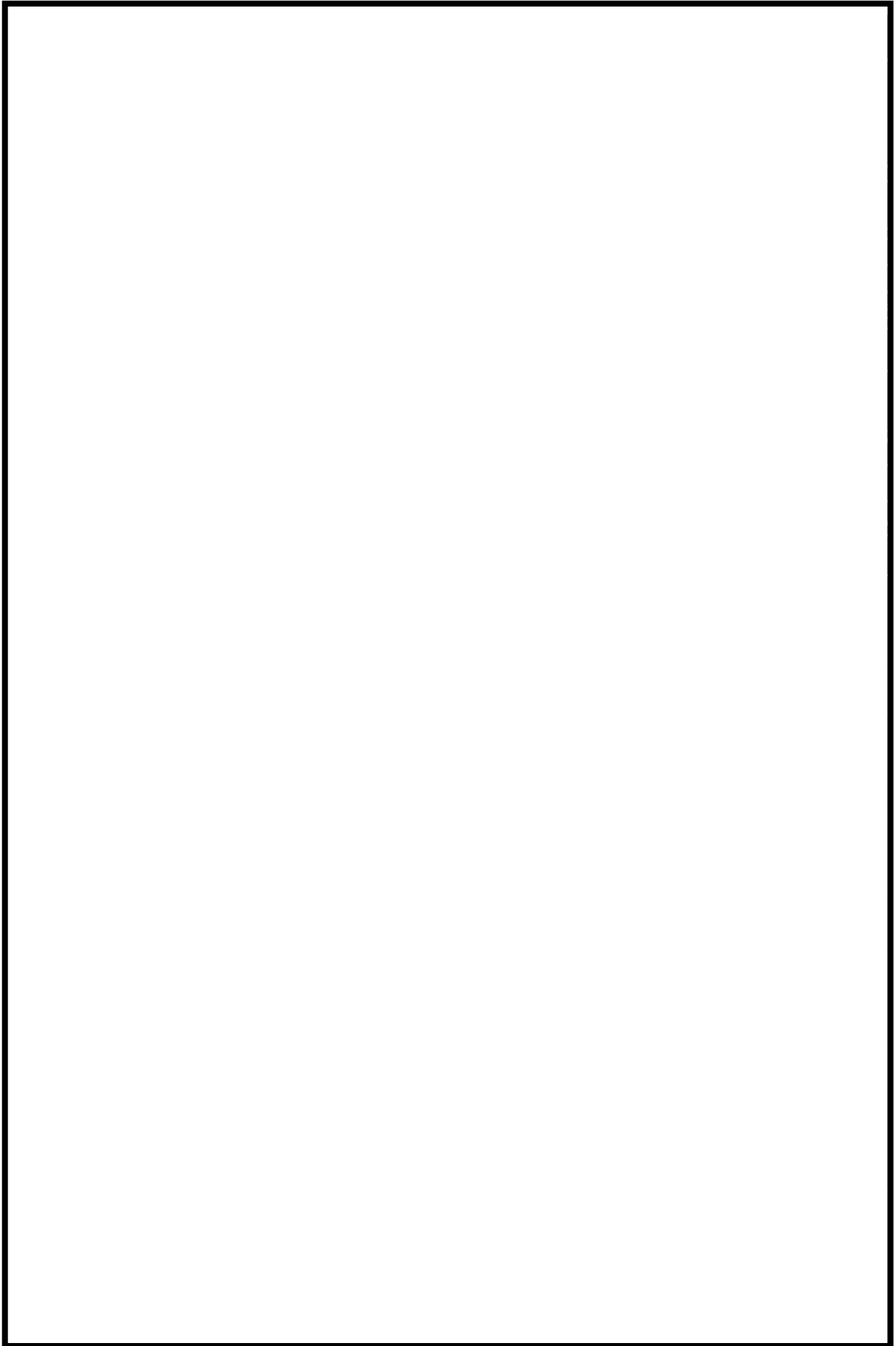
サイフォン現象による漏えいやスロッシングの溢水の影響は、①の常設のスプレイヘッド及び常設のスプレイ配管を用いる手段は屋外での操作のみであることから影響はなく、②の可搬の注水口及び可搬ホースを用いる手段は以下の理由より問題ないことを確認している。

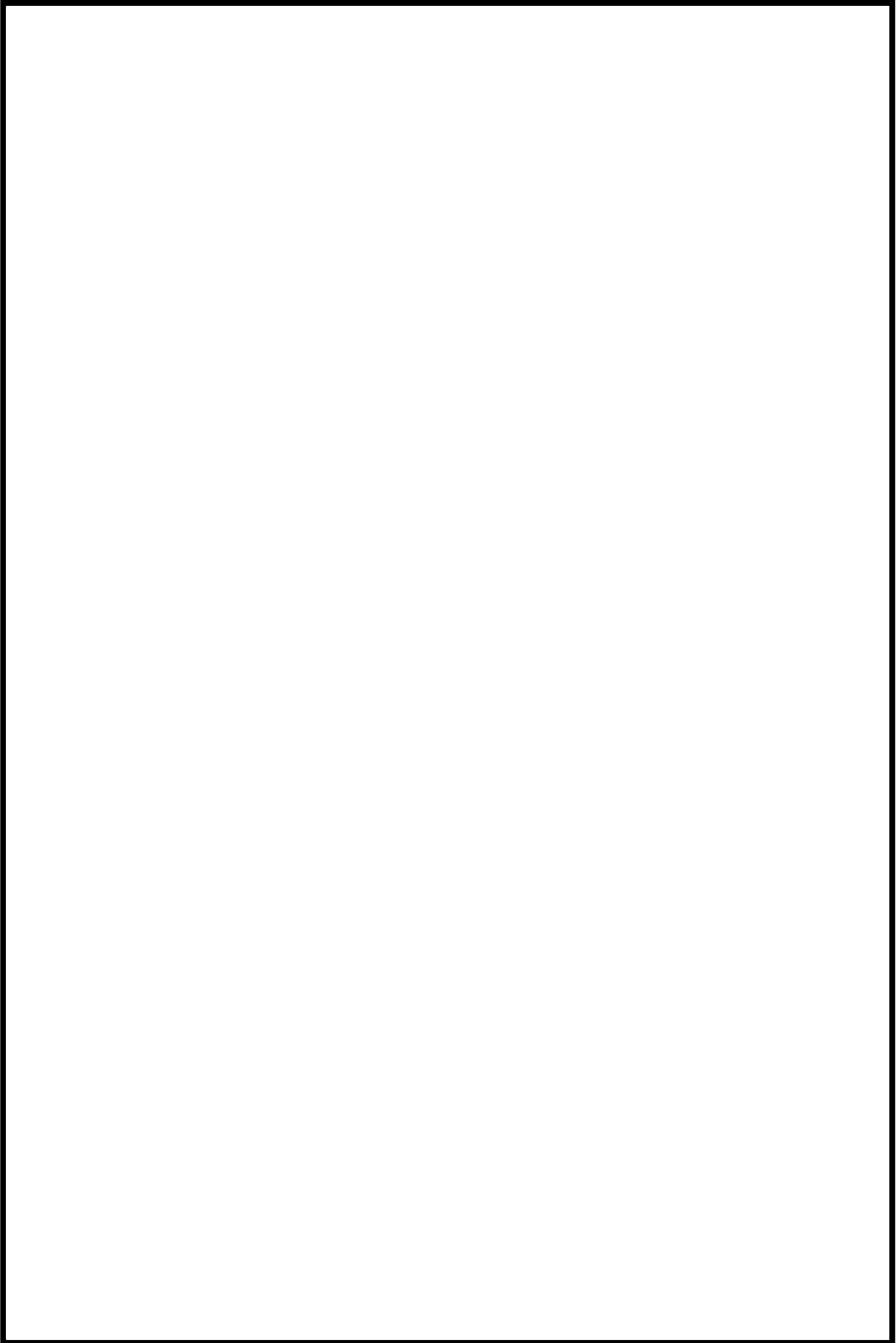
- ・アクセスルートや作業箇所が建屋最地下階のような最終的な溢水の滞留区画ではなく、十分な時間余裕もあるため、スロッシングからの溢水はハッチ等の開口部より建屋最地下階への流れ落ちているため、作業の阻害とはならない。
- ・複数ルートでの対応が可能であるため、局所的な漏えいにより作業を阻害される場合であっても別ルートによる対応が可能である。
- ・使用済燃料プール水の温度が極端に高くなく、内包する放射性物質の濃度も高くないことから、漏えいにより、現場の温度や線量率が現場作業を阻害するまで上昇することは考えられない。

なお、スロッシングによる水位低下が発生した場合、溢水量によっては事象初期からオペレーティングフロアが高線量下となることが考えられ、「内部溢水の影響評価」で考慮するような水位低下が発生した際は②可搬の注水口及び可搬ホースを用いる手段が困難となるため、注水可能な手段は①の常設のスプレイヘッド及び常設のスプレイ配管を用いる手段のみとなる。

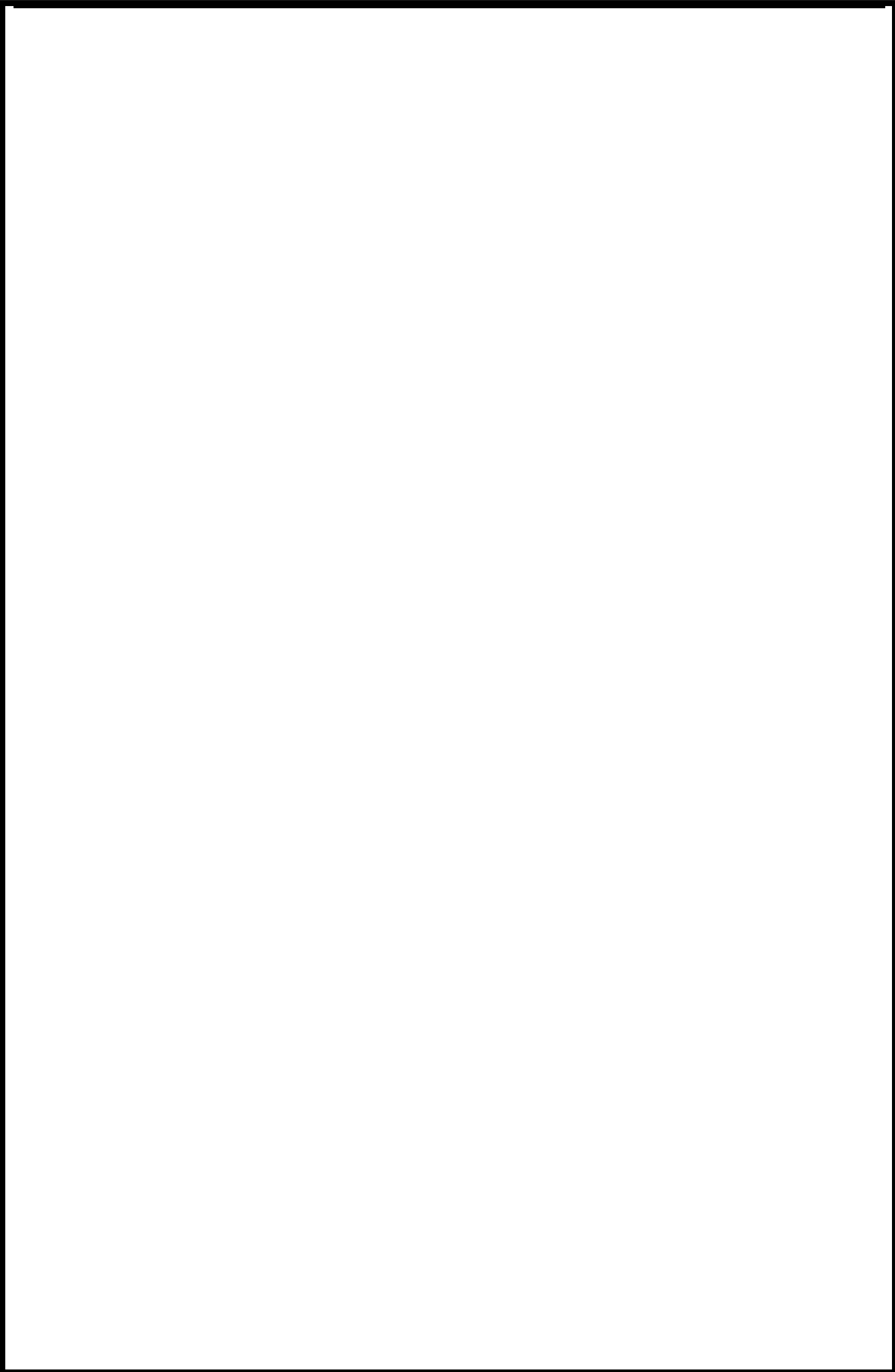
使用済燃料プール代替注水系（可搬型）の配置

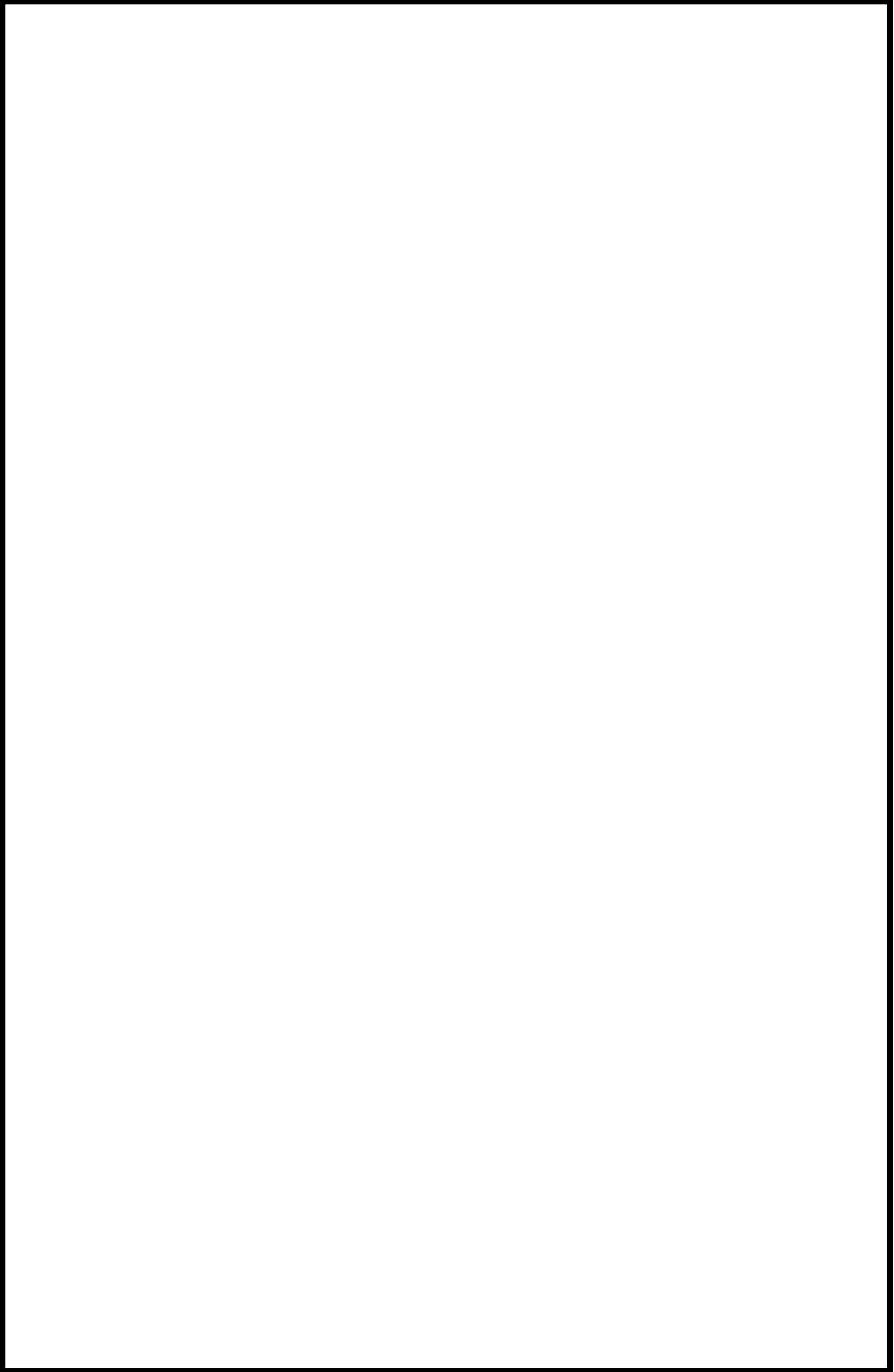
「KK67-0074 改3 重大事故等対処設備について（補足説明資料）」より抜粋する。



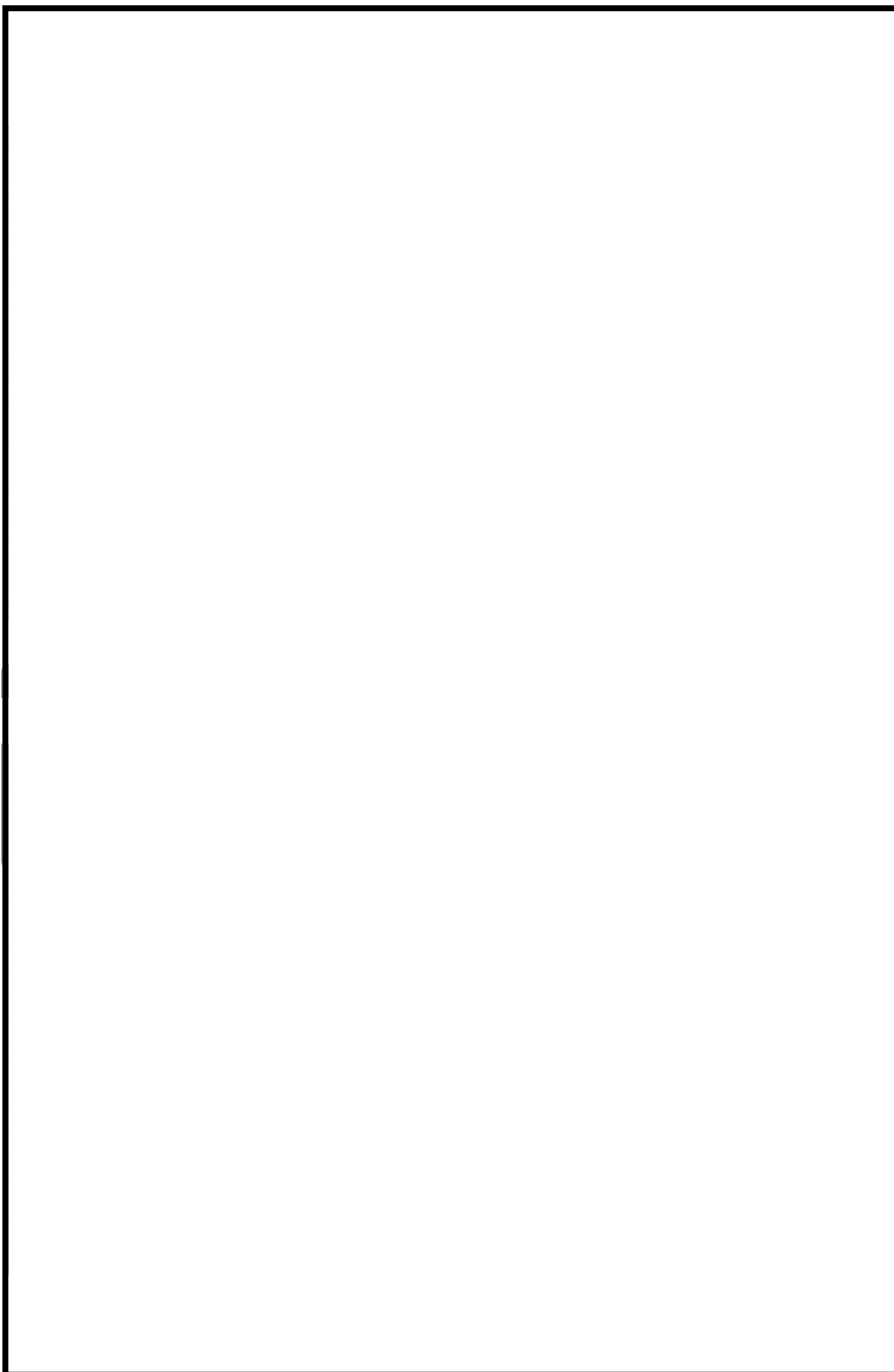


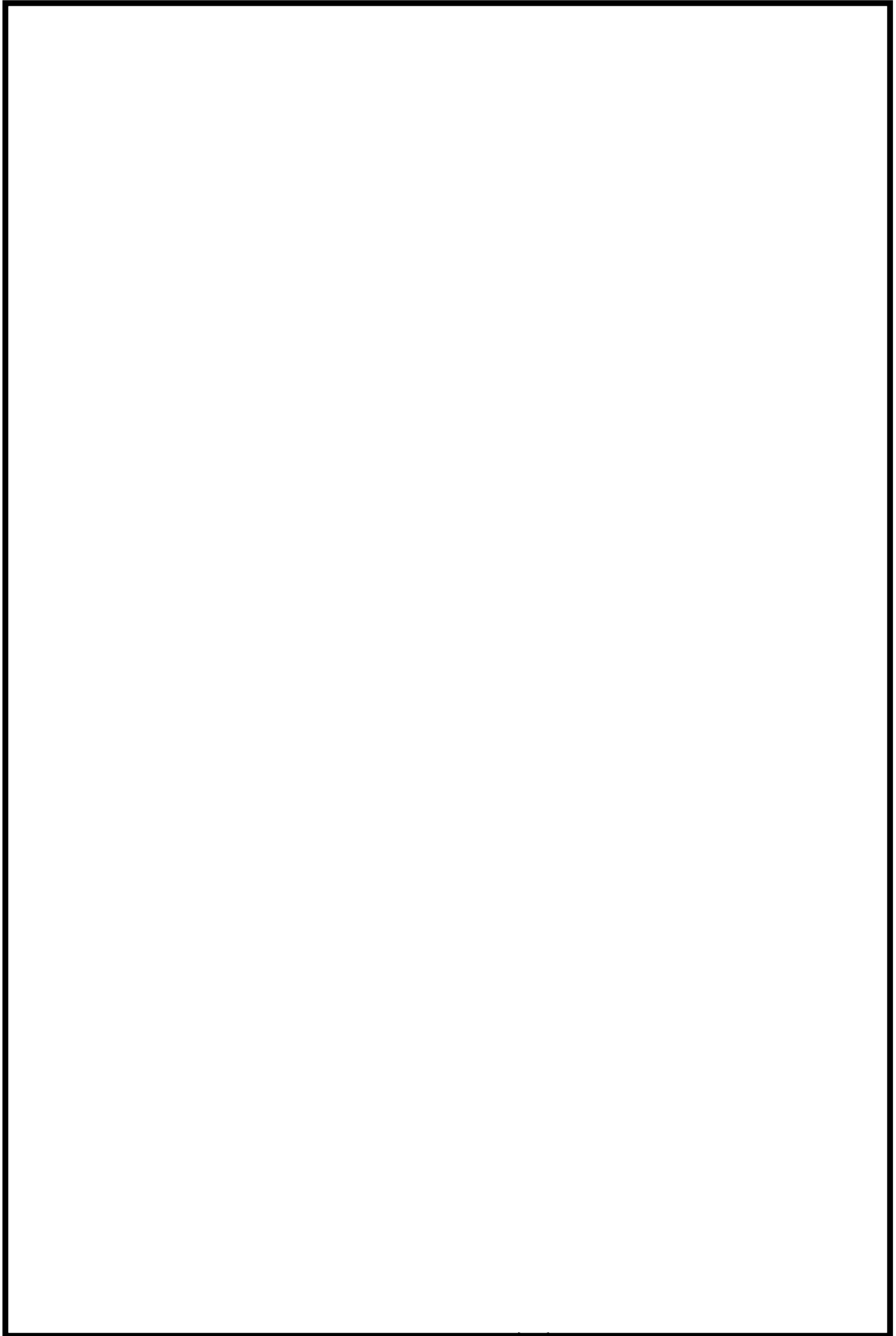
54-2-3



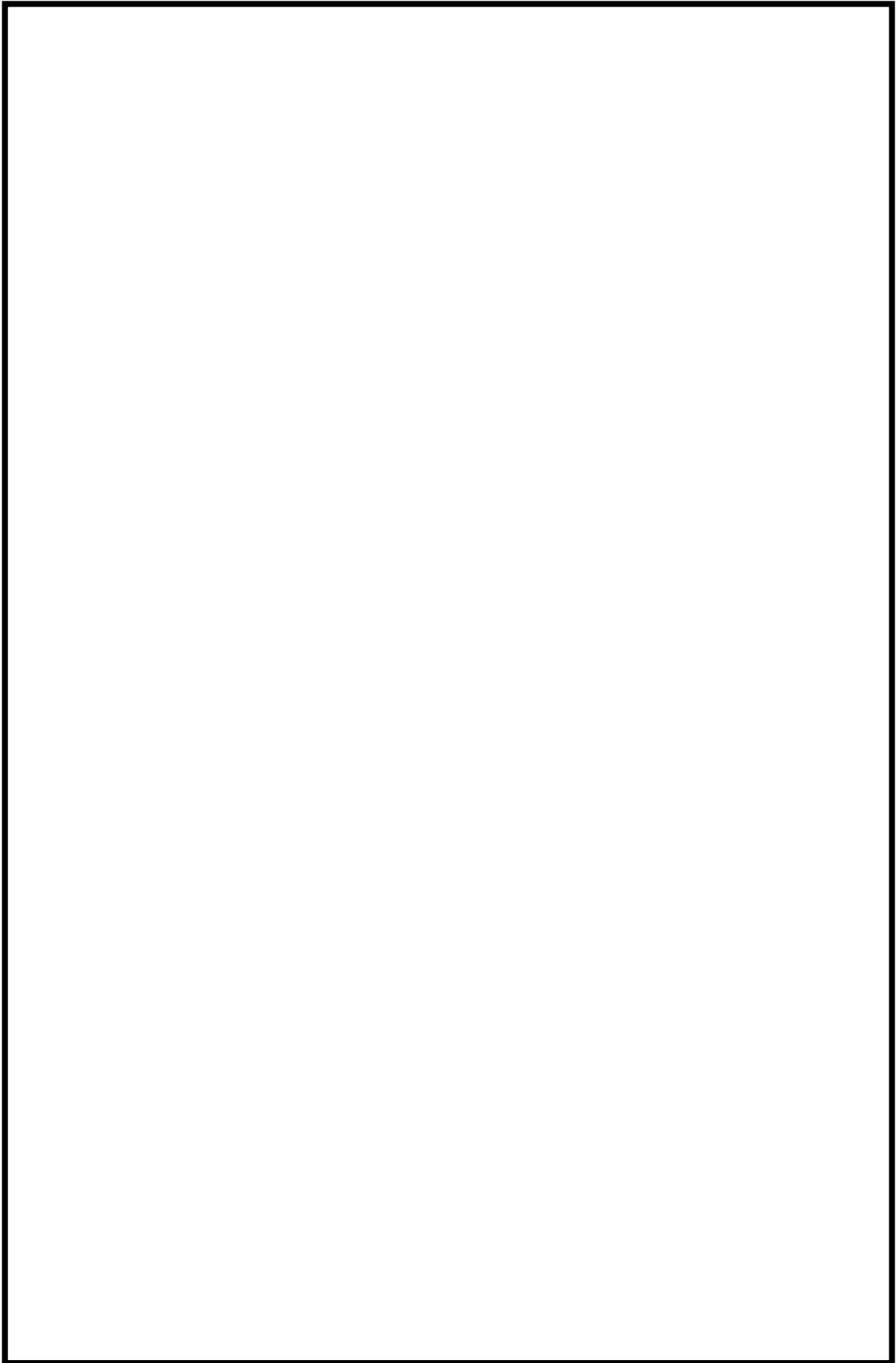


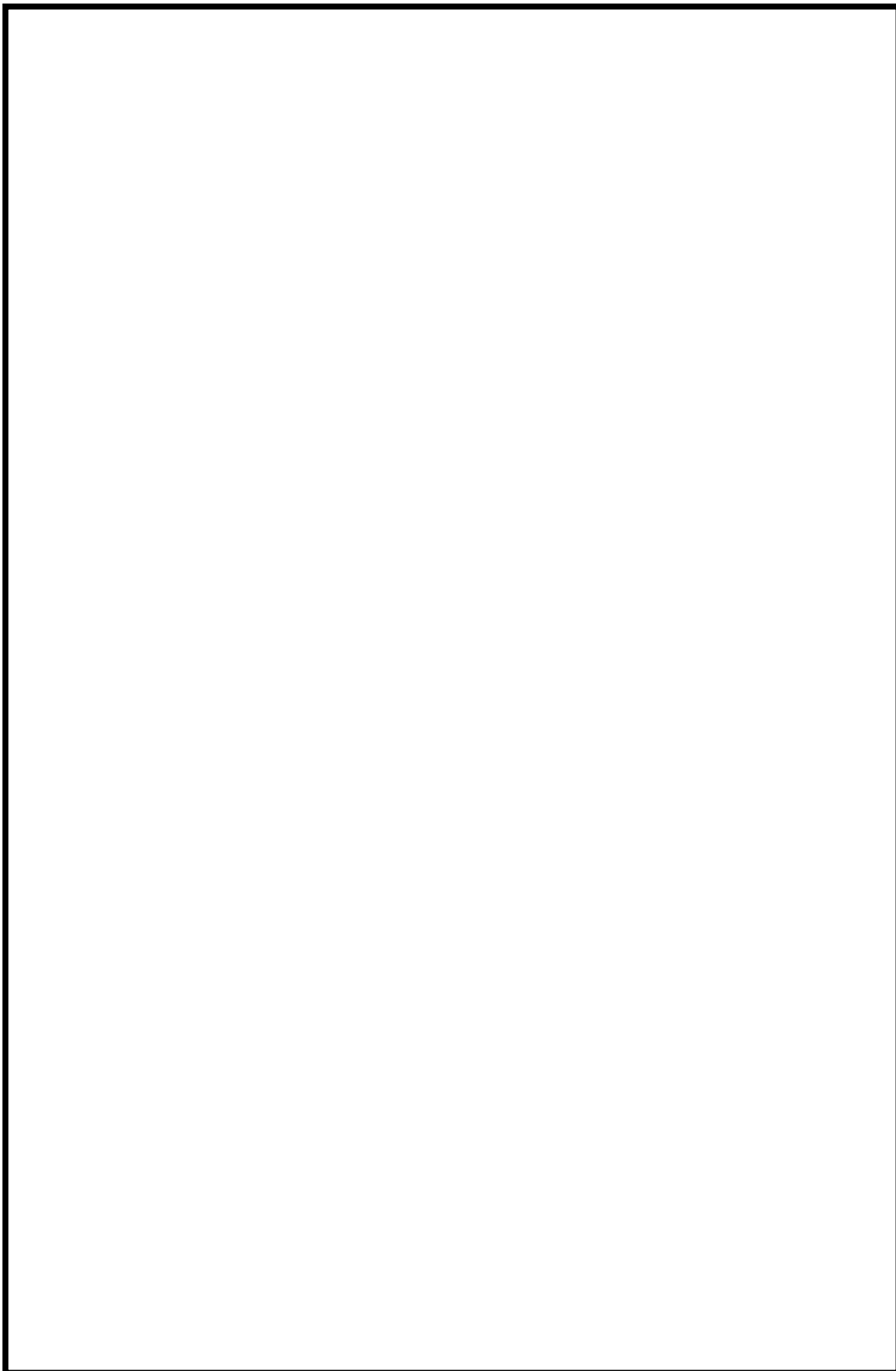
54-2-5



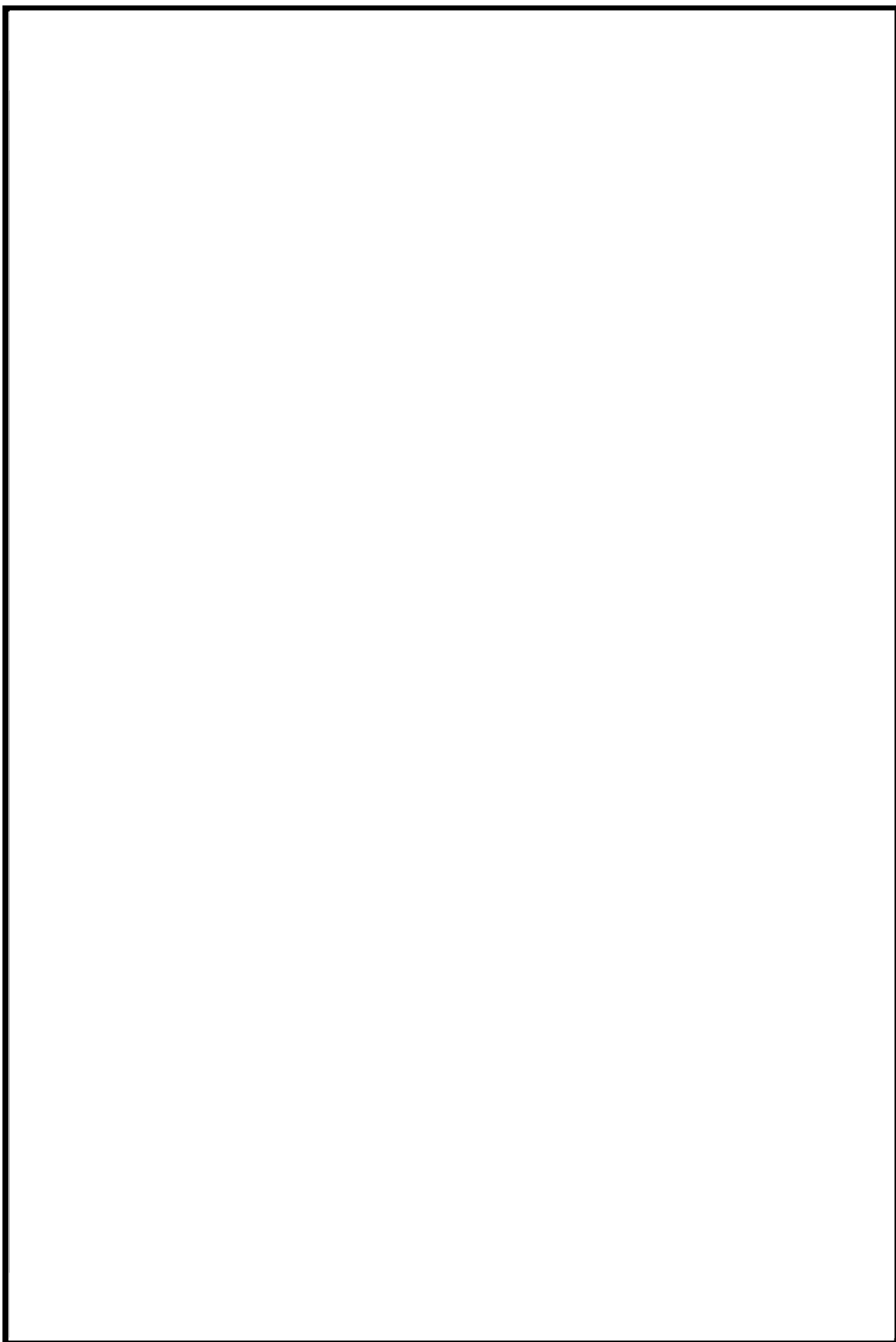


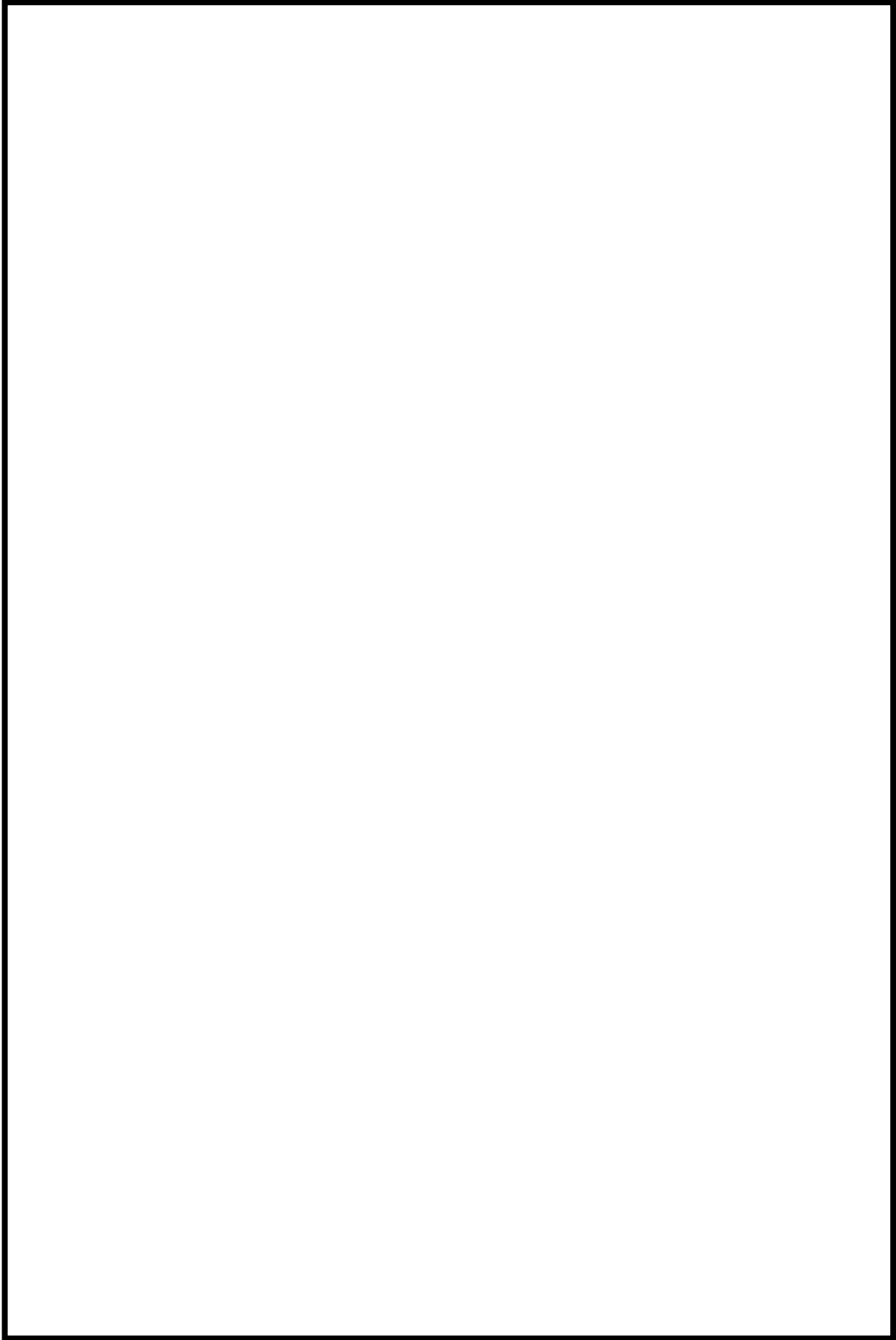
54-2-7

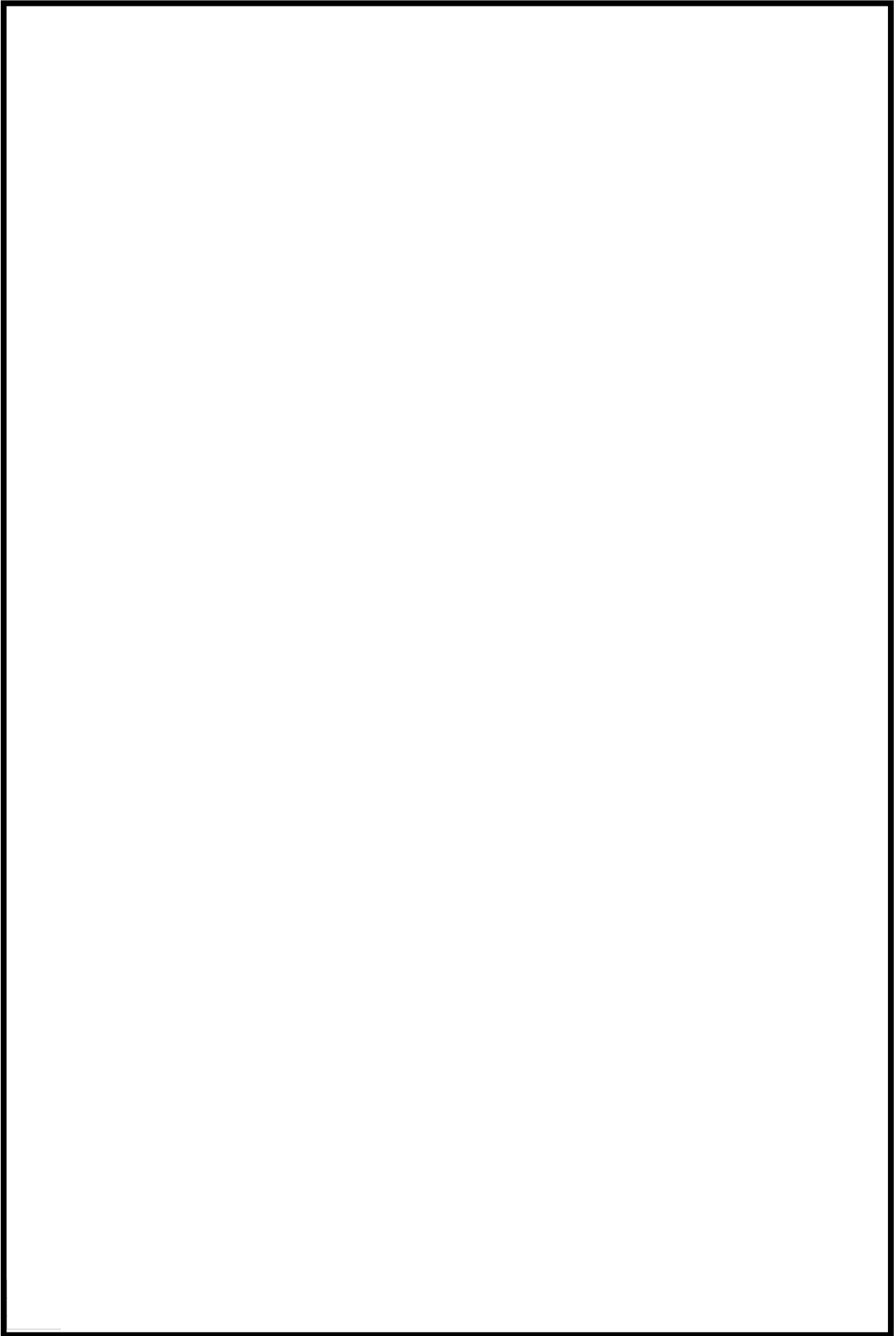


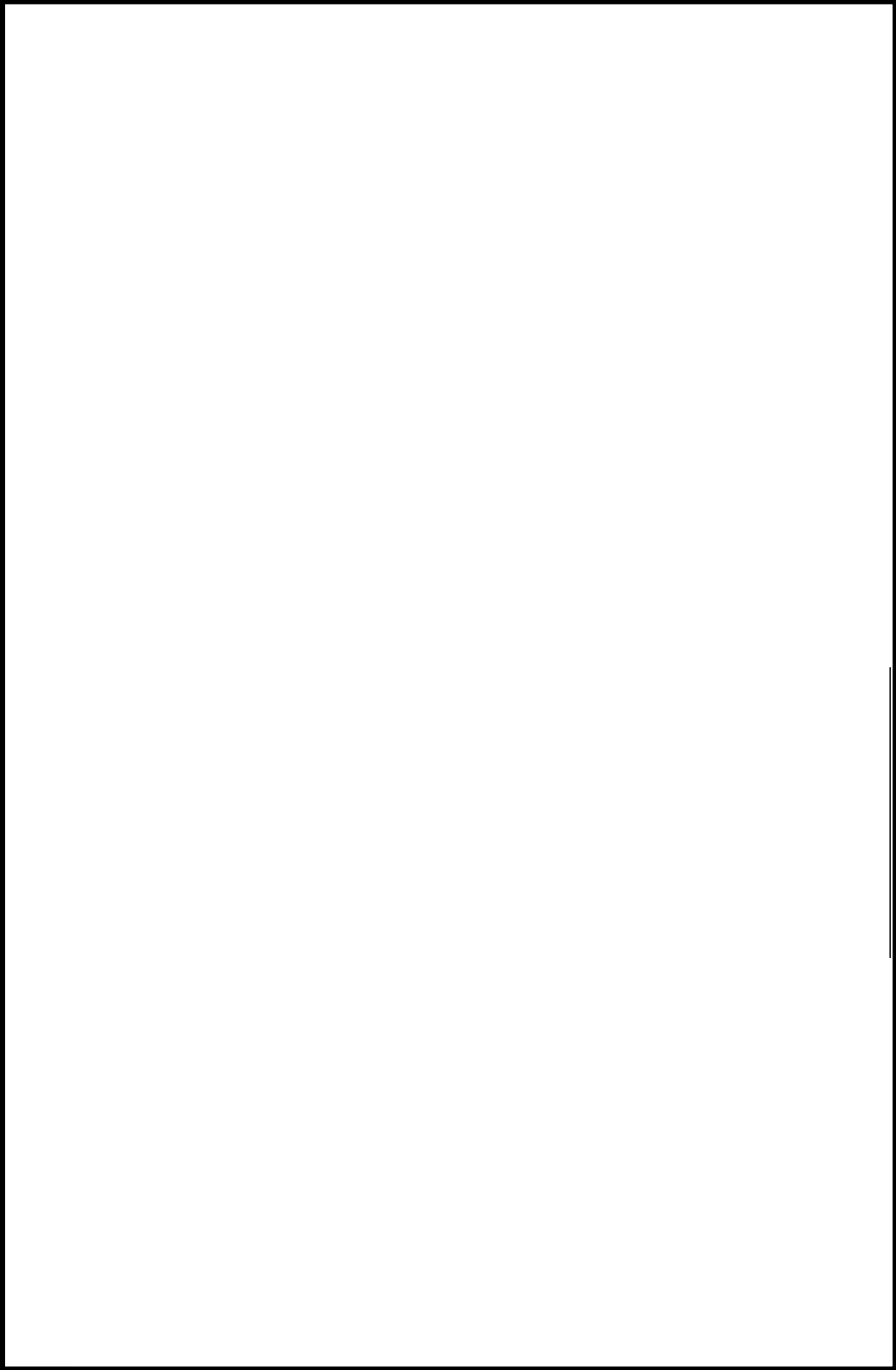












100.使用済燃料プール水位計の熱電対による水位計測について

「KK67-0074 改3 重大事故等対処設備について（補足説明資料）」より
「54-9 熱電対による水位計測について」を抜粋する。

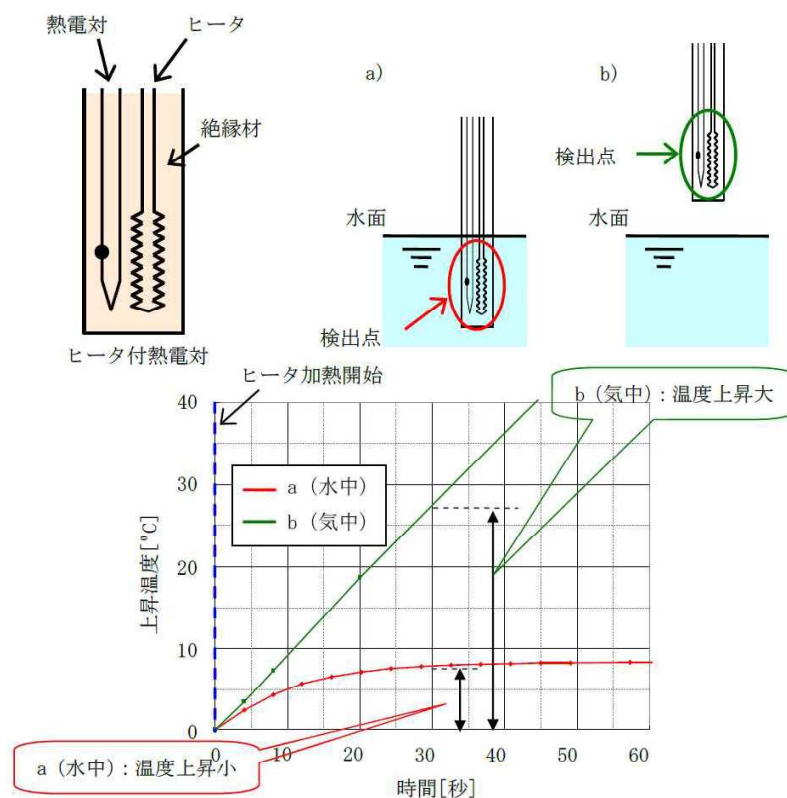
1. 使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する（第1図）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加熱開始後30秒以上で水中／気中を判定することが可能だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加熱時間は60秒としている。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。



第1図 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

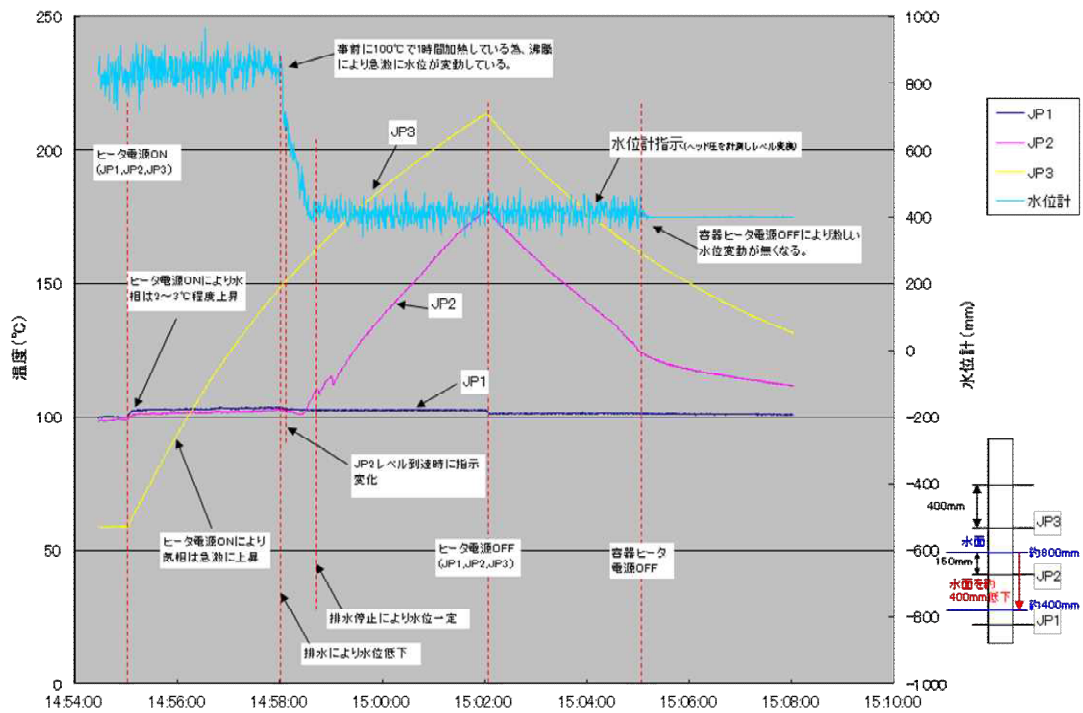
使用済燃料貯蔵プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し、水温を100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。

ヒータ付き熱電対の応答性について、第2図の点線囲みの箇所において、水位を低下させてJP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認する。

JP2温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であると言える。

(第2図 「高温状態の試験結果」参照)



第2図 高温状態の試験結果

2. 使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）の水位設定点について

2. 1 目的

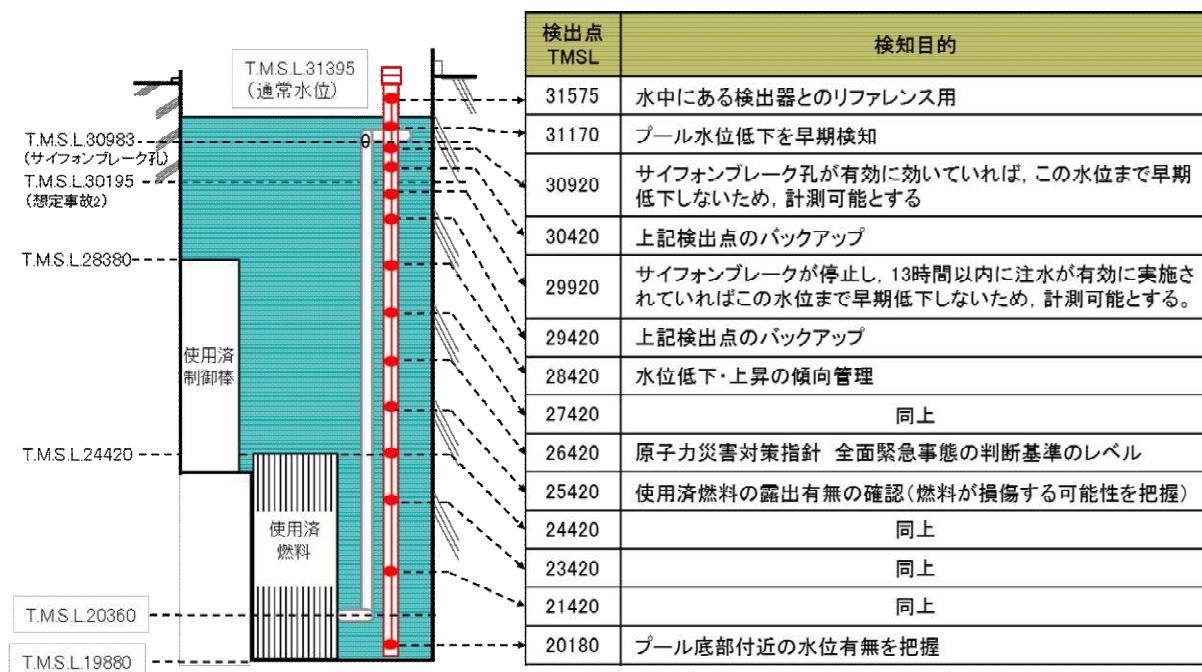
使用済燃料貯蔵プールの重大事故等が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで 14 個の温度計（熱電対）にて使用済燃料貯蔵プールの水位を検知する。

使用済燃料貯蔵プールの水位検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

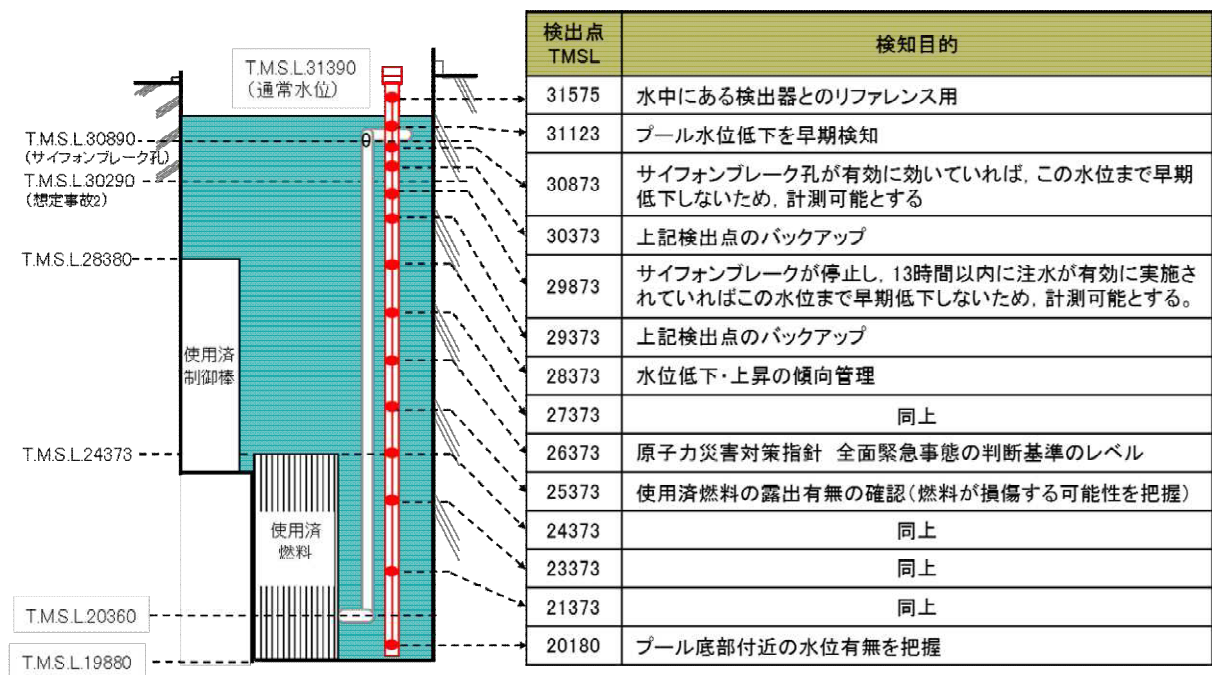
- ・使用済燃料貯蔵プールの水位低下を早期に検知すること
- ・使用済燃料貯蔵プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料貯蔵プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること
- ・使用済燃料貯蔵プール底部付近の水位検知の有無を把握すること

2. 2 使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）の水位設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）の各水位設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、下図のとおり設定する。



第 1 図 使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）



第2図 使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA 広域) の水位設定点 (7号炉)