

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-007 改12
提出年月日	2020年9月30日

工事計画に係る説明資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）

2020年9月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> 1. 使用済燃料貯蔵プール温度，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について 2. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて 3. 大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について 4. 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）について 	
2	燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> 1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について 2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性 3. 未臨界性評価の条件 4. 未臨界性評価における不確定性 <p>別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価</p>	

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> 1. 使用済燃料貯蔵プール周りの主要な重量物の配置 2. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について 3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて 4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策 5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における使用済燃料貯蔵プールへの影響 6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について 7. 使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果 別添 1 重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について	
4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> 1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性 2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について 3. スプレイ設備に係る安全性向上対応 4. 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却時の系統概要図 別添 1 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価 別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価 別添 3 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価	

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="826 331 1310 421">1. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の設置状況 <li data-bbox="826 421 1310 566">2. 使用済燃料貯蔵プールの巡視及びサイフォンブレイク孔の健全性確認方法について <li data-bbox="826 566 1310 656">3. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔への重量物落下評価 <li data-bbox="826 656 1310 801">4. 使用済燃料貯蔵プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について 	

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係
 (工事計画に係る補足説明資料 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設))

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	資料の一部を引用
	SA	第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	資料の一部を引用
		第58条	計装設備	資料の一部を引用
燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	SA	54-13	使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
	有効性評価	添付資料 4.1.4	柏崎刈羽6号及び7号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	落下防止について引用 ただし、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンに係る評価方法及び評価結果については、各耐震計算書に示す。

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	SA	54-6	容量設定根拠	小規模漏えい時の注水量及び大規模漏えい時のスプレイ量を引用
	有効性評価	4.1 4.2	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・ 想定事故 1 ・ 想定事故 2	小規模漏えい時の注水量を引用
		添付資料 1.5.3	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について	評価に用いる崩壊熱を引用
		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	評価に用いる崩壊熱，蒸発量を引用
使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	SA	54-12	使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について	サイフォンブレイク孔の記載の一部を引用
	有効性評価	添付資料 1.5.3	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について	遮蔽水位の評価を引用
		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」の評価について	遮蔽水位の評価を引用
		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	SFP 水位低下時間の評価結果を引用
添付資料 4.2.3	6号及び7号炉 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて	サイフォンブレイク孔の記載の一部を引用		

使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置の構成
に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書
に係る補足説明資料

目 次

1. 使用済燃料貯蔵プール温度，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について	1
1.1 使用済燃料貯蔵プール温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	1
1.2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	2
1.3 使用済燃料貯蔵プール水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	3
1.4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	4
1.5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）（計測範囲）	5
1.6 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	6
1.7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点	8
1.7.1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	8
1.7.2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	9
1.8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の測定方法	10
2. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて	14
2.1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概要	14
2.2 蒸気雰囲気下での使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視性	15
2.2.1 可視カメラと赤外線カメラの映像比較	15
2.2.2 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状況での監視	16
2.3 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	17
2.3.1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のコンプレッサ，冷却器，エアクーラの機能及び原理	18
3. 大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について	20
4. 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）について	21
4.1 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）	21
4.2 計測結果の表示，記録及び保存	24
4.3 電源構成	24
4.4 計測範囲	26
4.5 測定原理	27
4.6 健全性	28
4.6.1 悪影響防止	28
4.6.2 健全性について	28
4.6.3 水位が異常に低下した場合における健全性について	30
4.6.4 耐震性	32
4.7 設備の維持管理	36

1. 使用済燃料貯蔵プール温度，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料貯蔵プール水位，使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）について
- 1.1 使用済燃料プール温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

使用済燃料貯蔵プール温度は，熱電対からの起電力を検出することにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料貯蔵プール温度の計測範囲は，使用済燃料貯蔵プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう，0～100℃の温度を計測可能とする。また，使用済燃料貯蔵プール水位の水位低警報設定（T.M.S.L. 31140mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設計とする。（図1-1「使用済燃料貯蔵プール温度の設置図」参照。）

警報動作は，0～100℃の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。

温度高の警報設定値は，使用済燃料貯蔵プール温度が燃料プール冷却浄化系により通常52℃以下で維持されており，使用済燃料貯蔵プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため，使用済燃料貯蔵プールの最高許容温度（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

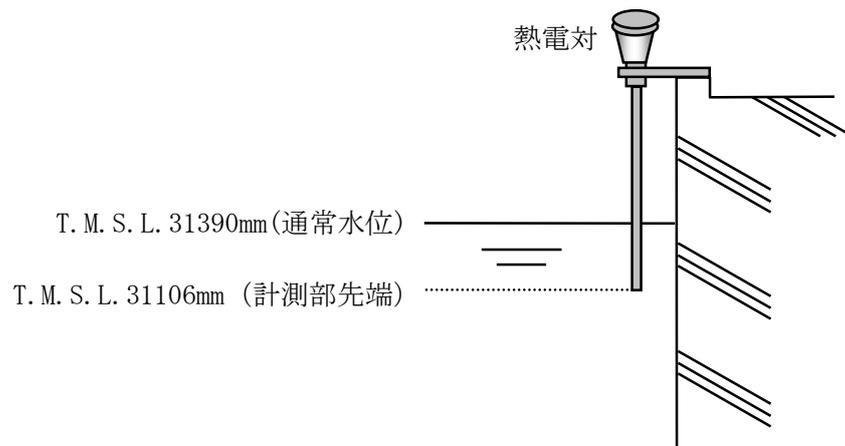


図1-1 使用済燃料プール温度の設置図

1.2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度（計測範囲、警報動作範囲、警報設定値）

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度を連続的に計測する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の計測範囲は、使用済燃料貯蔵プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0～100℃の温度を計測可能とする。（図1-2「燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図」参照。）

警報動作は、0～100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示状態を継続する。

温度高の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール温度が燃料プール冷却浄化系により通常52℃以下で維持されており、使用済燃料貯蔵プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため、使用済燃料貯蔵プールの最高許容温度（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

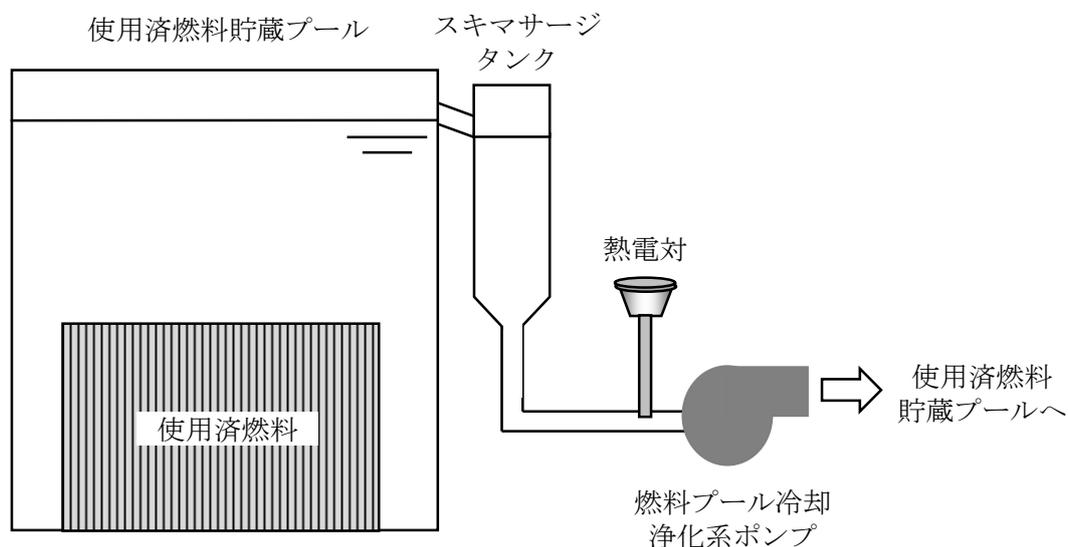


図1-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

1.3 使用済燃料貯蔵プール水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

使用済燃料貯蔵プール水位は，フロート式水位検出器で計測され，使用済燃料貯蔵プール水位が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。

使用済燃料貯蔵プール水位高警報については通常水位（T. M. S. L. 31390mm）から運転操作床面（T. M. S. L. 31700mm）の間のT. M. S. L. 31499mmとする。使用済燃料貯蔵プール水位低警報については通常水位（T. M. S. L. 31390mm）より下のT. M. S. L. 31140mmとする。（図1-3「使用済燃料貯蔵プール水位の設置図」参照。）

水位低の警報動作水位以下又は水位高の警報動作水位以上の水位では，警報表示状態を継続する。

水位高の警報設定値は，使用済燃料貯蔵プール水位の異常な上昇によって原子炉建屋オペレーティングフロアへプール水が溢れるのを事前に検知する水位（通常水位+109mm（T. M. S. L. 31499mm））とする。

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下の水位（通常水位-250mm（T. M. S. L. 31140mm））とする。

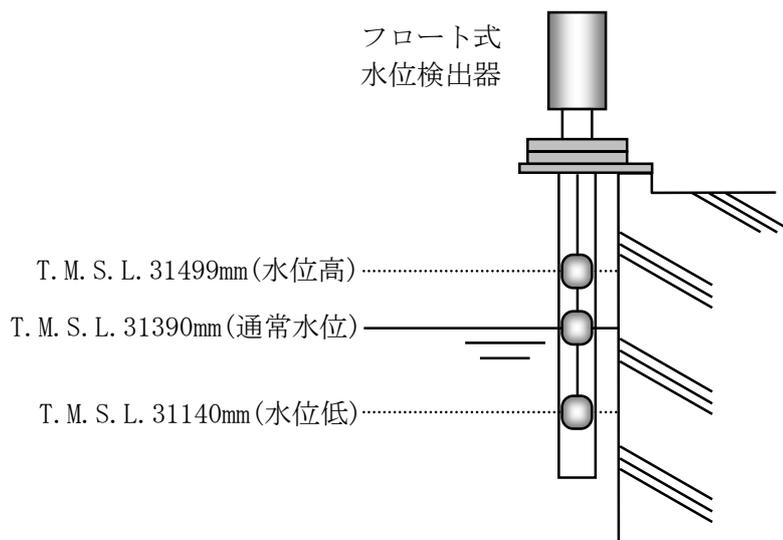


図1-3 使用済燃料貯蔵プール水位の設置図

1.4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出（計測範囲、警報動作範囲、警報設定値）

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、フロート式水位検出器で計測され、水位が警報設定値に達した場合に、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出水位高警報は使用済燃料貯蔵プールライナからの漏えいを早期監視するためドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)から+650mm(T. M. S. L. 13307mm)としている。(図1-4「使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の設置図」参照。)

水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。

水位高の警報設定値は、漏えい水検出器の下流側に設けたドレン止め弁からの水位により早期に漏えいを検知するためドレン止め弁 (T. M. S. L. 12657mm) より+650mm (T. M. S. L. 13307mm) とする。

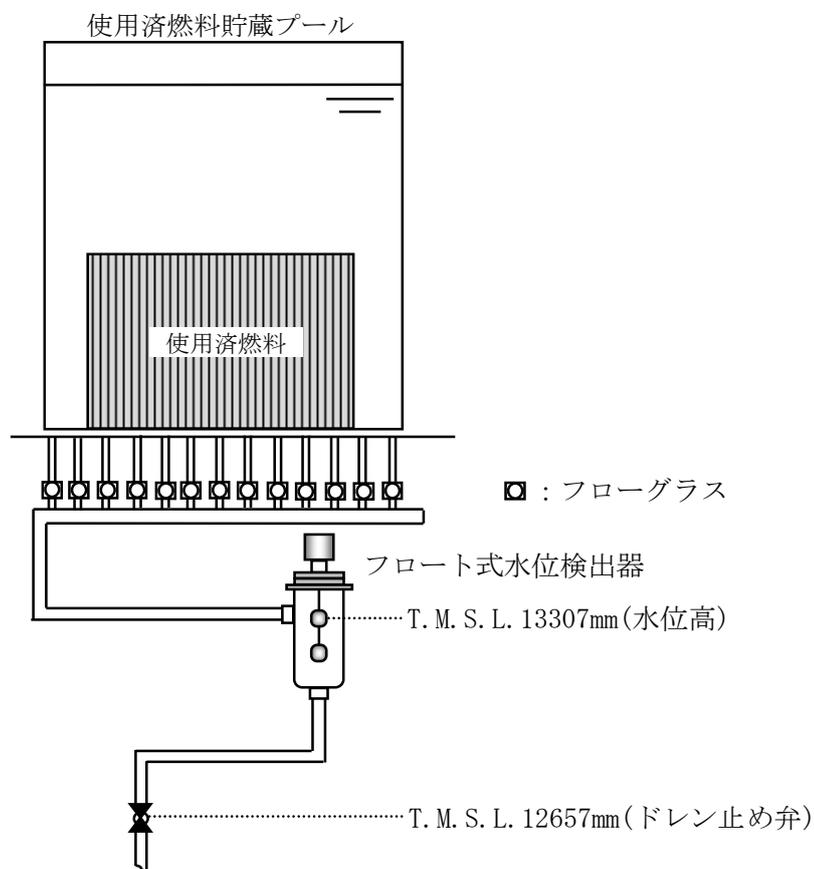


図1-4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の設置図

1.5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (計測範囲)

a. 水位の計測範囲について

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、T.M.S.L. 23373mm から 8 箇所に設置した液相部の熱電対と T.M.S.L. 33700mm に設置した気相部の熱電対からの温度差を確認することにより、間接的に水位を計測する。また、液相部の熱電対の温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を計測する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) の計測範囲は、想定事故1, 想定事故2及び使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事故を考慮し、使用済燃料貯蔵ラック上端近傍 (T.M.S.L. 23373mm) から使用済燃料貯蔵プール上端近傍 (T.M.S.L. 30373mm) を計測範囲とする。(図1-5「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の設置図」参照。)

b. 温度の計測範囲について

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度を連続的に計測する。また、想定事故1及び想定事故2において想定する最低水位 (T.M.S.L. 30190mm) においても温度計測できる設置位置とする。

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の計測範囲は、使用済燃料貯蔵プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように、0~150°Cの温度を計測可能とする。(図1-5「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の設置図」参照。)

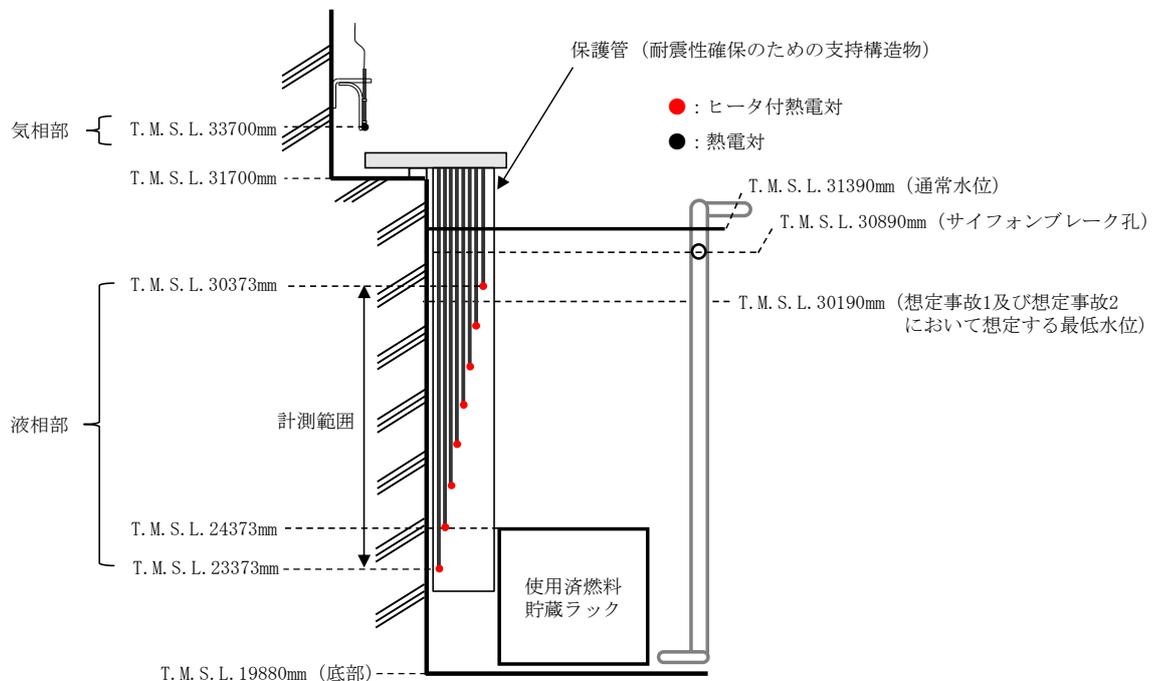


図1-5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の設置図

1.6 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

a. 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域）は，T.M.S.L. 20180mm から 14 箇所に設置した熱電対の温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を計測する。

使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域）の計測範囲は，想定事故1，想定事故2及び使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵プール底部近傍（T.M.S.L. 20180mm）から使用済燃料貯蔵プール上端近傍（T.M.S.L. 31123mm）を計測範囲とする。

警報動作は，T.M.S.L. 20180mm～T.M.S.L. 31123mmの範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動作水位以下の水位では，警報表示状態を継続する。（図1-6「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の設置図」参照。）

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下の水位（通常水位－267mm（T.M.S.L. 31123mm））とする。

b. 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料貯蔵プール温度（SA広域）は，熱電対からの起電力を検出することにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料貯蔵プール温度（SA広域）の計測範囲は，使用済燃料貯蔵プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう，0～150℃の温度を計測可能とする。また，想定事故1及び想定事故2において想定する最低水位（T.M.S.L. 30190mm）においても温度計測できる設置位置とする。

警報動作は，0～150℃の範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では，警報表示状態を継続する。（図1-6「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の設置図」参照。）

温度高の警報設定値は，使用済燃料貯蔵プール温度が燃料プール冷却浄化系により通常52℃以下で維持されており，使用済燃料貯蔵プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため，使用済燃料貯蔵プールの最高許容温度（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

温度高の警報検出箇所は，想定事故1及び想定事故2において想定する最低水位（T.M.S.L. 30190mm）においても温度高の警報出力ができる設置位置（T.M.S.L. 29873mm）とする。

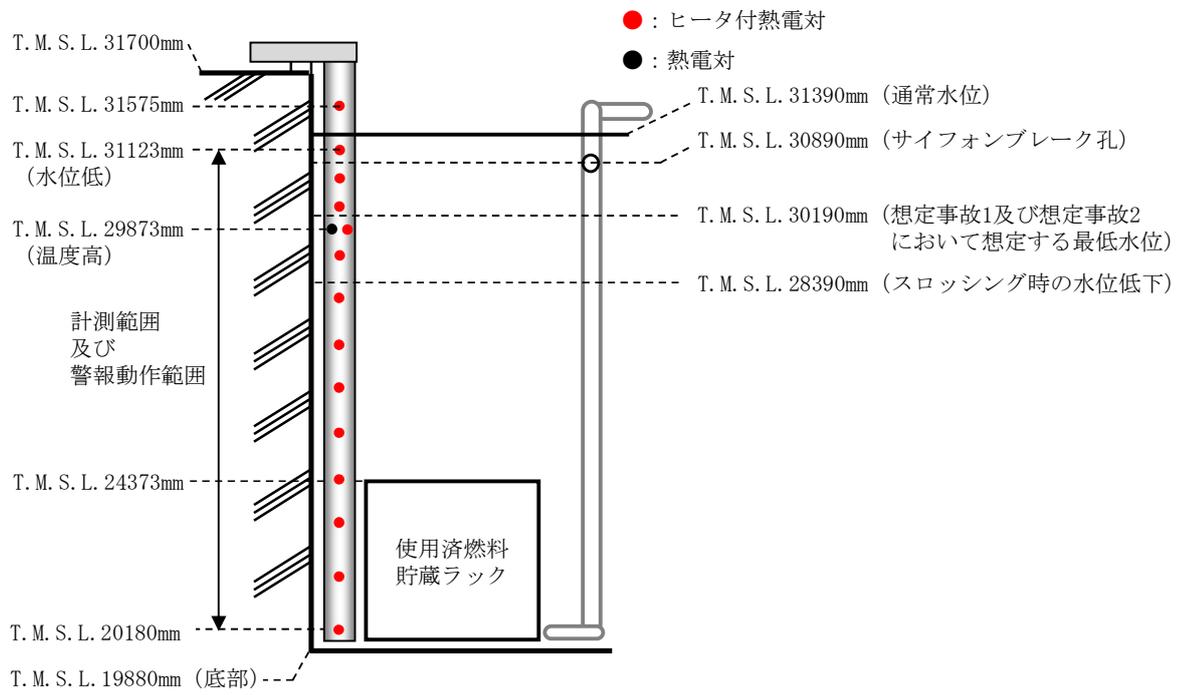


図1-6 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の設置図

1.7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の設定点

1.7.1 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）

(1) 目的

使用済燃料貯蔵プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位（SA）において使用済燃料貯蔵プール上端近傍まで複数の温度計（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

(2) 設定点

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の各設定点は、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、図1-7のとおり設定する。

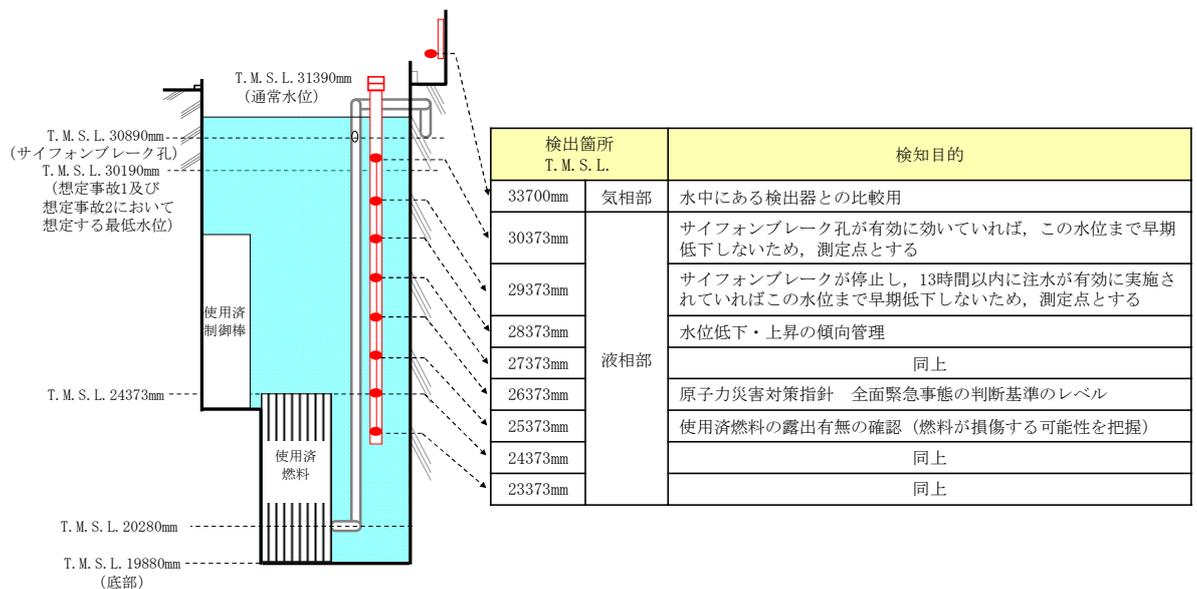


図1-7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の水位設定点

1.7.2 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）

(1) 目的

使用済燃料貯蔵プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位（SA広域）において使用済燃料貯蔵プール底部まで複数の温度計（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) 設定点

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の各設定点は、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、図1-8のとおり設定する。

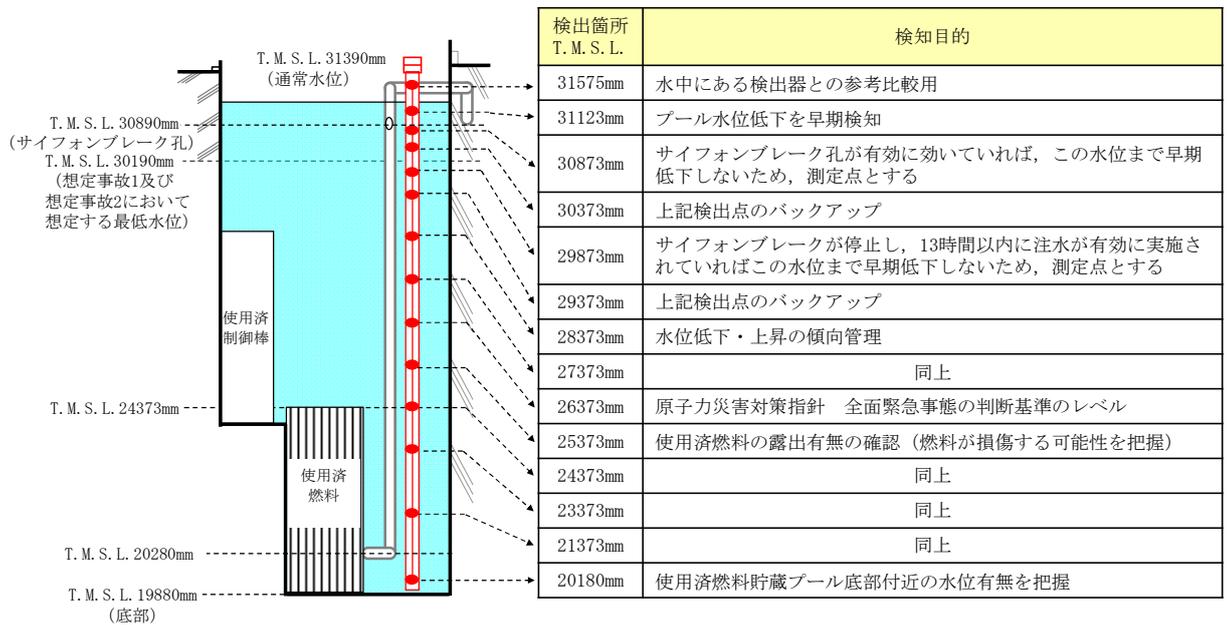


図1-8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の水位設定点

1.8 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) の測定方法

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) 及び使用済燃料貯蔵プール水位 (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。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。検出点を使用済燃料貯蔵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使用済燃料貯蔵プール水位を計測することができる。(図1-9「熱電対 (ヒータ付) による水位検出原理」参照。)

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、ヒータ加熱時間は約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。

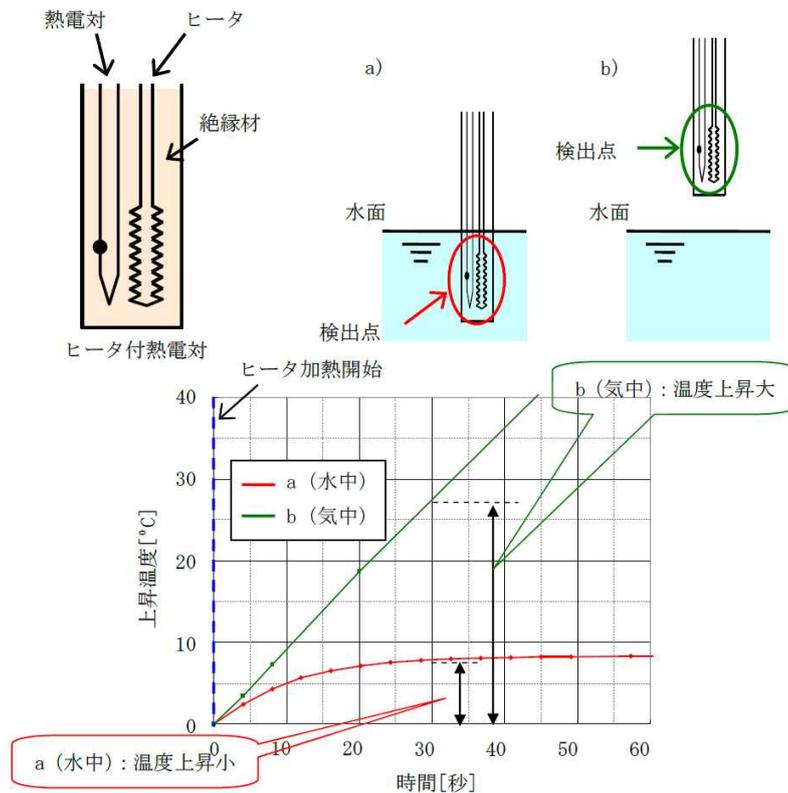


図1-9 熱電対 (ヒータ付) による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性

燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プール温度の上昇に伴い、沸騰による使用済燃料貯蔵プール水位の低下が想定される。その場合は、気中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。

ヒータ付熱電対の応答性について、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した。

JP2温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇することな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。（図1-10「高温状態の試験結果」参照。）なお、ヒータONによる水位判定は約60秒であり、その後ヒータOFFすることで、水中にある熱電対の指示値は、ヒータON前の水温に約60秒で復帰する。

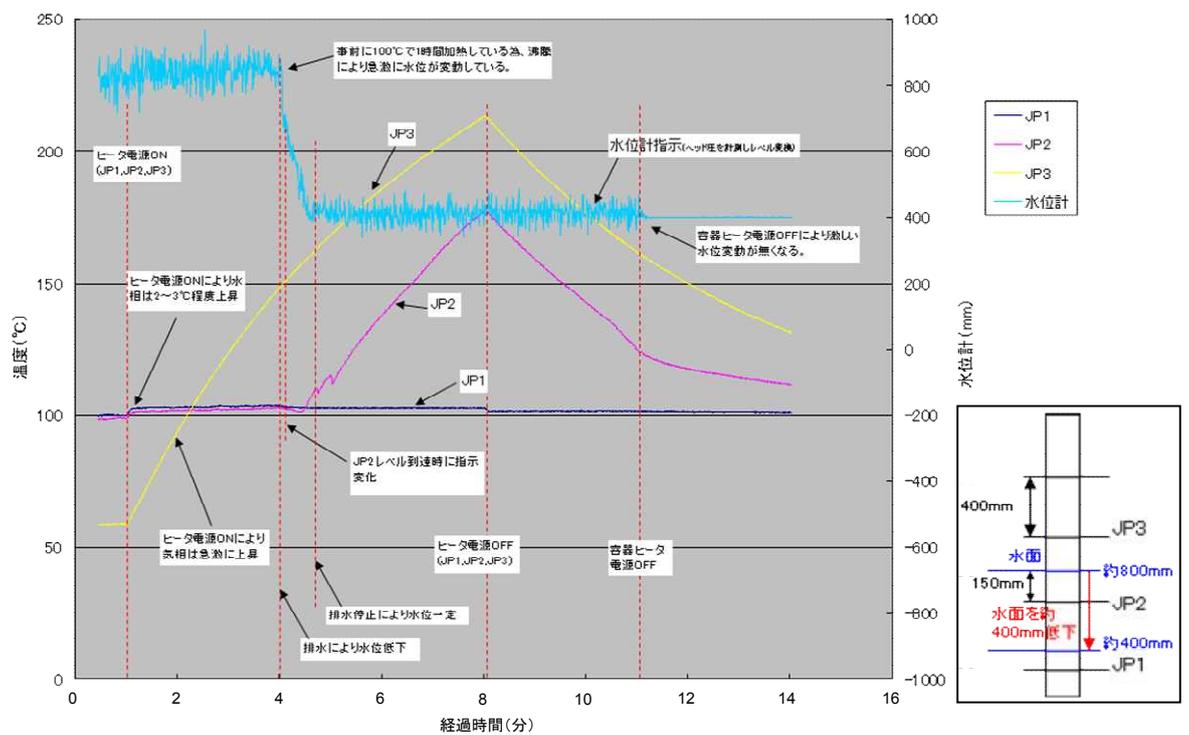


図1-10 高温状態の試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、14箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため使用済燃料貯蔵プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、ヒータ加熱による熱電対の温度上昇により熱電対が水中又は気中にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可能とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータON/OFFを繰り返して実施することで、同時に水位・温度計測が可能な設計とする（14箇所の熱電対を上から交互に2グループに分けて、1分間ヒータONを繰り返して約7分で1周させる）（図1-11「ヒータON/OFFの概要」参照）。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）は、重大事故等対処設備であるが使用済燃料貯蔵プールに照射された燃料を貯蔵している期間は水温及び水位を常時（点検時を除く）測定している。また、下記を検知した場合には中央制御室に音とともに警報表示を行う。

- ①熱電対の断線：記録計にて各熱電対からの起電力を監視している。
- ②電源異常：制御盤内の電源装置から給電される電源電圧を監視している。

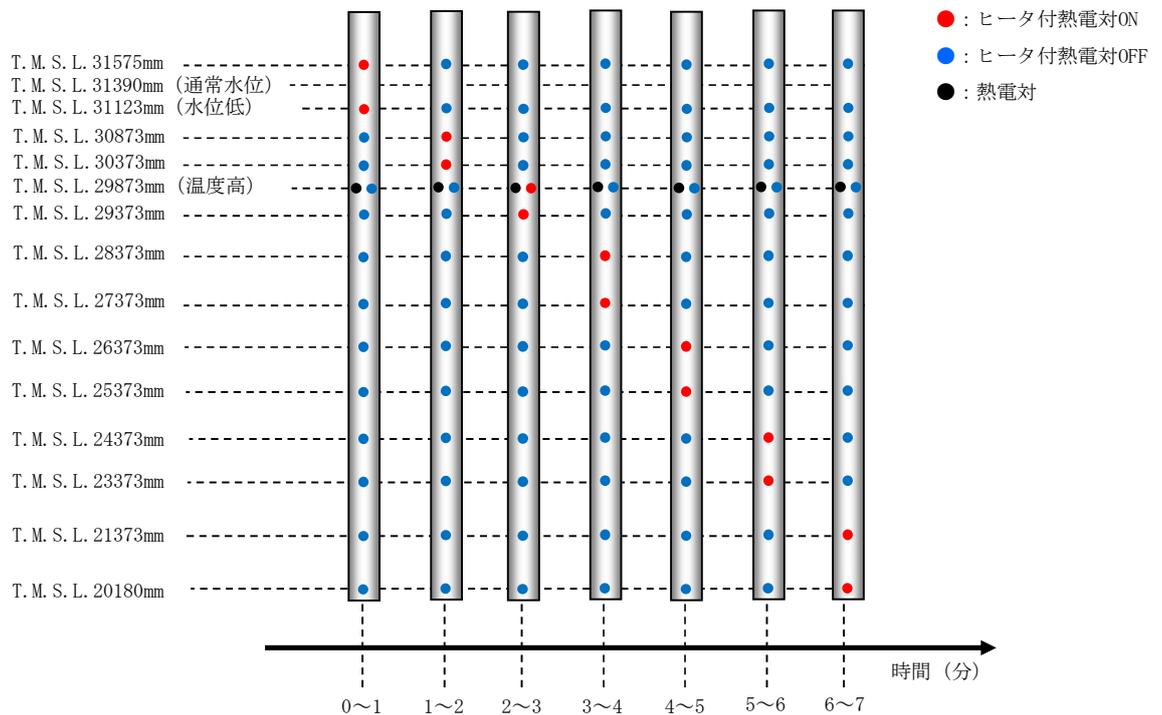


図1-11 ヒータON/OFFの概要

なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第69条第1項及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に係る想定事故（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条及びその解釈の3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故））における使用済燃料貯蔵プールの水位低下速度は表1-1のとおりと想定しており、約7分間隔で水位をとらえることは問題ないとする。

表 1-1 想定事故時における使用済燃料貯蔵プールの水位低下速度

	水位低下速度	7分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 10mm
想定事故 2	約 0.29m/h	約 34mm

注記：水位低下速度及び7分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。

2. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて

2.1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概要

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できる赤外線監視カメラである。

使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合、水面は一様に低下するため、一部の水面が使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野外にあっても使用済燃料貯蔵プールの状態を監視することが可能である。また、使用済燃料貯蔵プール上端が確認できる角度にあることから、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの設置位置は妥当である。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図を図 2-1 に示す。

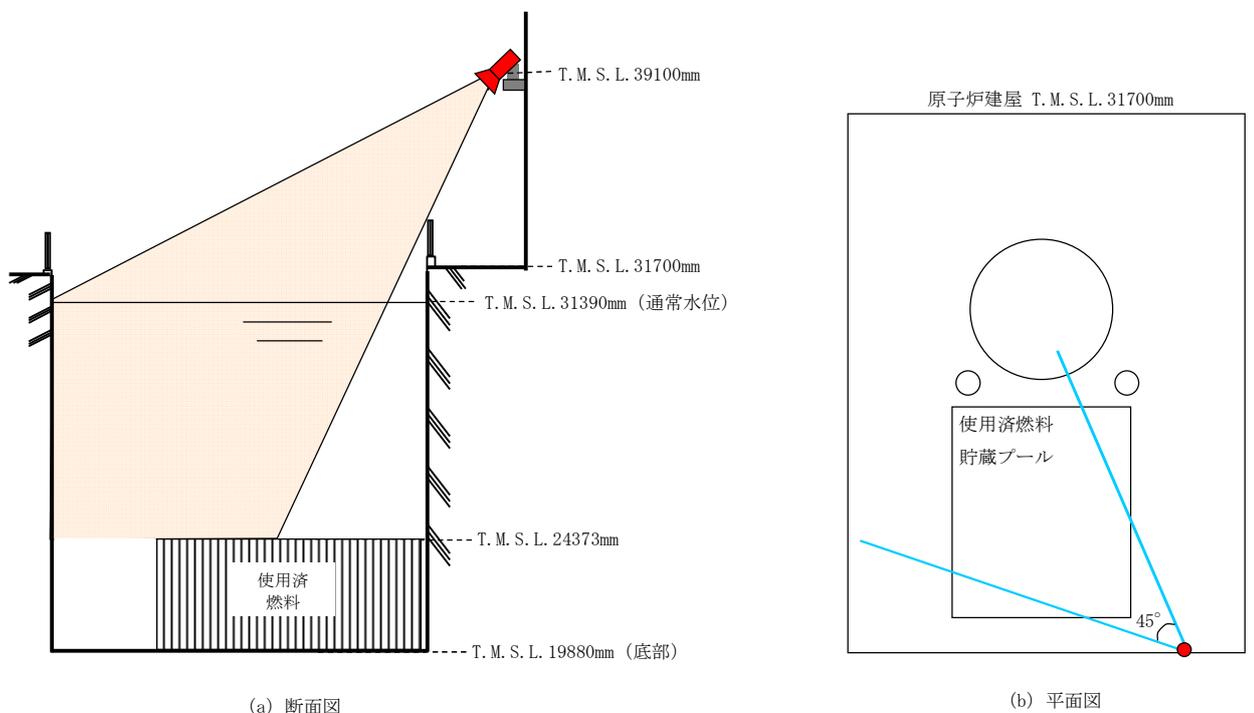


図 2-1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの視野概略図

2.2 蒸気雰囲気下での使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視性

2.2.1 可視カメラと赤外線カメラの映像比較

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから、赤外線カメラにおいては、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。（図 2-2「可視カメラと赤外線カメラの映像比較」参照。）

①可視カメラ



②赤外線カメラ

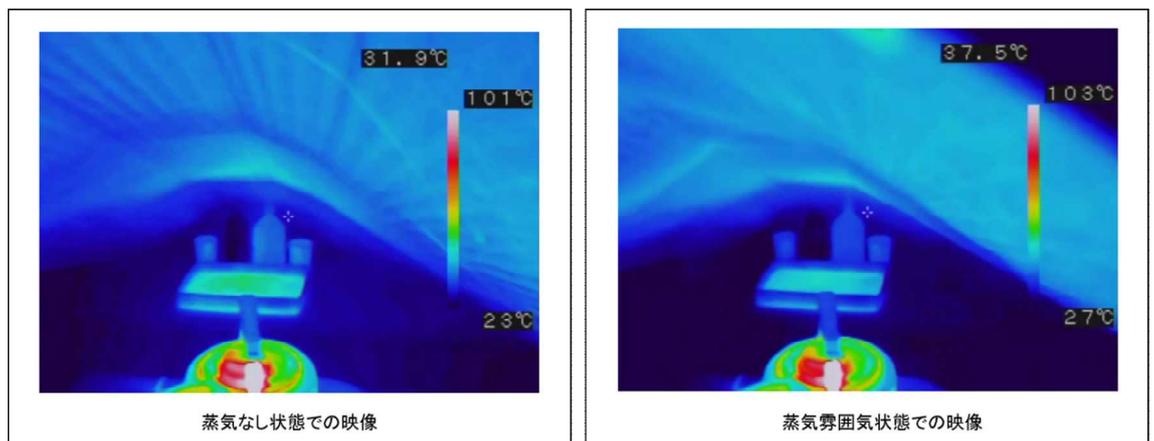


図 2-2 可視カメラと赤外線カメラの映像比較

2.2.2 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状況での監視

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが、使用済燃料貯蔵プール監視カメラが設置されている原子炉建屋（T.M.S.L. 31700mm）の温度は100℃と想定されることから温度差による結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。（図2-3 「赤外線カメラのレンズに結露が発生状態での監視」参照。）

③赤外線カメラのレンズに結露を模擬

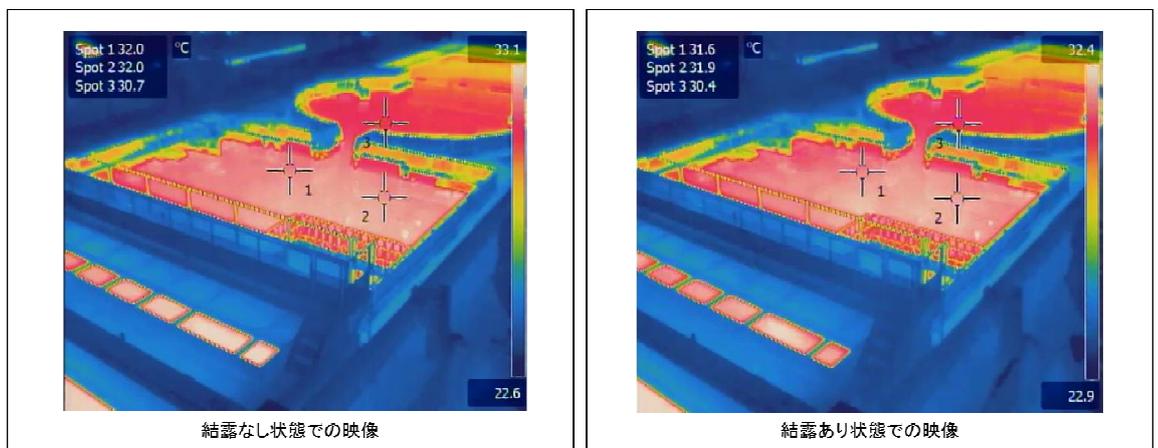


図2-3 赤外線カメラのレンズに結露が発生状態での監視

2.3 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサ、冷却器、エアクーラ等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。コンプレッサ及び冷却器は3台設置し、コンプレッサは3台で必要流量141.5L/min以上を確保する（図2-4「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図」参照。）

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は常設設備とし、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの冷却に必要な空気を設置場所（原子炉建屋内の原子炉区域外）での操作のみで確保できる。試験等により必要流量が確保されていることを確認し、試験後は流量等に影響を与える操作をしないことで必要な流量を確保する。

なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。

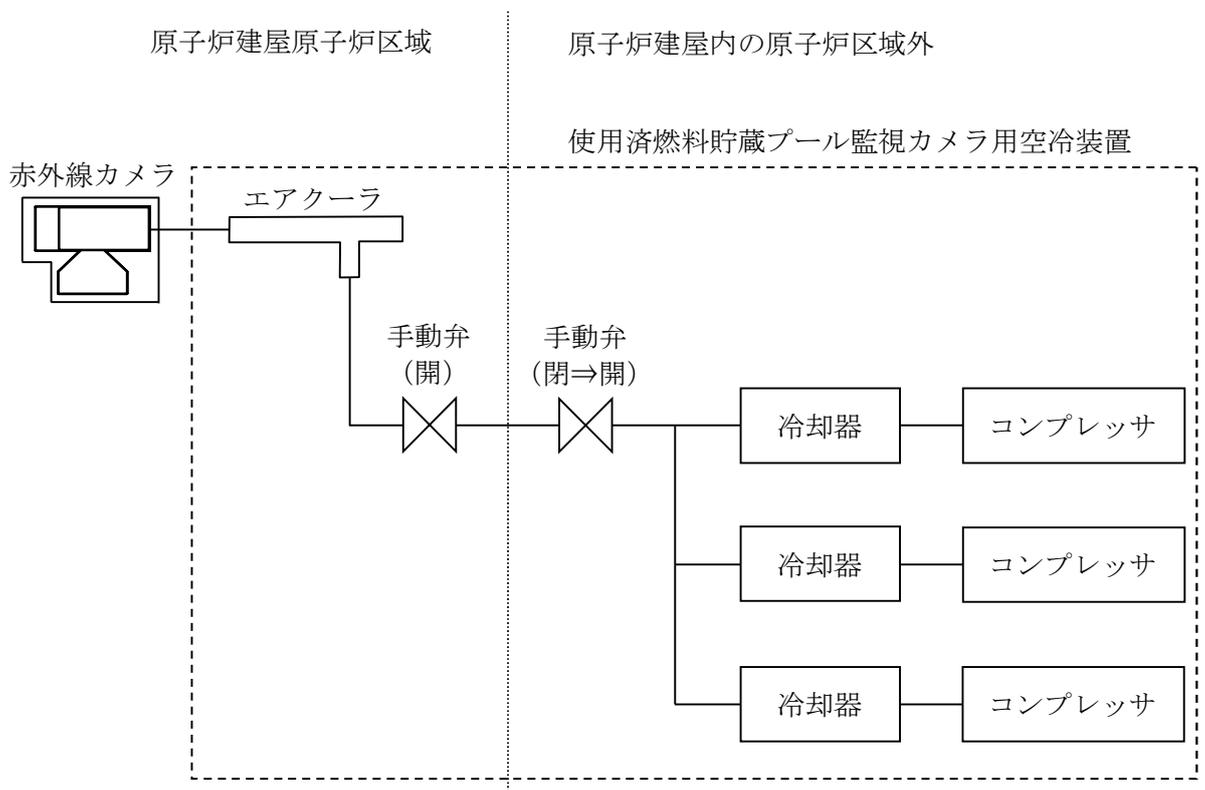


図2-4 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図

2.3.1 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のコンプレッサ、冷却器、エアクーラの機能及び原理

(1) コンプレッサ

コンプレッサは、コンプレッサ内を往復するピストンの作用で、内部の空間容積を変化させることにより、空気を圧縮し、圧縮された空気を冷却器に送り出す。コンプレッサは、交流電源を必要とする。

(2) 冷却器

冷却器では、コンプレッサより送られてくる空気の湿分を除去するため、冷却器内を循環する冷媒によりコンプレッサから送られてくる空気を冷却する。冷却器は交流電源を必要とする。冷却器の概要図を図2-5に示す。

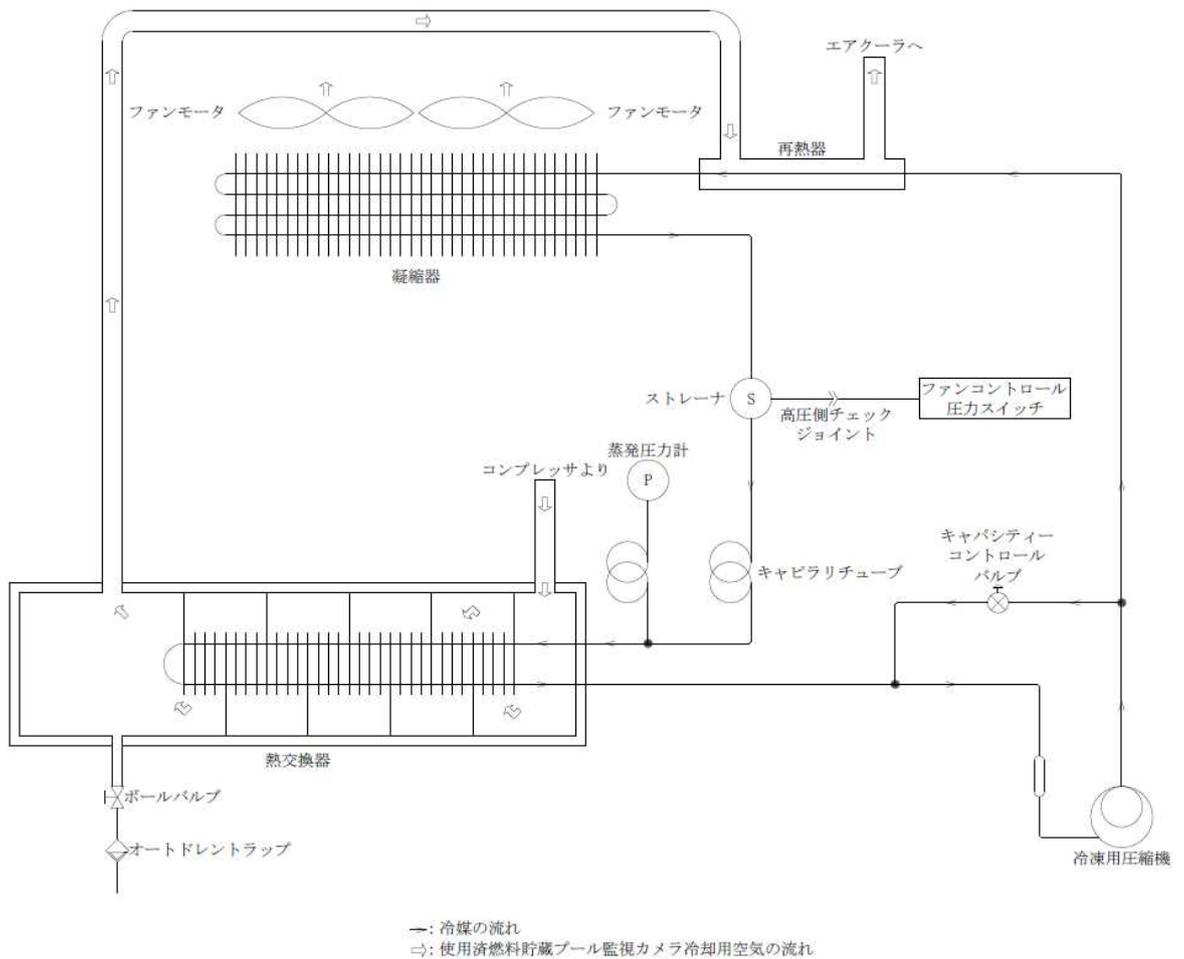


図2-5 冷却器の概要図

(3) エアクーラ

a. エアクーラの仕様

エアクーラの基本仕様を表 2-1 に示す。

表 2-1 エアクーラの基本仕様

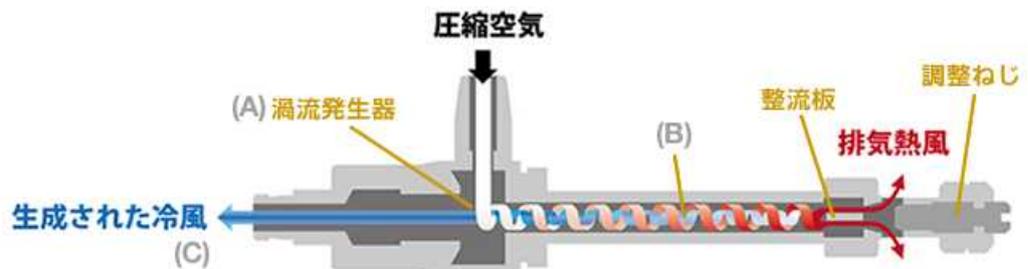
項目	仕様
圧縮空気圧	0.3~0.7MPa
消費空気量	165~390L/min
冷風率	25~75%*
重量	380g

*：冷風率は調整ねじによりあらかじめ 70% で固定とする。

b. エアクーラの機能及び原理

コンプレッサから供給された圧縮空気は、渦流発生器（ゼネレータ）により接線方向に音速で吐出され、膨張すると共に高速回転し渦流となって、(A) から (B) の方向へ移動する。この時、整流板と調整ねじの間の空間によって熱風排出口から排出される空気量(冷気比率)が定まる。

一方、排気されない残留空気は渦流の遠心力によってできた内側の空洞内を外側の渦流と同方向に回転しながら冷風となって、冷風出口 (C) の方へ流れる。



(東浜工業株式会社, 東浜商事株式会社 HP より)

図 2-6 エアクーラの構造

器内に発生した渦流には大きな遠心力が働いて圧力、密度が急上昇し、抵抗を増加して温度が上昇する。この時に渦流の外側ほど周速は大きく、また温度も高くなり渦流の中心部との間に大きな圧力差を生じる。渦流の中心部を空気が (B) から (C) 冷風出口の方向へ移動する時に膨張しながら減速による制動作用のため外側の渦流に対して仕事を行うため、外側では温度が上がり、中心部には低温の空気ができる。また、暖かい空気から供給された熱量と冷たい空気から持ち去られた熱量は常に等しいので調整弁から外側の熱量の排出量を多くすることにより、内側の冷気量が少なくなり、温度の低下は大きくなる。

3. 大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料貯蔵プールの水位及び温度による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。

- ・使用済燃料貯蔵プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料貯蔵プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）を配備する。

【水位監視】

燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

【温度監視】

水位監視を主として、使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。
 （温度は沸騰による蒸発状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、図 3-1「使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。

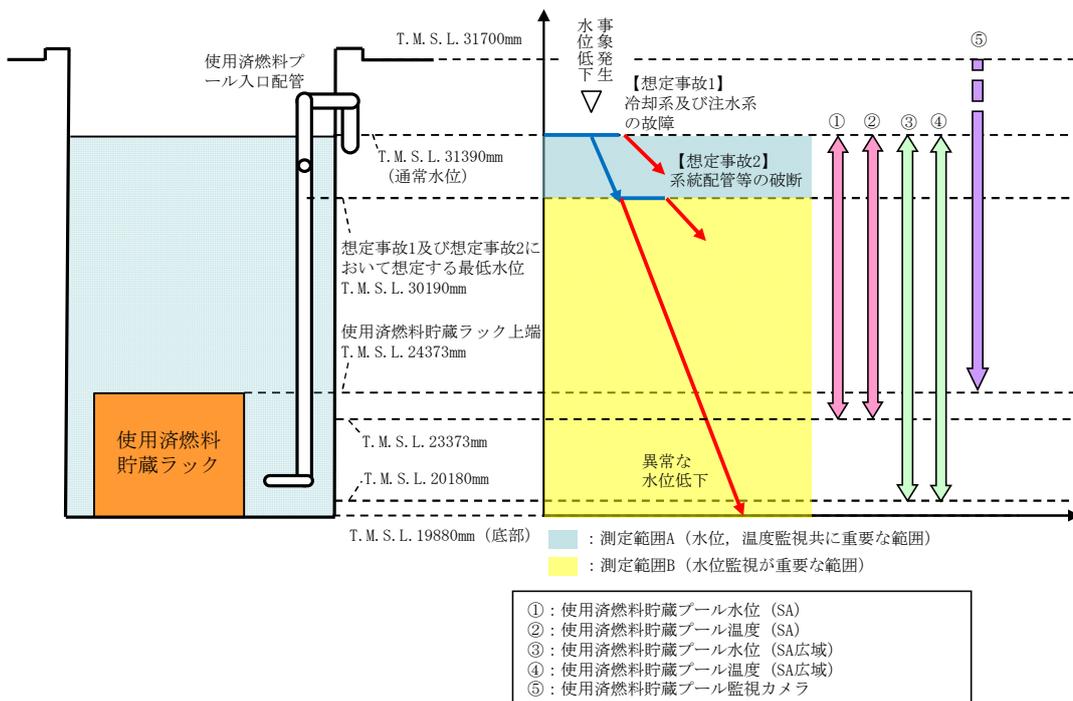


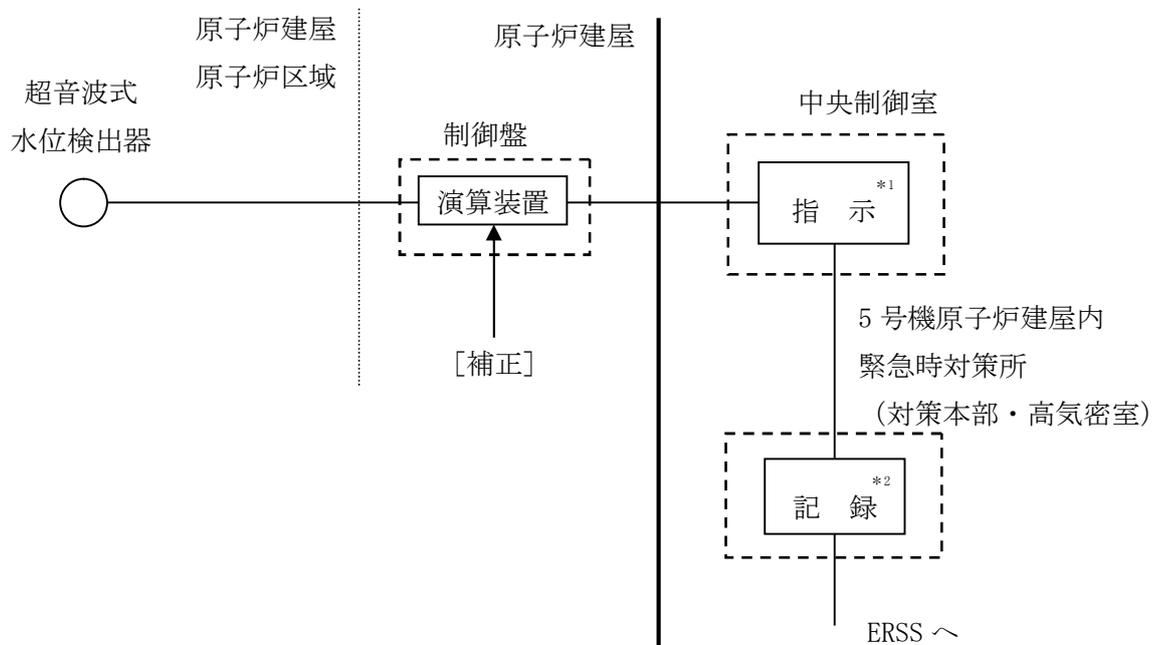
図 3-1 使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4. 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）について

4.1 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）

自主対策設備である使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の検出信号は、超音波式水位検出器からの電流信号を、制御盤内の演算装置にて補正演算を行い中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存について「4.2 計測結果の表示、記録及び保存」に示す。（図4-1「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の概略構成図」及び図4-2「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の構造図」参照。）

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、非常用直流電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には、所内蓄電式直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。電源構成について「4.3 電源構成」に示す。



注記*1：記録計

*2：緊急時対策支援システム伝送装置

図4-1 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の概略構成図

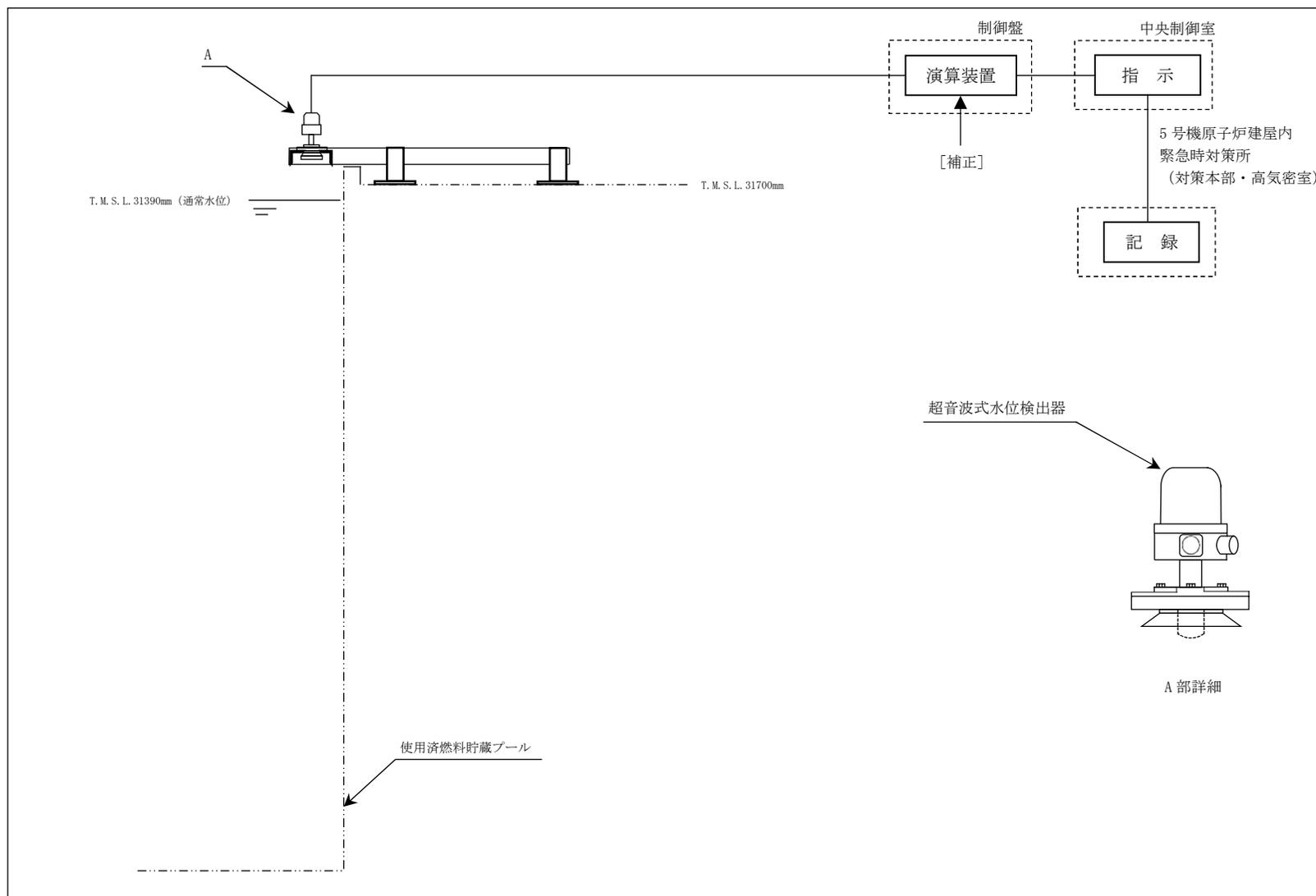


図 4-2 使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式) の構造図

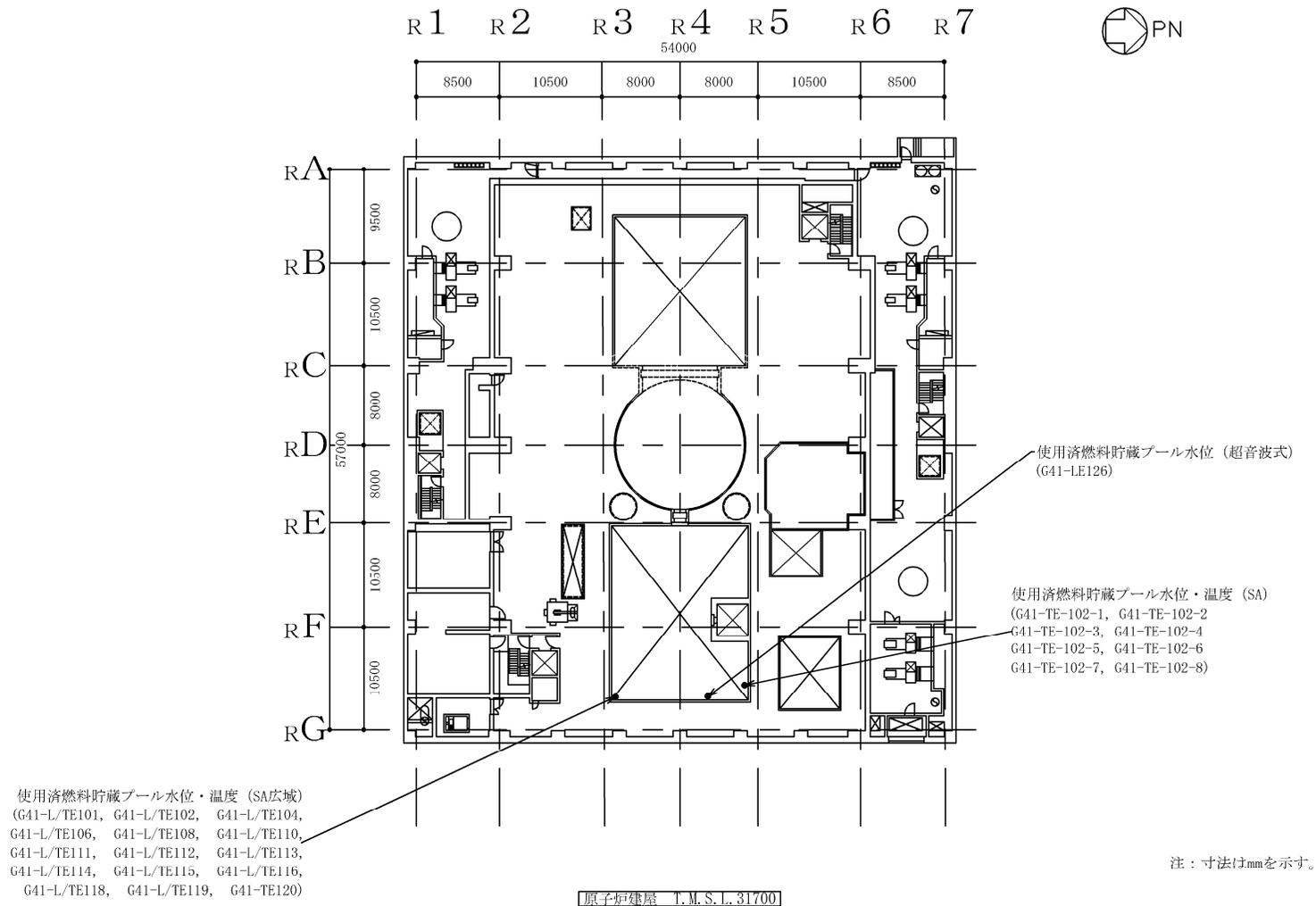


図 4-3 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の取付箇所を明示した図面

4.2 計測結果の表示，記録及び保存

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測結果は，中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を表 4-1「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

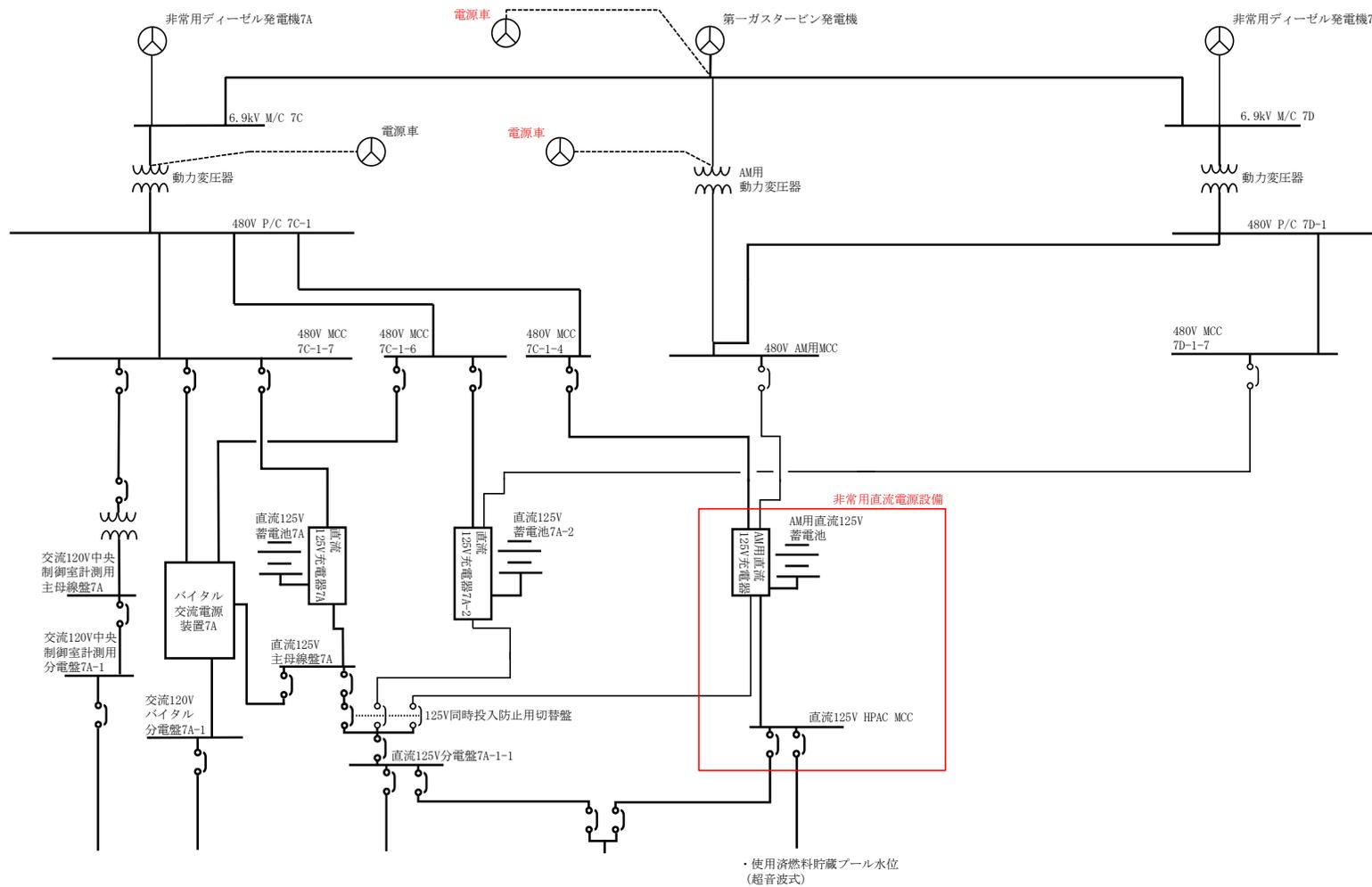
使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測結果は，緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに，帳票として出力できる設計とする。また，プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分，記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう，14日以上保存できる設計とする。

表 4-1 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所

計測装置	指示又は表示場所	記録場所
使用済燃料貯蔵プール水位 （超音波式）	中央制御室	中央制御室（記録計） 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）（緊急時対策支援システム伝送装置）

4.3 電源構成

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は，非常用直流電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には，所内蓄電式直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。（図 4-4「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の概略電源系統図」参照。）



【凡例】
M/C : メタルクラッド開閉装置
P/C : パワーセンタ
MCC : モータコントロールセンタ
 : 配線用遮断器

図 4-4 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の概略電源系統図

4.4 計測範囲

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は，自主対策設備であるが使用済燃料貯蔵プールに照射された燃料を貯蔵している期間は水位を常時（点検時を除く）測定している。

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測範囲は，想定事故 1，想定事故 2 及び使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵ラック上端（T. M. S. L. 24373mm）から使用済燃料貯蔵プール上端近傍（T. M. S. L. 31513mm）計測範囲とする。（図 4-5「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の設置図」参照。）

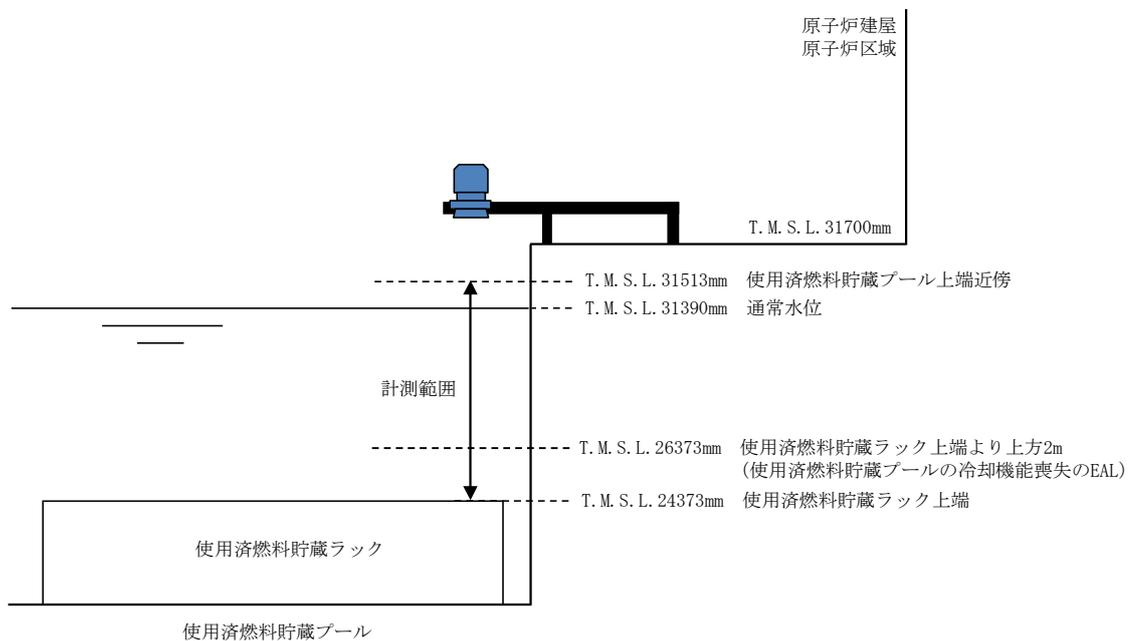


図 4-5 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の設置図

4.5 測定原理

超音波式水位検出器の測定原理は、図4-6「超音波式水位計の測定原理」に示すとおり、超音波式水位検出器から測定液面に向けてパルス状の超音波を出し（送信）、測定液面で超音波が反射し超音波式水位検出器に戻ってくる（受信）時間を測定し、水位に換算する。

超音波の送信から受信までの時間を伝搬時間とすると、超音波の伝搬速度を求めることで、超音波式水位検出器から測定液面までの距離を算出することができる。

超音波の伝搬速度（音速）は、温度で変化するため、温度による補正を実施する必要がある。ただし、図4-7「温度と音速の関係」に示すとおり、その関係は非線形であることから、演算装置で伝搬速度を求めるために、温度を区分に分けて線形近似補正を行う方針とする。

超音波水位検出器は以下のa～cを行い、水位を算出する。

- 超音波水位検出器は送信①のタイミングで超音波を測定液面に向かって送信する。
- 測定液面を反射した超音波を受信②の信号として超音波水位検出器が受信する。
- 送信①～受信②の伝搬時間から水位を算出する。

[伝搬時間の計算]

測定液面が使用済燃料貯蔵ラック上端まで下がった際の伝搬時間は以下となる。

計算条件 超音波水位検出器から使用済燃料貯蔵ラック上端までの距離：7707mm

周囲環境温度：0℃（伝搬時間が長くなる0℃で計算）

音速：331m/s

上記条件から伝搬時間を求めると、約47msecであることから、超音波水位検出器が超音波を送信する送信間隔の約200msec内に超音波を受信することができる。

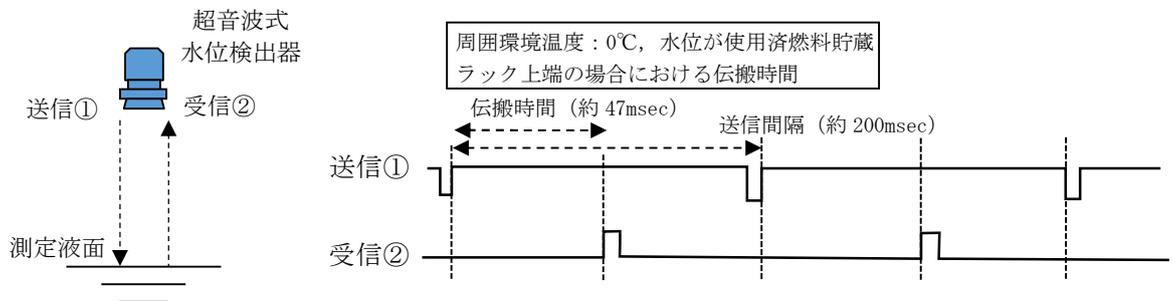


図4-6 超音波式水位計の測定原理

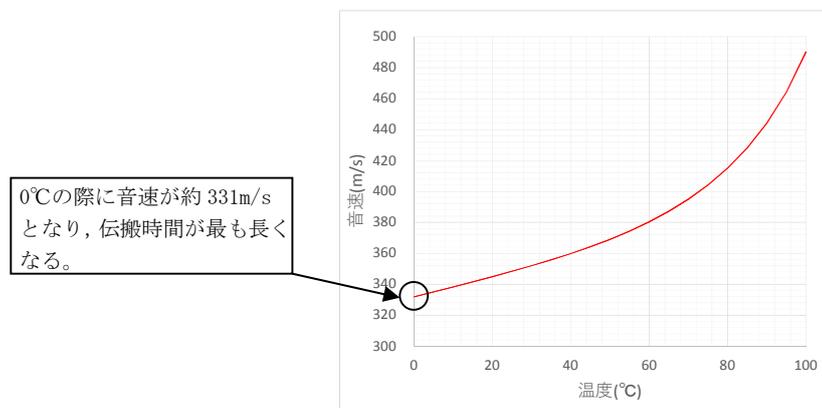


図4-7 温度と音速の関係

4.6 健全性

4.6.1 悪影響防止

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、他の設備への悪影響防止を考慮した設計とする。自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果は、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の補足説明資料「11. 自主対策設備の悪影響防止について」のとおり、以下の内容である。

直接影響：使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、他の設備と電気的な分離をすることから、使用による悪影響なし。

間接影響：使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。

「4.6.2 健全性について」に示すとおり、重大事故等時の環境性能において健全性が確認できていること、及び「4.6.4 耐震性」に示すとおり、耐震性を確保できていることから、使用による悪影響はない。

発電所におけるリソースの消費：

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

4.6.2 健全性について

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、想定される重大事故等時の設置場所における環境条件を考慮した設計とする。

(1) 使用環境

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の環境条件は、表4-2「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の耐環境試験の評価結果」に示す通り、有効性評価で想定される環境条件を包絡する環境条件を設定する。

(2) 健全性

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の検出器及びケーブルを図4-8「耐環境試験回路」に示すとおり設置し耐環境試験を実施している。使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、表4-2及び表4-3「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の耐環境試験の評価結果（詳細）」に示す通り、環境条件を満足する試験条件で耐環境試験を実施し、健全性を維持できることを確認している。

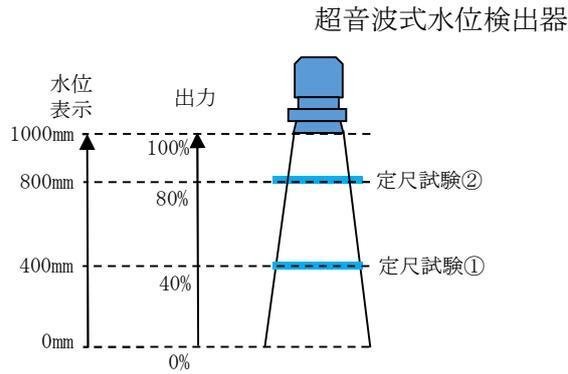


図 4-8 耐環境試験回路

表 4-2 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の耐環境試験の評価結果

項目	環境条件 (包絡条件)	試験結果	評価結果
温度	100℃ (168 時間)	[Redacted]	想定される環境温度での機能維持を確認しており，健全性を維持できる。
湿度	蒸気 (168 時間)		想定される環境湿度での機能維持を確認しており，健全性を維持できる。
圧力	3.5kPa (168 時間)		想定される環境圧力での機能維持を確認しており，健全性を維持できる。
放射線	510Gy / 168 時間		想定される環境線量での機能維持を確認しており，健全性を維持できる。

表 4-3 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の耐環境試験の評価結果（詳細）

項目	判定基準	試験前	試験後	評価結果
定尺試験①	出力：40.0%* ¹ ±1.0%F.S. 以内* ²	[Redacted]		良

注記*1：試験では，出力が40.0%となる位置に反射板を設定する。

*2：超音波水位検出器は，超音波の送信と受信のみを行っている。精度への影響は音速によるものであり，測定する距離は精度には影響を与えないことから，送信波に対する受信波の確認として，1点確認の定尺試験を行っている。

4.6.3 水位が異常に低下した場合における健全性について

使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合には、使用済燃料貯蔵プール周辺の積算放射線量（7日間）が高くなる。このことから、使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の放射線量評価を行い、放射線試験結果から使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の水位監視機能が健全性を維持できることを確認している。

(1) 放射線量評価

使用済燃料貯蔵プールの保有水喪失時における使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の放射線量評価を行う。想定線源（使用済制御棒、使用済燃料）からの放射線量を求める際に設定する評価点との位置関係を図4-9「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の評価点」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位が、使用済燃料貯蔵プールの底部まで低下した際の積算放射線量の算出結果を表4-4「使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の耐放射線性能」の解析結果に示す。

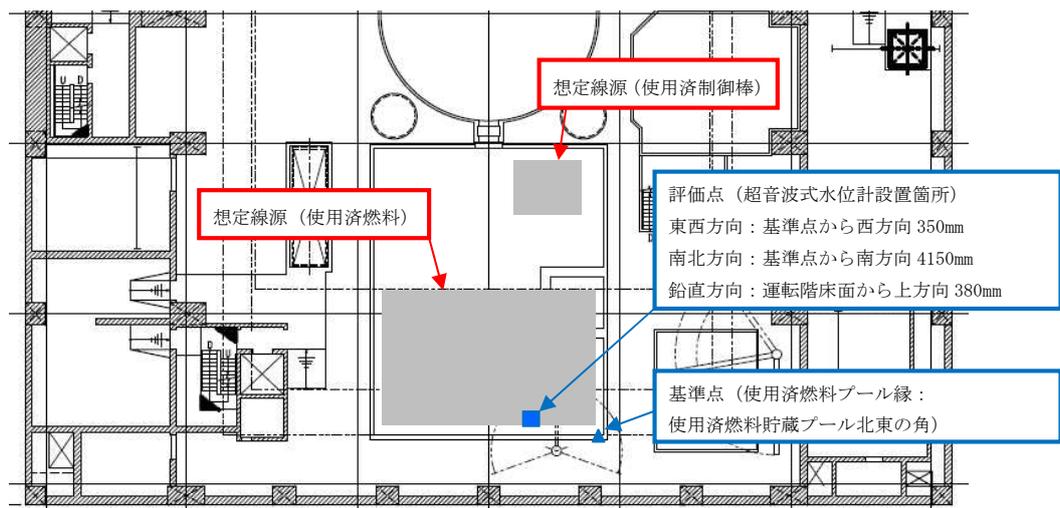


図4-9 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の評価点

(2) 放射線試験結果

解析結果により得られた積算線量を満足する放射線試験を実施して、表4-4及び表4-5「使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の耐放射線性能（詳細）」に示す通り、使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の水位監視機能が健全性を維持できることを確認している。

表 4-4 使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の耐放射線性能

項目	解析結果	試験結果	評価結果
放射線		積算線量 200kGy 以上	想定される環境線量での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。

表 4-5 使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合の耐放射線性能（詳細）

項目	判定基準	試験前	100kGy 到達後	200kGy 到達後	評価 結果
定尺試験②	出力：80.0%*1±1.0%F.S 以内*2				良

注記*1：試験では、出力が 80.0%となる位置に反射板を設定する。

*2：超音波水位検出器は、超音波の送信と受信のみを行っている。精度への影響は音速によるものであり、測定する距離は精度には影響を与えないことから、送信波に対する受信波の確認として、1点確認の定尺試験を行っている。

4.6.4 耐震性

耐震評価は、V-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）が設計用地震力に対して十分な構造強度及び電気的機能を有していることを説明する。

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）は、据付架台が床面に基礎ボルトで設置されていることから、基礎ボルトについて引張り及びせん断について耐震評価を実施する。耐震評価部位について、図4-10「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の概略構造図」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を表4-6「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の構造強度評価結果」及び表4-7「使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の機能維持評価結果」に示す。発生値は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度及び電気的機能を有していることを確認した。

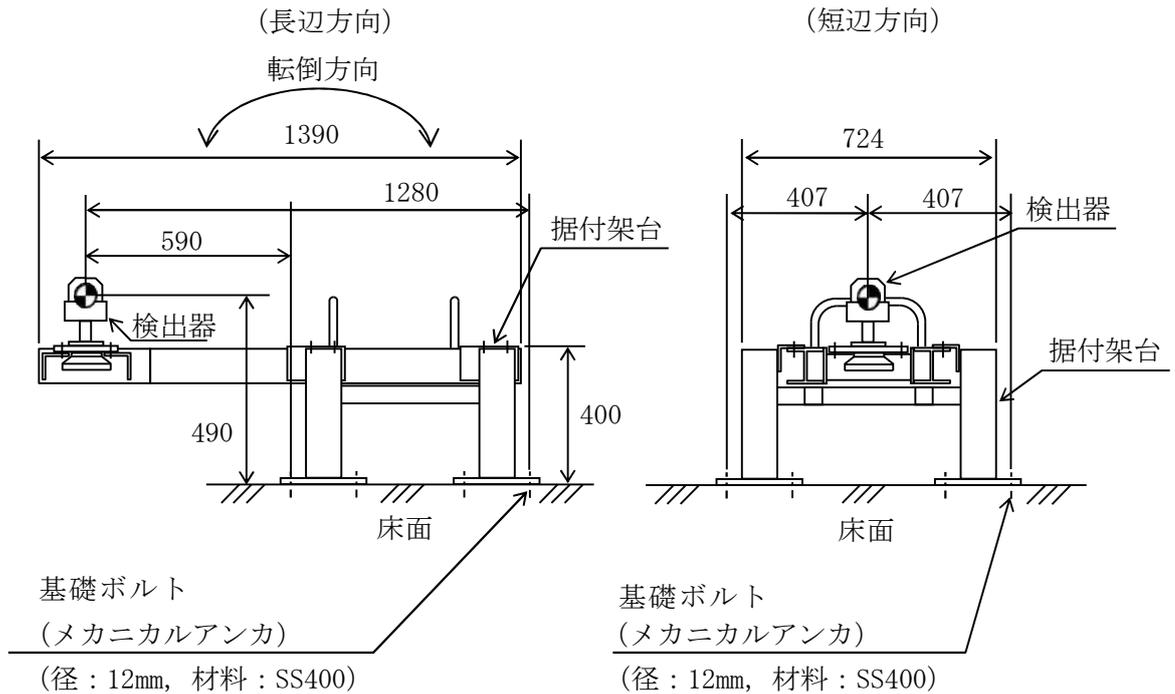


図 4-10 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の概略構造図

記号	記号の説明	単位
A_b	ボルトの軸断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
d	ボルトの呼び径	mm
F^*	設計・建設規格 SSB-3133 に定める値	MPa
F_b	ボルトに作用する引張力（1本当たり）	N
f_{sb}	せん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力	MPa
f_{to}	引張力のみを受けるボルトの許容引張応力	MPa
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受けるボルトの許容引張応力	MPa
g	重力加速度（=9.80665）	m/s^2
h	据付面から重心までの距離	mm
l_1	重心とボルト間の水平方向距離（ $l_1 \leq l_2$ ）	mm
l_2	重心とボルト間の水平方向距離（ $l_1 \leq l_2$ ）	mm
m	検出器及び据付架台の質量	kg
n	ボルトの本数	—
n_f	評価上引張力を受けるとして期待するボルトの本数	—
Q_b	ボルトに作用するせん断力	N
π	円周率	—
σ_b	ボルトに生じる引張応力	MPa
τ_b	ボルトに生じるせん断応力	MPa

(1) 引張応力

基礎ボルトに対する引張力は、図4-10でそれぞれのボルトを支点とする転倒を考え、これを片側のボルトで受けるものとして計算する。

引張力

計算モデル図4-10 短辺方向転倒の場合の引張力

$$F_b = \frac{m \cdot g \cdot C_H \cdot h - m \cdot g \cdot (1 - C_V) \cdot l_2}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

計算モデル図4-10 長辺方向転倒の場合の引張力

$$F_b = \frac{m \cdot g \cdot C_H \cdot h + m \cdot g \cdot (1 + C_V) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_2 - l_1)}$$

引張応力

$$\sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

ここで、基礎ボルトの軸断面積 A_b は次式により求める。

$$A_b = \frac{\pi}{4} \cdot d^2$$

(2) せん断応力

基礎ボルトに対するせん断力は、ボルト全本数で受けるものとして計算する。

せん断力

$$Q_b = m \cdot C_H \cdot g$$

せん断応力

$$\tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

【使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）（G41-LE126）の耐震性についての計算結果】

設計条件

機器名称	据付場所及び床面高さ (m)	固有周期(s)		基準地震動 S _s		周囲環境温度 (°C)
		水平方向	鉛直方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	
使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式) (G41-LE126)	原子炉建屋 T. M. S. L. 31.700*	0.05 以下	0.05 以下	C _H =1.38	C _V =1.15	100

注記*：基準床レベルを示す。

機器要目

部材	m (kg)	h (mm)	d (mm)	A _b (mm ²)	n
基礎ボルト		490	12 (M12)	113.1	16

部材	ℓ ₁ * (mm)	ℓ ₂ * (mm)	n _f * (mm)	F* (MPa)	転倒方向
					基準地震動 S _s
基礎ボルト	407	407	4	232	長辺方向
	590	1280	4		

注記*：各ボルトの機器要目における上段は正面方向転倒に対する評価時の要目を示し、
下段は側面方向転倒に対する評価時の要目を示す。

表 4-6 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の構造強度評価結果

部材	材料	周囲環境温度 (°C)	応力	基準地震動 S _s	
				算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
基礎ボルト	SS400 (径:12mm)	100	引張り	σ _b =11	f _{t s} =139*
			せん断	τ _b =2	f _{s b} =107

すべて許容応力以下である。

注記*：f_{t s}=Min[1.4・f_{t o}-1.6・τ_b, f_{t o}]

表 4-7 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の機能維持評価結果

		機能維持評価用加速度* (×9.8m/s ²)	機能確認済加速度 (×9.8m/s ²)
使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式)	水平方向	1.15	
	鉛直方向	0.96	

注記*：基準地震動 S_s により定まる応答加速度とする。

機能維持評価用加速度 (1.0・ZPA) はすべて機能確認済加速度以下である。

4.7 設備の維持管理

(1) 使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の点検方法

使用済燃料貯蔵プール水位（超音波式）の計測設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表 4-8「計測設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容」のとおりである。

表 4-8 計測設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容
超音波式検出装置	外観点検	各部点検手入れ
	特性試験	直流抵抗測定 校正
演算装置	外観点検	各部点検手入れ
	特性試験	校正
制御盤	外観点検	盤（ラック）、及び取付器具点検手入れ

燃料取扱設備，新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が
臨界に達しないことに関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について	1-1
2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性	2-1
3. 未臨界性評価の条件	3-1
4. 未臨界性評価における不確定性	4-1
別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価	別 1-1

1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について

仮に使用済燃料貯蔵プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、使用済燃料貯蔵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貯蔵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、柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールにおいて水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ 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。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごく僅かであり、供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を10年（合計70年間）と仮定しても効果の低下はごく僅かであると考えられる（別添1参照）。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。

2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性

大規模漏えい時の未臨界性評価は、使用済燃料貯蔵プール水が喪失した状態で、燃料プール代替注水系（使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）にてラック及び燃料体等を冷却し、臨界とならないよう配慮したラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認する。このスプレイや蒸気条件の想定として使用済燃料貯蔵プール全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで変化させることとしている。

大規模漏えい時には、燃料プール代替注水系（使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ）により使用済燃料貯蔵プール内燃料体等全面に注水する手順となっており、燃料体等からの崩壊熱によりラック内外で水密度の濃淡が生じるものの、偏った水密度分布となることは考え難い。また、使用済燃料貯蔵プール水が喪失していく過程や再冠水過程においてもラック底部からラック内に水が流れ込む構造になっており、ラック内外で著しい水位差は生じない。したがって、スプレイや蒸気条件における未臨界性評価条件として、水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで変化させることは妥当である。

3. 未臨界性評価の条件

3.1 燃料条件

TGBLA*¹にて評価した無限増倍率を図3-1, 2に示す。9×9燃料（A型）及び高燃焼度8×8燃料の炉心装荷時の無限増倍率は、それぞれ添加されたガドリニアの量によって2種類ずつあるタイプを対象に、その各軸方向断面について、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算している。9×9燃料（A型）においては低Gd燃料頂部、高燃焼度8×8燃料においては低Gd燃料上部において無限増倍率が最大となり、運転期間中のガドリニア効果によるピークを考慮しても1.30を超えることはない。したがって、十分大きな保守性をもつモデルバンドルとして、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定した。中でもピーク時の無限増倍率が高いのは9×9燃料（A型）であるため、9×9燃料（A型）をモデルバンドルの想定に用いた。

モデルバンドルは、部分長燃料の有無により軸方向の濃縮度分布を上下2領域に分け、無限増倍率が最大となるガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定し、未燃焼組成で無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を設定する。この濃縮度分布をウラン燃料設計の基本的な考え方（燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いを考慮し、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は低濃縮度にする）に基づいて、9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考に設定するとモデルバンドルの平均濃縮度は□wt%（軸方向下部断面で□wt%、上部断面で□wt%）となる。一般に、B-SUSラックはボロンの強い中性子吸収効果により、熱中性子が欠乏した減速不足の状態にある。このため、水対ウラン比が大きいモデルバンドル上部断面を用いたほうが、ラック体系における中性子の減速不足状態が緩和されるため実効増倍率が高く評価される。以上から、より保守的な条件としてモデルバンドルの上部断面を未臨界性評価に用いた。また、いずれの燃料においても燃焼が進み燃焼末期に近づくにつれて無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては9×9燃料（A型）を用いたが、いずれの燃料を用いてもこの大きな保守性に包絡され、燃料条件としては保守的な設定となる。

注記*1：沸騰水形原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法，TLR-006，東京芝浦電気株式会社，昭和51年9月

3.2 ラック条件

解析使用値としては実効増倍率が最も大きくなる公差の組み合わせの条件を用いる。具体的には、ラックの製作公差において、ラック板厚は吸収材の量が少なくなるよう小さくし、ラックピッチ及び内のは燃料がより接近するよう小さくした。ラックの製作公差は以下のとおり（公称値±公差）であり、最小値，公称値，最大値にて実効増倍率を計算した結果，それぞれ上述の条件によって最も保守的になることを確認した（図3-3～5）。

ラック板厚： mm ± mm

ラックピッチ： mm ± mm

ラック内のは： mm ± mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲（ wt%～ wt%）の下限值を使用した。ラック配列については，保守的に鉛直方向は無限長，水平方向は無限配列とした。ラック配列を無限長，無限配列とした計算体系のイメージ図を図3-6に示す。

なお，ラックは角管同士を溶接して製造しており，溶接部分には隙間やボロンの減損が生じる可能性があるが，実効増倍率に有意な変化はない。

以上より，ラック条件は保守的な設定となっている。

3.3 プール水条件

使用済燃料貯蔵プール水条件のうち，水温については4℃の時に密度が大きく評価結果が最も厳しくなる。水温を0～100℃まで変化させても，水密度は0.95 g/cm³を下回らない。水密度については， g/cm³， g/cm³の12点を評価した。

3.4 その他の条件

(1) チャンネルボックス

未臨界性評価において，チャンネルボックスは装着した状態を想定している。チャンネルボックスを装着した条件で解析を実施した大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価において，実効増倍率は統計誤差3σ(0.001)を加えて最大で0.939である。一方で，この評価条件からチャンネルボックス装着有無のみを変更して実施した解析において得られた実効増倍率は，統計誤差3σ(0.001)を加えて0.928である。したがって，チャンネルボックスを装着した条件は保守的である。

(2) ラックセル内の燃料配置

ラックセル内で燃料が偏心すると，中性子の強吸収体であるB-SUSに接近することにより，燃料領域の熱中性子が減少し実効増倍率が低くなる。したがって，燃料

をラックセル内の中央配置とした設定は保守的である。

3.5 燃料条件，ラック条件及びその他の条件の保守性について

燃料条件，ラック条件及びその他の条件が保守的になるよう，上述のとおり設定し，実効増倍率が最も厳しくなる条件とした。

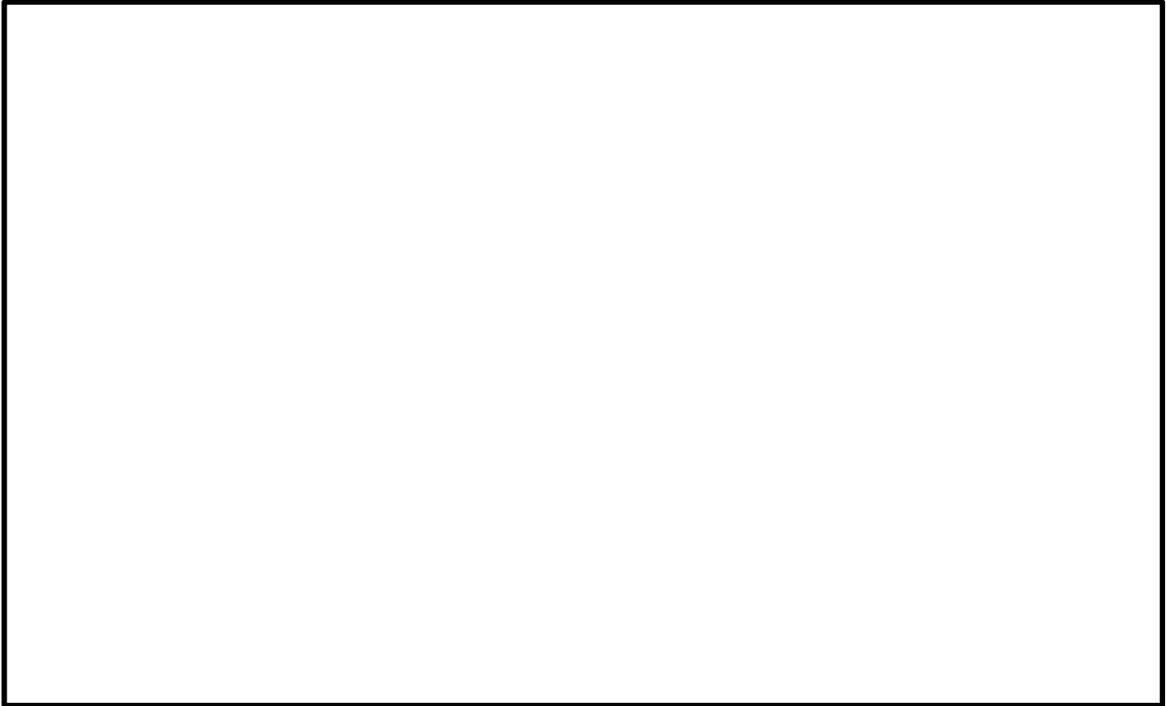


図3-1 9×9燃料（A型）の冷温時無限増倍率

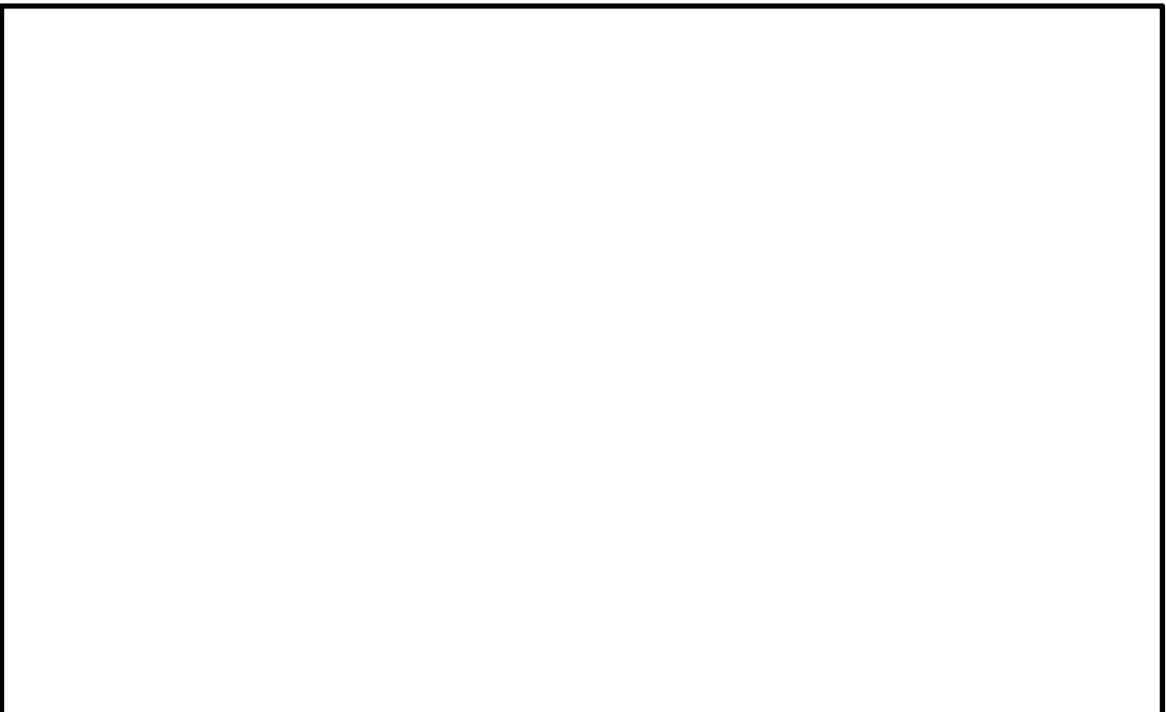


図3-2 高燃焼度8×8燃料の冷温時無限増倍率



図3-3 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化

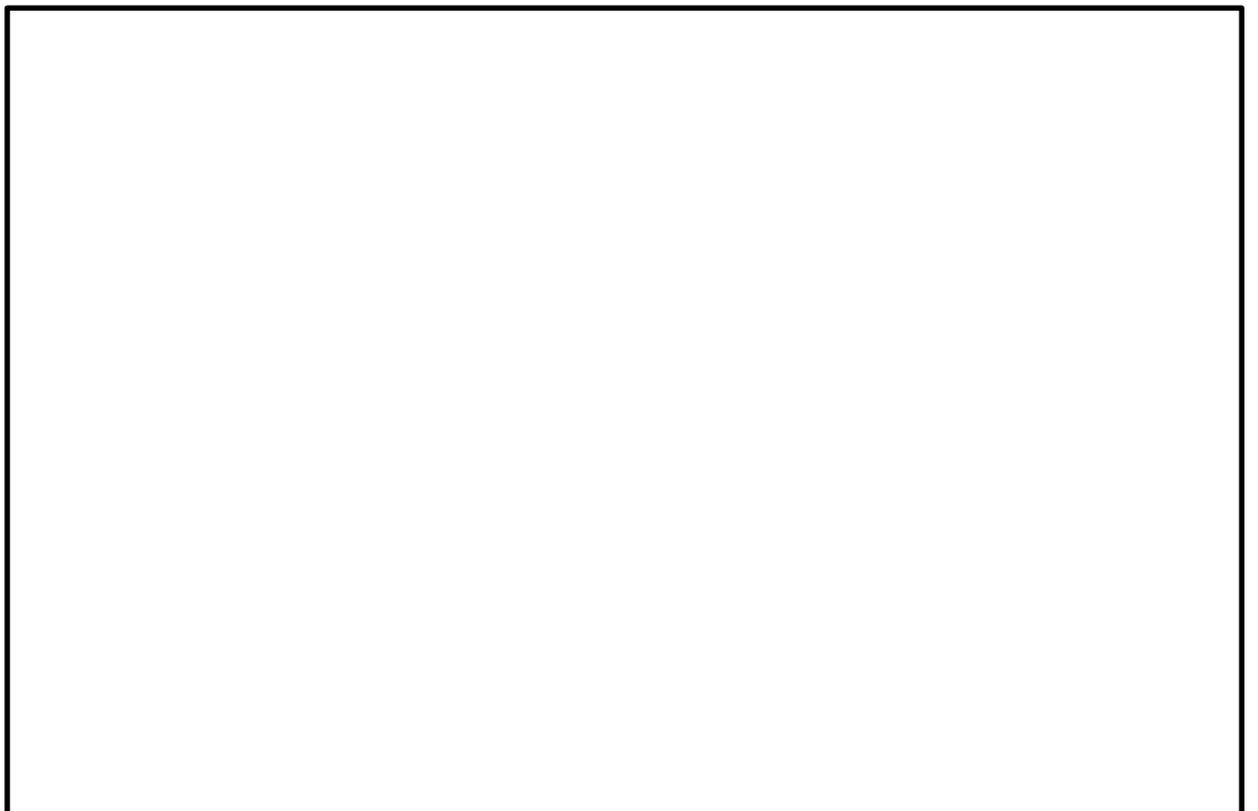


図3-4 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化

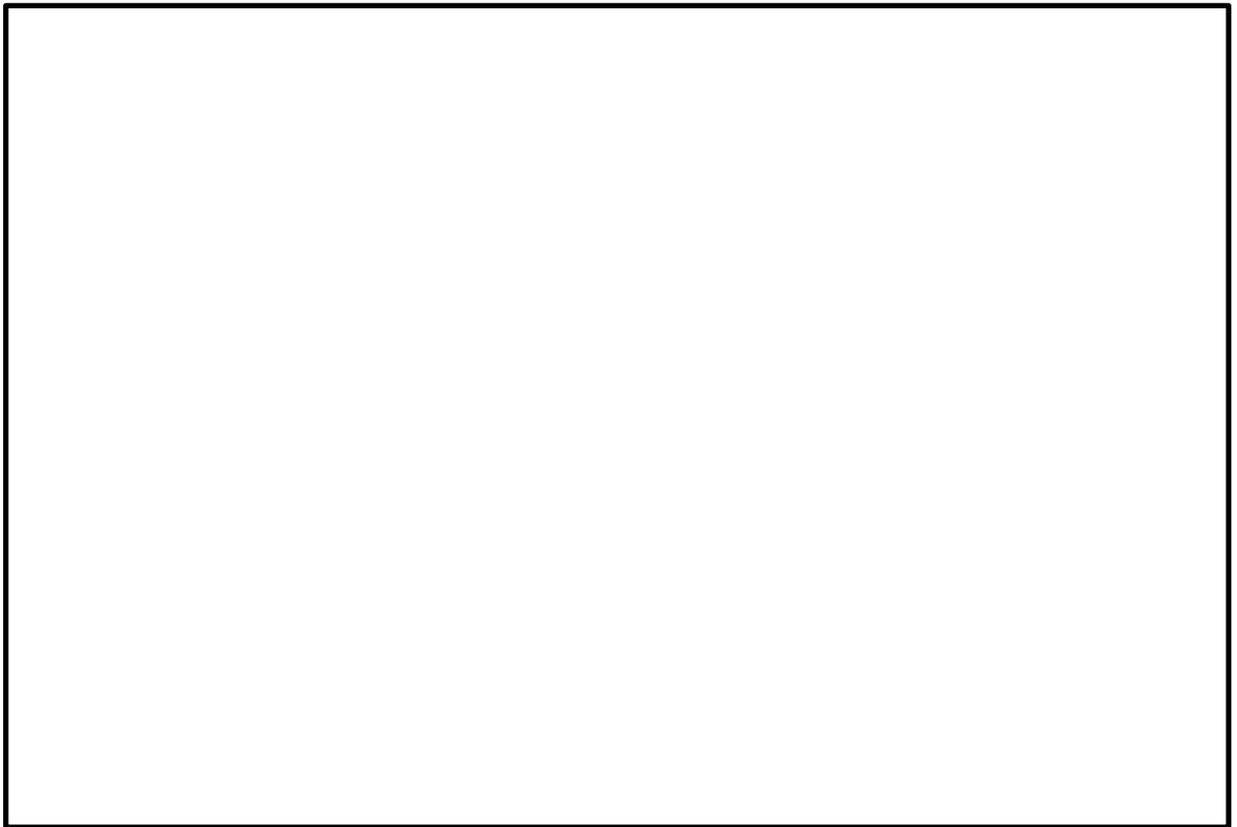


図3-5 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化

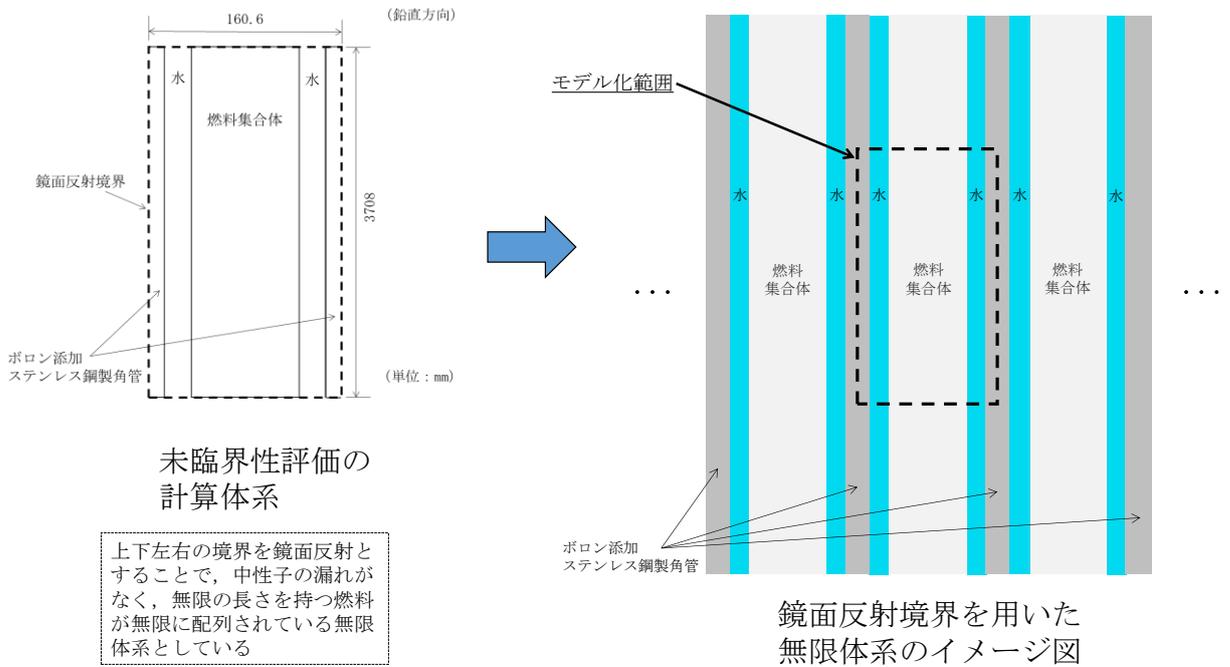


図3-6 未臨界性評価の計算体系のイメージ図

4. 未臨界性評価における不確定性

4.1 計算コード等の不確定性

計算コード等の不確定性は、計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（燃料配置は実効増倍率が高くなる配置）及び統計誤差からなる。計算コードの不確定性は、実験値と計算値の平均的なずれ（平均誤差）が []、分散の95%信頼度から求められる標準偏差の上限に、95%の確率で実験結果が計算値を上回らない条件を考慮した値（95%信頼度×95%確率）が [] である。当該値は、米国PNLで実施されたPNL-3602臨界実験のうち、吸収材の種類や濃縮度等、燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（表4-1）がBWR燃料ラックの条件に近い32ケースを対象としたベンチマーク解析により評価済である。選定した臨界実験は、対象の実験の中ではBWRの使用済燃料貯蔵プールの体系に近いものであり、パラメータ範囲に入らない項目もあるものの、燃料棒寸法については異なる値に対して解析を実施しばらつきが小さいこと、濃縮度についてはその平均値が臨界実験のパラメータ範囲内にあること、被覆管の中性子吸収割合は燃料集合体全体で見れば少ないこと等から、パラメータ範囲逸脱の影響は小さく、ケース数としても十分と考えられる。製作公差に基づく不確定性（燃料製造公差とラック製作公差（+燃料配置影響））については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果に含まれている。統計誤差 3σ （実効増倍率 [] に対し、統計誤差 3σ は []）についてもSCALEの解析結果として実効増倍率に加えた値を評価結果としている（表4-2）。

4.2 KENO-V.a及びKENO-VIにおける評価モデルの違いと実際の評価結果の違いの影響

PWRではKENO-VIを用いて評価を実施しているが、柏崎刈羽原子力発電所第7号機ではKENO-V.aを用いている。SCALEを開発したORNLの文献ORNL/TM-2001/110^{*1}があり、それによると、V.aとVIのモデルの違いは、主に幾何形状モデルであるが、臨界計算における解析結果のバージョン間の差異は0.001~0.002と小さく、統計誤差0.002~0.004と比較して有意でない。

4.3 評価方法

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プール未臨界性評価条件としては、ラック製作公差や燃料配置等の厳しい条件を用いて実効増倍率を計算するのに対し、PWRでは公称値により実効増倍率を計算した結果に、不確定性として、製作公差等それぞれのばらつきに基づく実効増倍率の誤差を未臨界性評価上厳しくなる側に統計的に加算する。

PWRでは公称値に基づく実効増倍率に、不確定性（計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（燃料材の直径、密度等比較的詳細な項目に及ぶ製作公差。燃料配置は未臨界度が厳しくなる配置）、統計誤差）を考慮し、実効増倍率0.98以下で評価

している。一方、BWRでは厳しい条件に基づく実効増倍率に、コードの不確定性を含まない等、誤差項目について比較的詳細に扱っていないが、統計誤差については標準偏差の3倍を考慮した上、0.95以下で評価している*²。また、「臨界安全ハンドブック第2版」（日本原子力研究所 1999年）においては「モンテカルロコードを用いた場合には、計算された平均増倍率に標準偏差の3倍の値を加えた値を推定臨界下限増倍率または0.95と比較し、未臨界を判定する。」とされている。

注記*1 : Validation and Comparison of KENO V .a and KENO-VI

*2 : ANSI/ANS-57.2-1983 Design Requirements for LWR SF Storage Facilities
at Nuclear Power Plants

表4-1 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（抜粋）

--

注記*1 : モデルバンドルのバンドル平均濃縮度

*2 : チャンネルボックス内での減速材と燃料ペレットの体積比

*3 : 燃料棒格子での減速材と燃料ペレットの体積比

表4-2 未臨界性評価における不確定性評価結果

臨界計算上の不確定性評価項目			不確定性
計算コードの不確定性	平均誤差	Δk	<input type="text"/>
	平均値の不確定性	ϵ_c	<input type="text"/>
製作公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	ϵ_f	— *1
	ラック製作公差 (+燃料配置影響)	ϵ_r	— *1
統計誤差*2		3σ	<input type="text"/>

実効増倍率は $k_{\text{eff}} + \epsilon = k_{\text{eff}} + \Delta k + \sqrt{(\epsilon_c)^2 + (\epsilon_f)^2 + (\epsilon_r)^2 + (3\sigma)^2}$ と計算できる*3が、 Δk 及び ϵ_c は0としている。 k_{eff} の計算の入力に炉心装荷時無限増倍率1.30のほか、ラック製作公差を実効増倍率が保守的になるよう見込み、*2のように標準偏差の3倍を考慮して0.95以下を確認している。

注記*1：製作公差に基づく不確定性のうち、燃料製造公差については、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定し、ラック製作公差(+燃料配置影響)については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果(実効増倍率 k_{eff})に含まれている。

*2：入力値である乱数(追跡する中性子)から計算した実効増倍率の平均値と、個々の実効増倍率の計算値の差から標準偏差を求め、臨界安全ハンドブックの考え方に従い、標準偏差の3倍としている。

*3：ANSI/ANS-8.17-2004 criticality safety criteria for the handling, storage, and transportation of LWR fuel outside reactors

ラックセル中のボロンの減損割合の評価

1. 概要

中性子の強吸収体である使用済燃料貯蔵ラックセル中のボロン (^{10}B) は供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられる。そこで、供用期間及び供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を想定した場合における使用済燃料貯蔵ラックセル中の ^{10}B の減損率を評価する。

2. 評価方法

使用済燃料貯蔵ラックセル中の ^{10}B の中性子吸収減損率は以下の式により評価される。

$$\begin{aligned} & (\text{^{10}B原子1個あたりの中性子吸収減損率}) \\ & = (\text{中性子照射量}) \times (\text{^{10}Bの吸収反応断面積}) \end{aligned}$$

評価にあたっては、類似の評価事例として、乾式キャスクのバスケット（燃料を収納する部分）における評価事例をもとに以下のとおり評価した。

乾式キャスクにおける60年間の供用期間中に受ける放射線照射量は $10^{14}\text{n/cm}^2 \sim 10^{16}\text{n/cm}^2$ と評価されている*¹。

ここで、 ^{10}B の減損率を安全側に評価するため、放射線照射は全て熱中性子によるものとし、中性子照射量を $1 \times 10^{16}\text{n/cm}^2$ として評価する。なお、 ^{10}B の吸収反応断面積は 3838barn *²を使用する。

以下のとおり、乾式キャスクにおける供用期間中（60年間）の ^{10}B 原子1個あたりの中性子吸収減損率は約0.004 %とごく僅かである。

$$(1 \times 10^{16}) \times (3838 \times 10^{-24}) = 3.84 \times 10^{-5}$$

また、使用済燃料搬出までの期間を想定し評価期間を仮に70年間とした場合でも以下のとおり、中性子吸収減損率は約0.004 %とごく僅かである。

$$(1 \times 10^{16}) \times (70/60) \times (3838 \times 10^{-24}) = 4.48 \times 10^{-5}$$

3. 評価結果

以上のとおり、乾式キャスクにおいて、評価期間を60年間及び70年間とした場合で評価しても、 ^{10}B の減損率は約0.004 %であり、ごく僅かである。なお、使用済燃料貯蔵ラックセルでは水による中性子の減速・吸収効果があるため、中性子束は乾式キャスクよりも減少することが見込まれる。

したがって、使用済燃料貯蔵ラックセルにおいても同様に ^{10}B の中性子吸収体の効果低下は無視できるほど小さいと考えられる。

注記*1 : リサイクル燃料備蓄センター その他の安全対策について（長期貯蔵に対する
考慮），平成22年2月，原子力安全・保安院

*2 : アイソトープ手帳 11 版（公益財団法人日本アイソトープ協会発行）

燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の
破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書に
係る補足説明資料

目 次

1. 使用済燃料貯蔵プール周りの主要な重量物の配置	1-1
2. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について	2-1
3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて	3-1
4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策	4-1
5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における使用済燃料貯蔵プールへの影響	5-1
6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について	6-1
7. 使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果	7-1
別添 1 重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について	別 1-1

1. 使用済燃料貯蔵プール周りの主要な重量物の配置

落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある主要な重量物の配置を図 1-1 に示す。



原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面全体



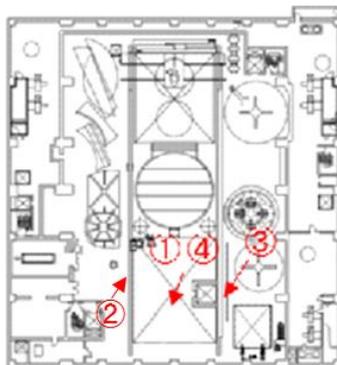
燃料取替機



使用済燃料貯蔵プール
上部天井



原子炉建屋クレーン



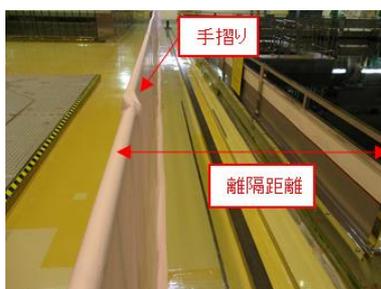
原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面概略平面図



①使用済燃料貯蔵プール全体



②使用済燃料貯蔵プール
南側側面



③使用済燃料貯蔵プール
北側側面



④使用済燃料貯蔵プール
内ラック

図 1-1 使用済燃料貯蔵プール周りの主要な重量物の配置

2. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは，使用済燃料貯蔵プール上へ待機配置しない運用とすることで，使用済燃料貯蔵プールへの落下は防止される。また，レールからの落下を防止するよう，ストoppaから基準地震動 S_s での滑りを考慮した距離をとる，又はストoppaにより脱線を防止できる設計とする。図 2-1～2 に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所を示す。

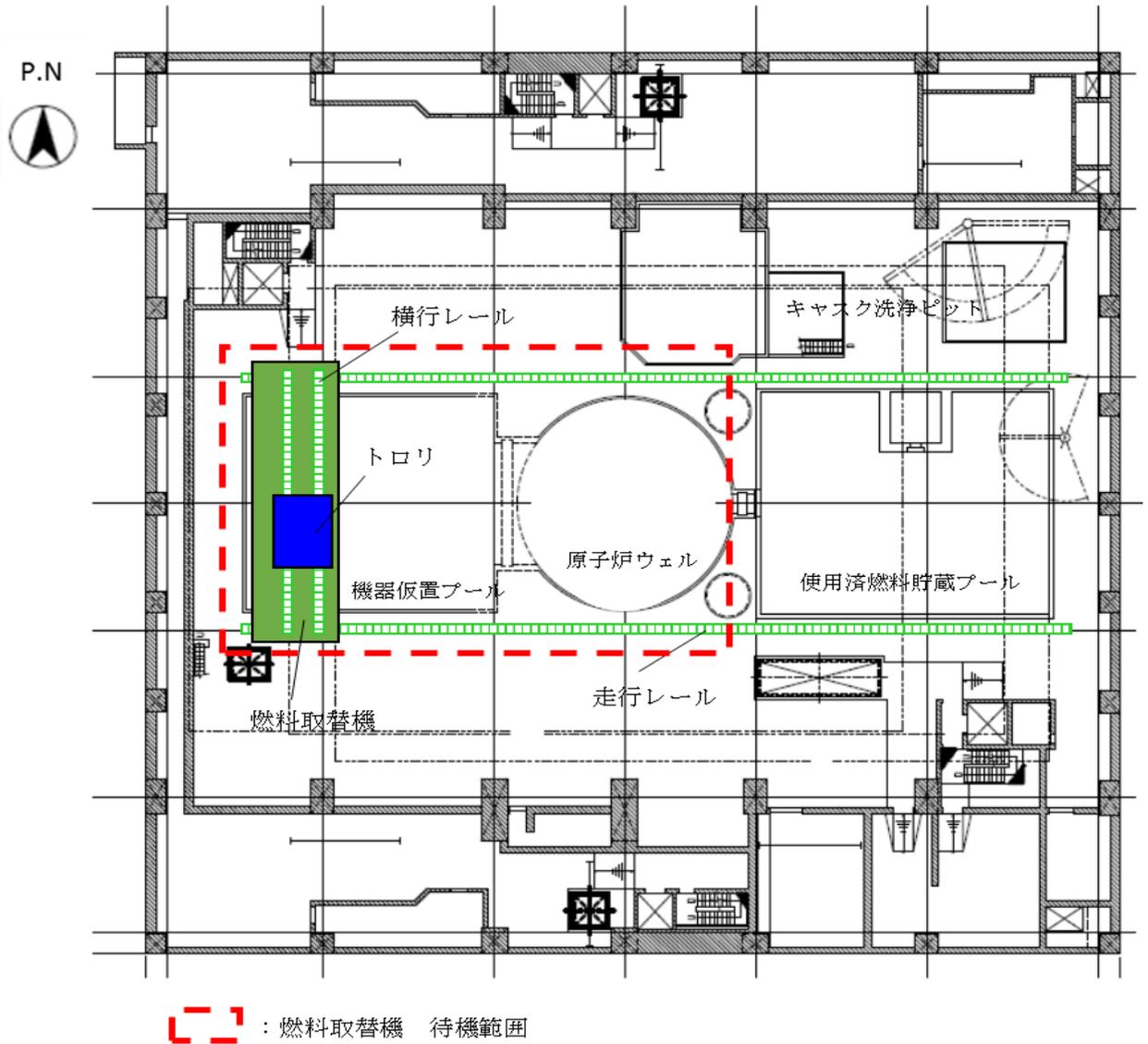
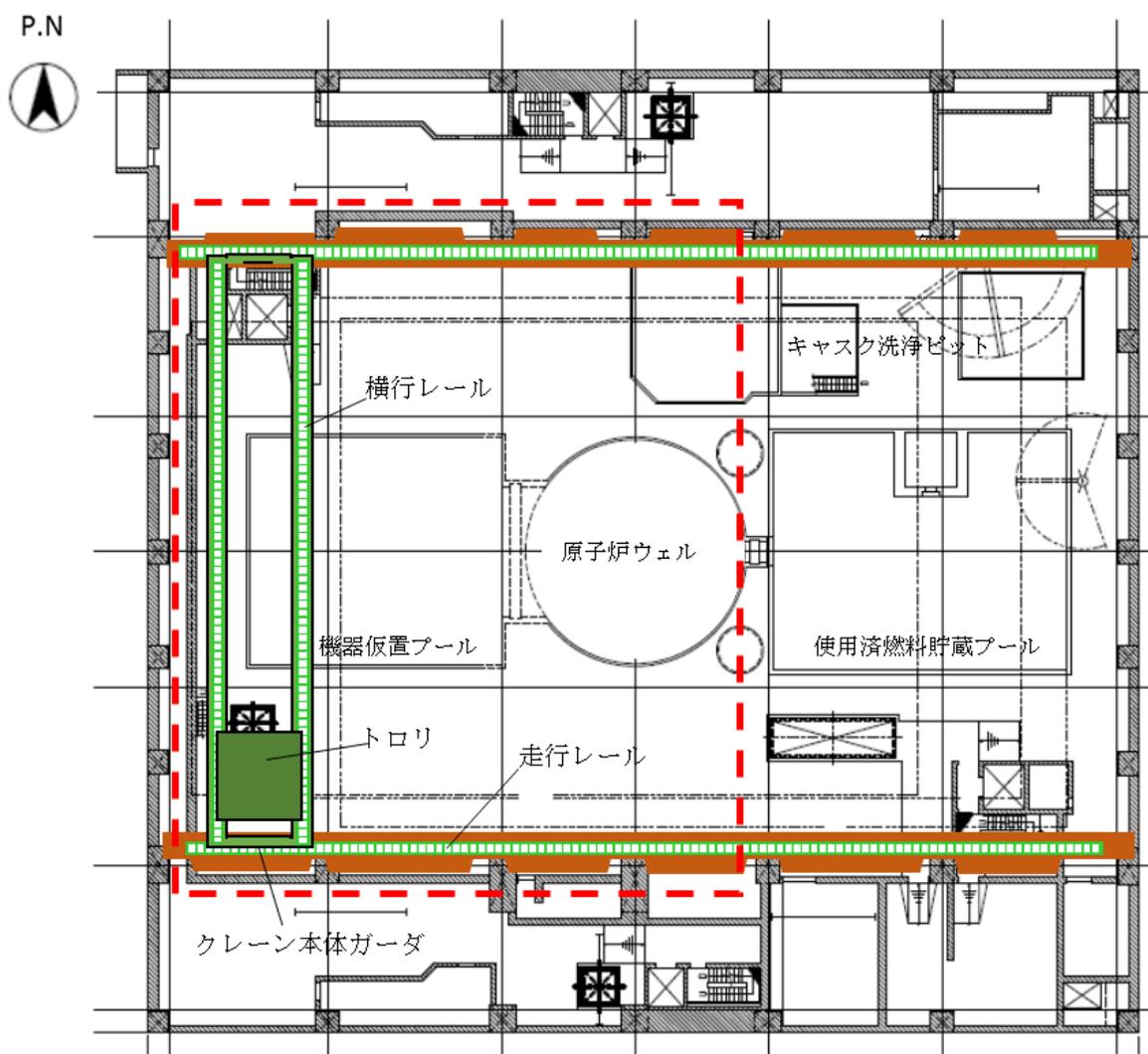


図 2-1 燃料取替機待機場所




 : 原子炉建屋クレーン待機範囲

図 2-2 原子炉建屋クレーン待機場所

3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料貯蔵プール上を使用済燃料輸送容器及び重量物が走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアを走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及び使用済燃料輸送容器の移送を行う際には、重量物及び使用済燃料輸送容器が使用済燃料貯蔵プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料貯蔵プールへの重量物及び使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

インターロックには3つのモード（A～Cモード）があり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、使用済燃料貯蔵プールへの重量物及び使用済燃料輸送容器の落下を防止している。上記について、社内規定にて原子炉建屋オペレーティングフロアにて揚重作業を行う場合、インターロック（A～Cモード）のモード選択にて移送範囲を制限することとし、工事毎の要領書にて、走行範囲を明確にして、可能な限り使用済燃料貯蔵プール上を移送しない運用とすることで、使用済燃料貯蔵プールへの落下防止を図る。

原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送範囲の関係を図3-1～2に示す。なお、使用済燃料貯蔵プール上へアクセス可能なモードはCモードのみである。

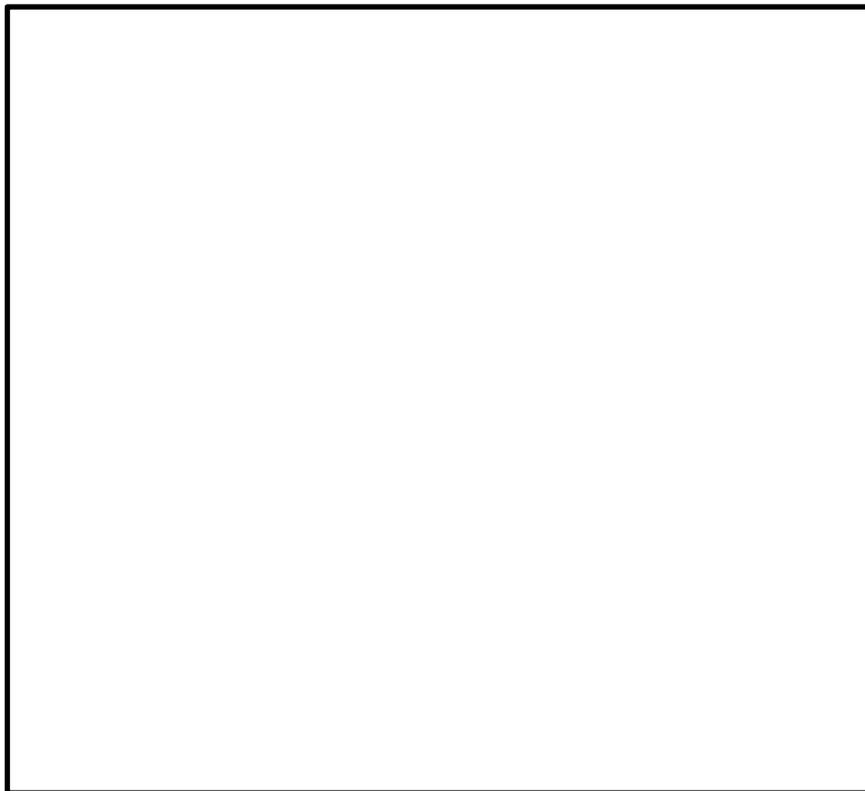


図3-1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による重量物移送範囲

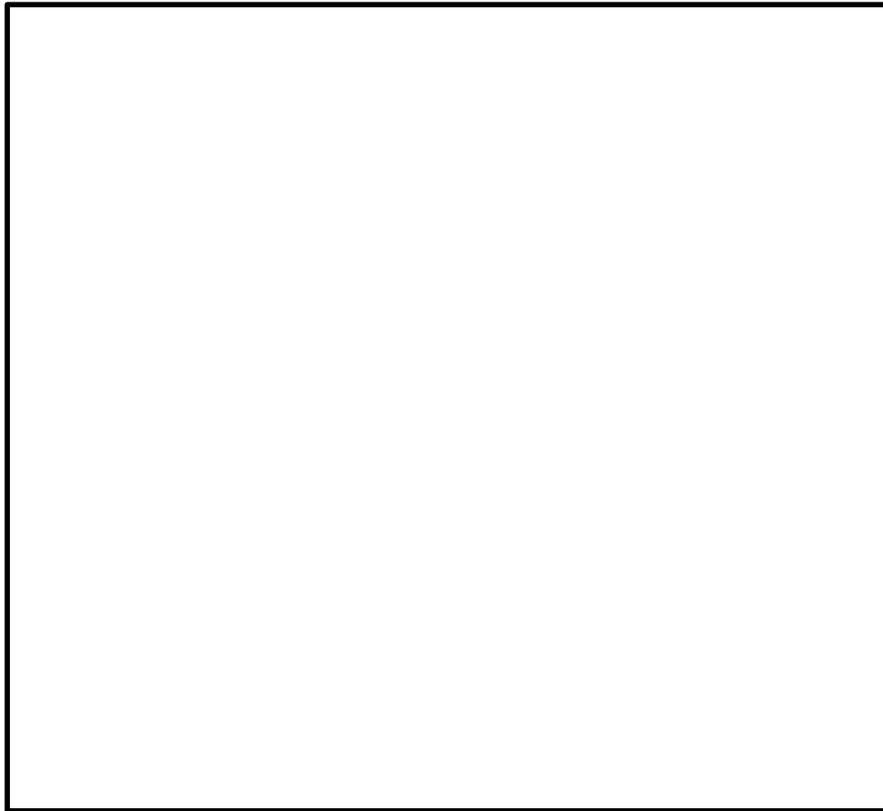


図 3-2 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
使用済燃料輸送容器移送範囲

4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策

新燃料は、新燃料輸送容器に2体ずつ収納され原子炉建屋クレーン（補巻）によって原子炉建屋オペレーティングフロアへ搬入する。新燃料輸送容器から新燃料検査台へは新燃料を1体ずつ原子炉建屋クレーン（補巻）によって移送し、受入検査を実施するとともにチャンネルボックスを装着する。新燃料検査台から新燃料貯蔵庫又は燃料チャンネル着脱機へ原子炉建屋クレーン（補巻）にて移送する。新燃料貯蔵庫から燃料チャンネル着脱機への移送にも原子炉建屋クレーン（補巻）を用いる。吊具として使用するナイロンスリングは気中作業で確実な装着を確認し、安全率は、6以上を確保している。燃料チャンネル着脱機から使用済燃料貯蔵プールのラック、ラック間及びラック-炉心間の移送は燃料取替機にて取り扱われる。

新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図4-1に示す。

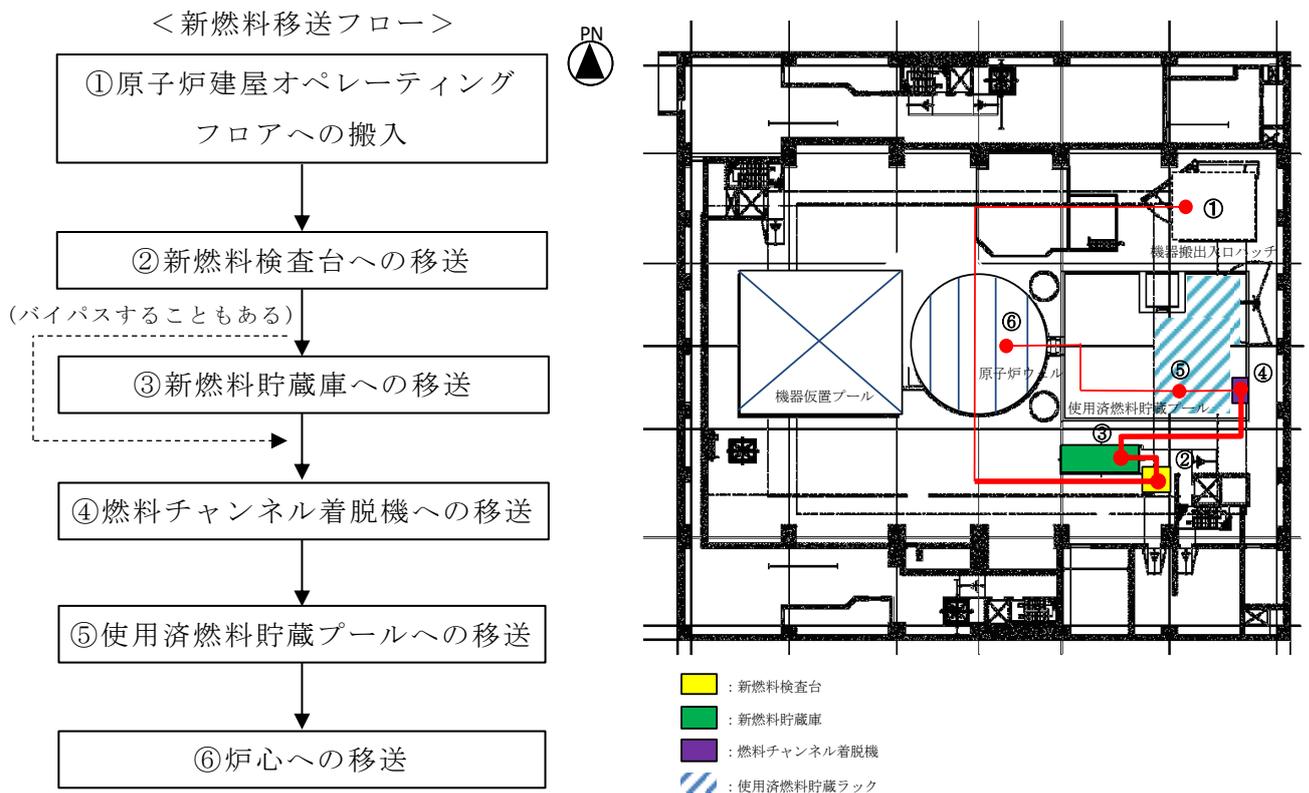


図4-1 新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）

図 4-1 に示すとおり、新燃料は、原子炉ウェル上を通過しているが、新燃料移送は運転中等、原則原子炉蓋が閉まっているときに実施するため、原子炉内に新燃料が落下することはない。また、新燃料を使用済燃料貯蔵プールへ移送する際は、可能な限り使用済燃料貯蔵プール上を移送しない運用とし、使用済燃料貯蔵プール上への落下を防止している（「【参考】新燃料の入水作業」参照）。

原子炉建屋クレーンは、動力電源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め装置を装備し、新燃料の落下を防止する構造としており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチにより、誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、動力源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料の落下は防止される。

燃料チャンネル着脱機（図 4-2）は、使用済燃料貯蔵プールの壁面に設置され、ガイドレールがプール壁面の金物に差し込まれており、上部でボルト固定されている。燃料チャンネル着脱機は、1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で支持する固定具が一体（カート）となり昇降する設計となっている。カートはガイドレールに支持されており、ローラチェーンを介して最上限ストッパから下限ストッパの位置までの間を昇降（図 4-3）し、直接使用済燃料貯蔵プールライニングに衝突しないため、使用済燃料貯蔵プールライニングを損傷させることはない。なお、燃料集合体外観検査時に燃料体等の昇降を行う際には、線量低減の観点から、機械的なインターロックにより、上限ストッパの位置までに上昇を制限する運用とする。電源遮断時には、電磁ブレーキで駆動軸を保持する構造となっている。

【参考】新燃料の入水作業

新燃料取扱時においては、原子炉建屋 4 階に搬入された新燃料輸送容器から、原子炉建屋クレーン（補巻）によって、燃料集合体を 1 体ずつ吊り上げ、新燃料検査台にて受入検査しチャンネルボックスを装着した上で、再び原子炉建屋クレーン（補巻）にて吊り上げて移動し（場合によっては新燃料貯蔵庫に貯蔵した後同様に吊り上げて移動し）、燃料チャンネル着脱機に載せて使用済燃料貯蔵プールに入水し、燃料取替機に受け渡す。

新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫にて、原子炉建屋クレーン（補巻）は、安全率 6 以上のワイヤロープに装着された落下防止装置付きのフックにて、安全率 6 以上のナイロンスリングを気中作業にて確実に取り付けた新燃料をゆっくり吊り上げる。

新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫から燃料チャンネル着脱機の直近までは、新燃料の動線上にある構造物を避けるために必要な高さ（原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上から最大約 1.2 m）に吊り上げながら移動する。新燃料は、使用済燃料貯蔵プールの燃料チャンネル着脱機上に移動し、参考図のように、金属製の柵に囲まれた燃料チャ

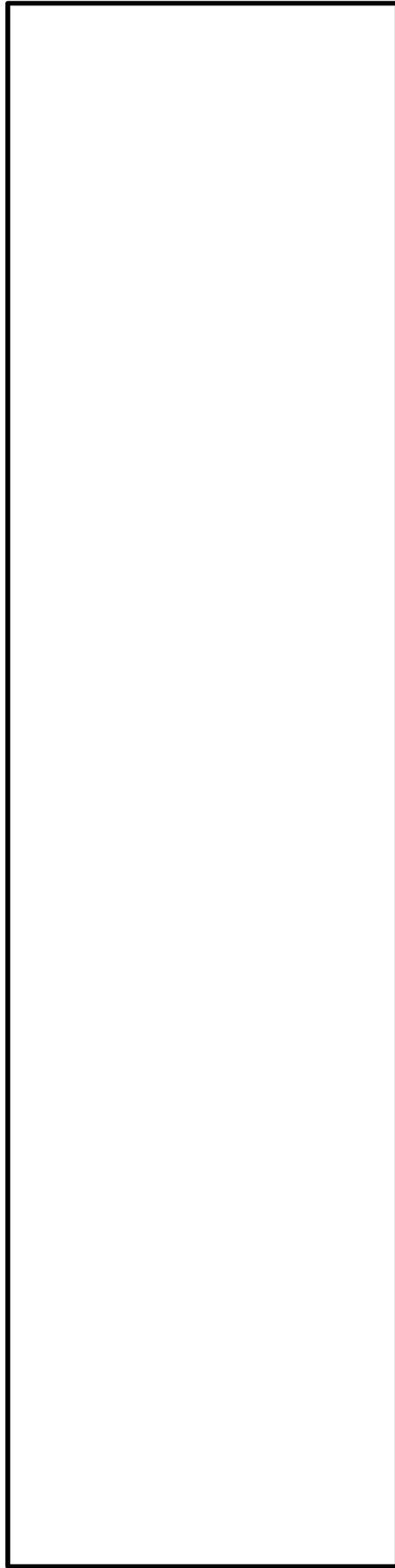


図 4-2 燃料チャンネル着脱機概要

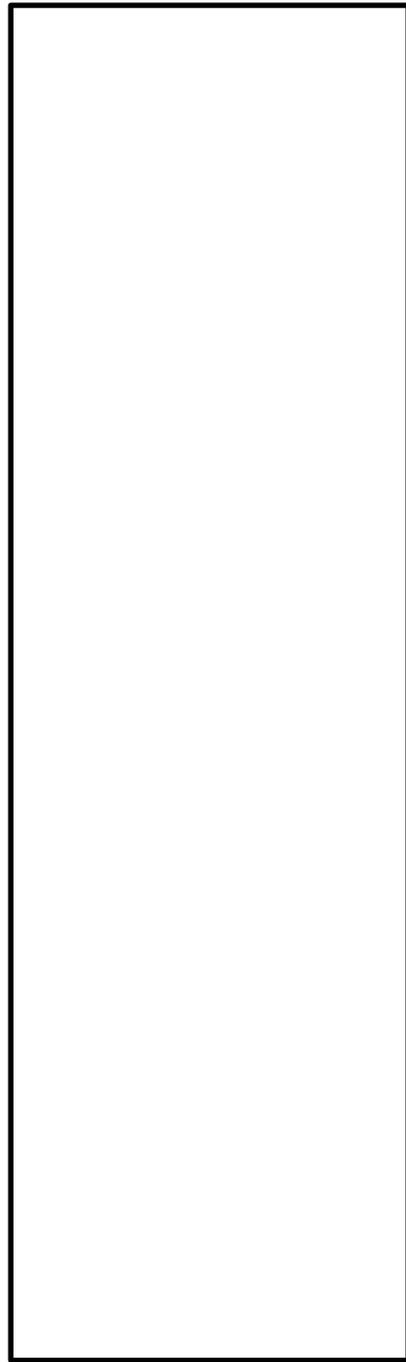


図 4-3 ストップの位置

5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における使用済燃料貯蔵プールへの影響

使用済燃料輸送容器の取扱い作業は原子炉建屋クレーン（主巻）を使用し、機器搬出入口ハッチより原子炉建屋オペレーティングフロアへ使用済燃料輸送容器の移送を行い、キャスクピットにて使用済燃料の収納作業が行われる。ラックからキャスクピットの使用済燃料輸送容器への使用済燃料の移送には燃料取替機を用いる。作業概要について図 5-1 に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、使用済燃料輸送容器が使用済燃料貯蔵プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料貯蔵プールへの使用済燃料輸送容器の落下は防止される設計としている。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、使用済燃料輸送容器の落下は防止される設計としている。

なお、キャスクピットでの使用済燃料輸送容器取扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、使用済燃料輸送容器は横行、走行方向及び鉛直方向に滑るおそれがあるが、使用済燃料輸送容器をキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料貯蔵プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、使用済燃料輸送容器が横行、走行方向及び鉛直方向に滑った*^{1,2}としても、使用済燃料貯蔵プール水位維持のための使用済燃料貯蔵プールライニング健全性は維持される。使用済燃料輸送容器とキャスクピットの上から見た位置関係を図 5-2 に示す。

使用済燃料を燃料取替機にて使用済燃料輸送容器に収納する際は、キャスクピットにアクセスするため燃料取替機のモードをキャスクモードに切り替える。通常燃料を約 m しか吊り上げられないインターロックとなっているが、これによって、最大で約 m まで吊り上げられるようになる。図 5-3 に使用済燃料輸送容器とキャスクピットを横から見た位置関係を示す。

キャスクピットから取り出した使用済燃料輸送容器は、原子炉建屋オペレーティングフロアとは隔離されたキャスク除染ピットにおいて、転倒防止装置を取り付けることにより固縛する。

注記*1: 使用済燃料輸送容器取扱い時は、インターロックにより可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより使用済燃料貯蔵プールと隔離されることから、使用済燃料輸送容器がキャスクピット内に吊り下ろされている状態で横行、走行方向に滑ったとしても使用済燃料輸送容器とキャスクピット壁の隙間は約 37cm であり、使用済燃料貯蔵プールライニングを損傷させない。

*2: 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生した場合の滑り量

は KK7 補足-028-10「機電分耐震計算書の補足について」にて説明する。

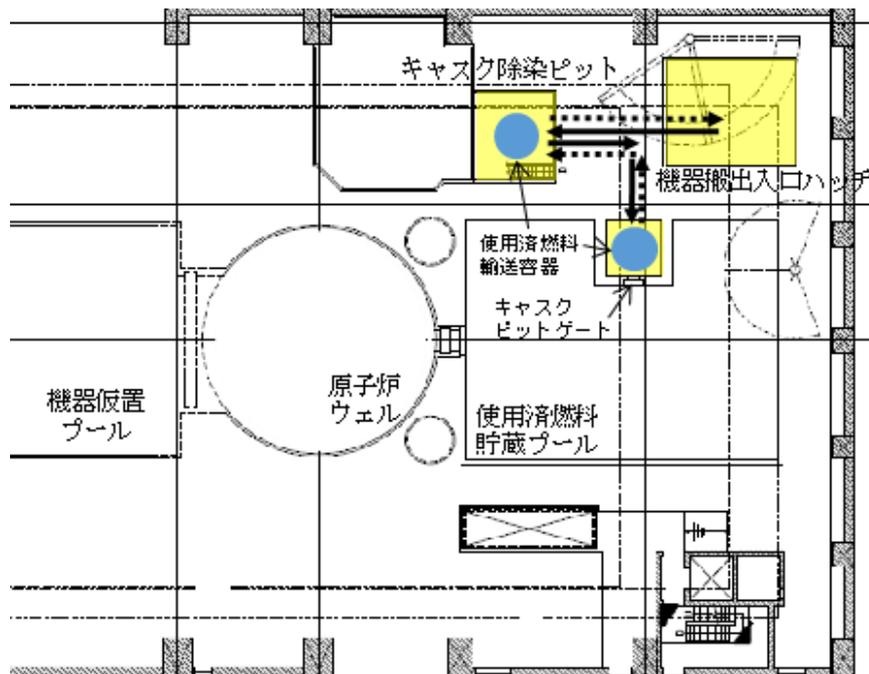
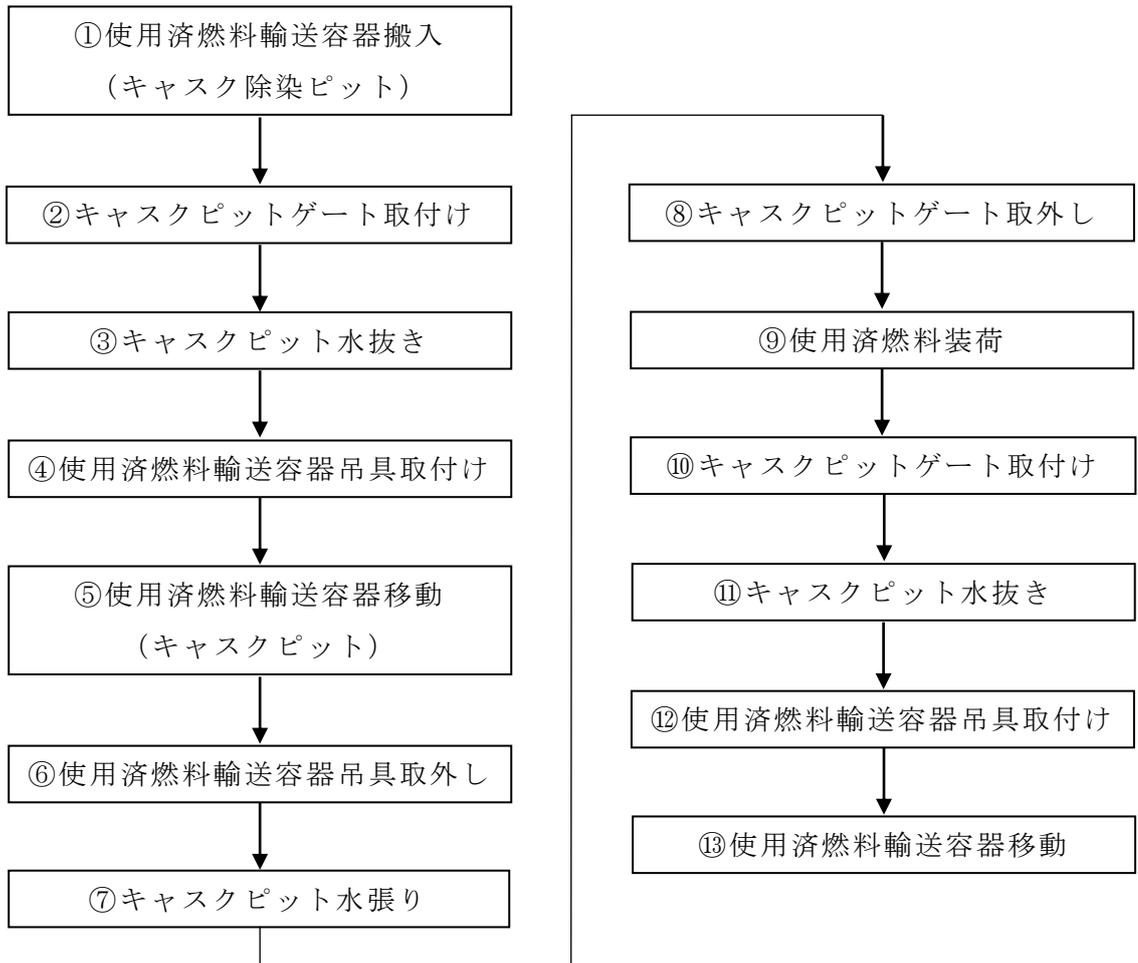


図 5-1 キャスク取扱い作業フロー (例)

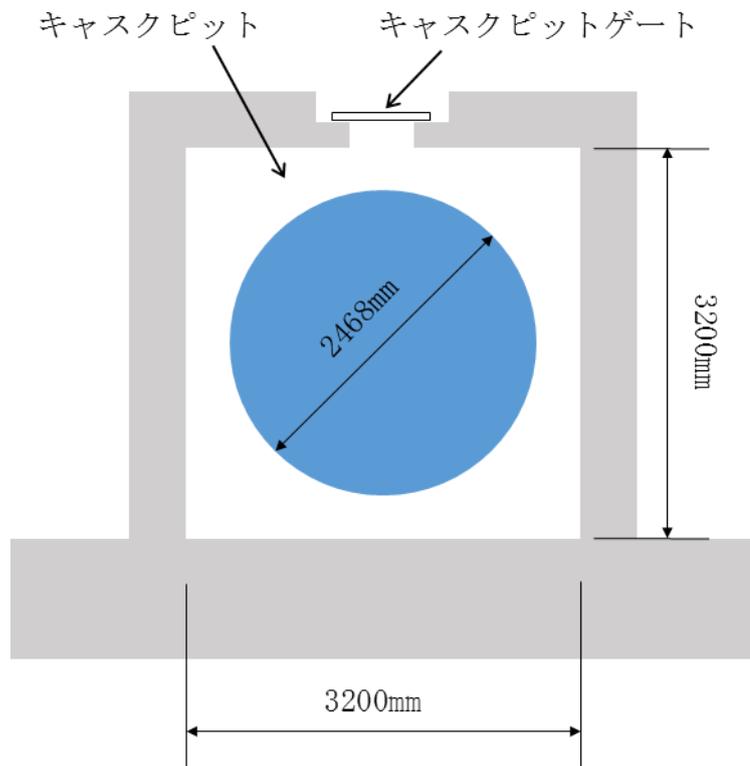


図 5-2 使用済燃料輸送容器とキャスクピットの位置関係（上から見た図）

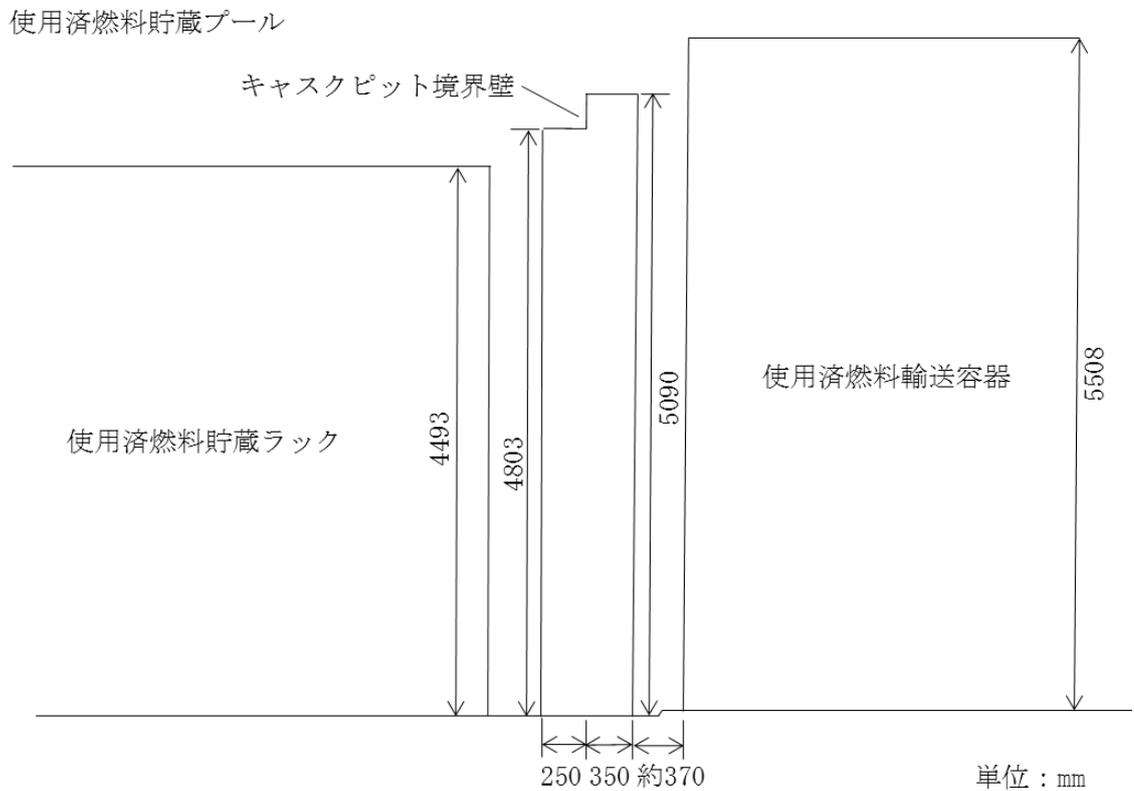


図 5-3 使用済燃料輸送容器とキャスクピットの位置関係（横から見た図）

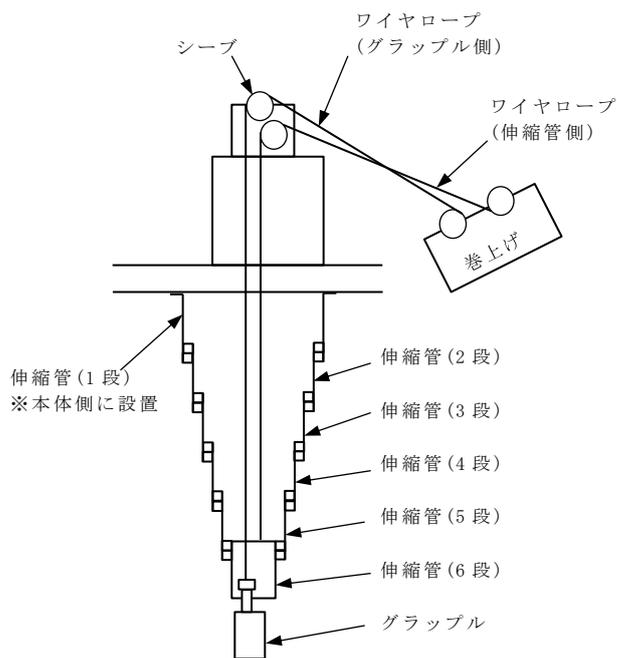
6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について

燃料取替機は、ワイヤロープを2本有しており、1本が「燃料集合体及びグラップル」を、もう1本が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている（図6-1参照）。

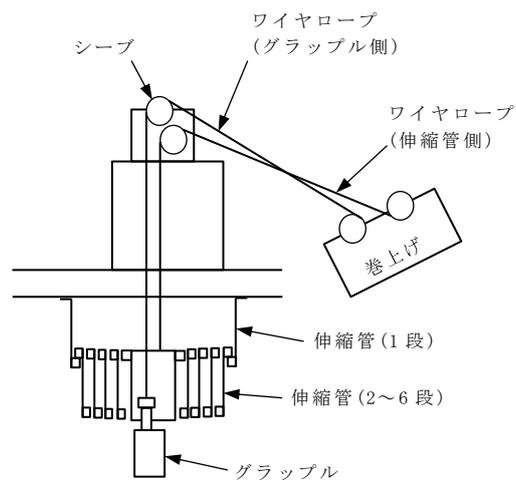
燃料取替機は、定格荷重を460 kgとしており、0.5 t未満のためクレーン構造規格適用除外揚重機となるが、ホイスト、走行レール、ガーダの設計については、クレーン構造規格を準用し、その他の部品は、JIS及びメーカー社内基準等に基づいた設計としており、各ワイヤロープは、当該規格要求を満足する安全率を有した設計としている。

万が一どちらかのワイヤロープが切断した場合でも、残り1本のワイヤロープで吊荷（燃料集合体 約 kg）、伸縮管（本体側に設置（固定）された第1段を除く第2段～6段の荷重：約 kg）及びグラップル（約 kg）を保持可能な設計としている。

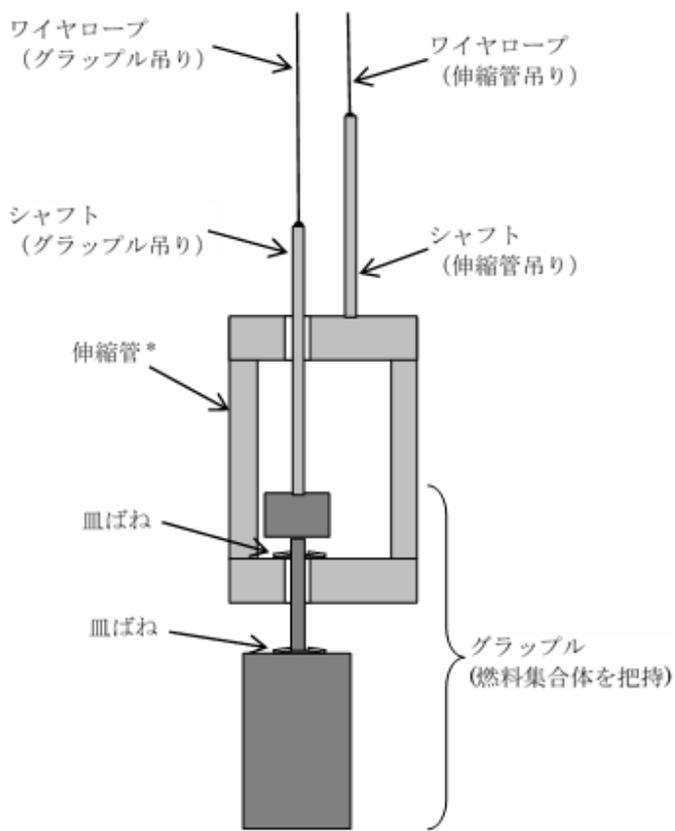
ワイヤロープの破断荷重（ kN）に対し、使用上の最大荷重は13.0 kN（定格荷重460 kg、グラップル 約 kg、伸縮管（第2段～6段の荷重）約 kg：合計約 kg）で、安全率は約9であり、クレーン構造規格要求（安全率3.55）を満足した設計となっている。また、燃料吊り荷重伝達ルートにおける、ワイヤロープ以外の主要強度部材（フック、グラップルシャフト、ワイヤロープ取付部等）においても、クレーン構造規格に定めるワイヤロープと同等以上の安全率を有する設計としている。



燃料取替機概略(伸縮管伸長時)



燃料取替機概略(伸縮管収縮時)



注記* : 伸縮管は模式図とし、先端の管 (6段)のみを記載。

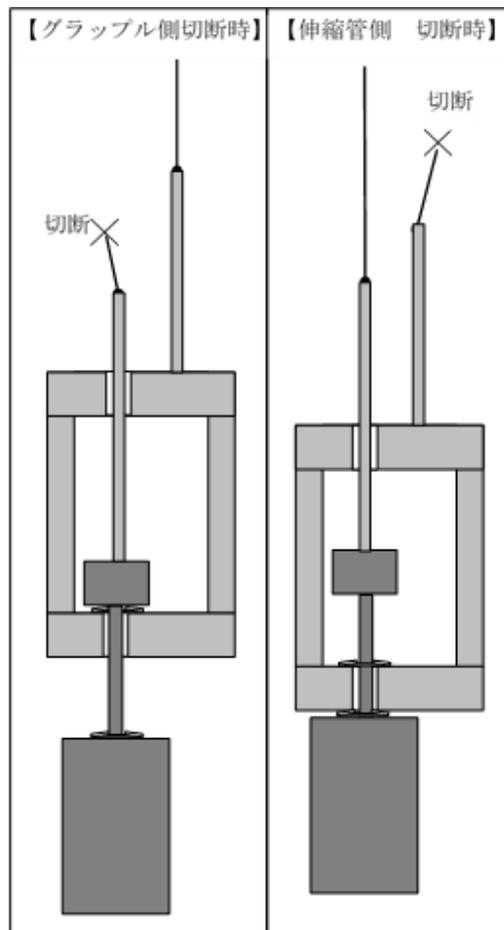


図 6-1 ワイヤロープ概略図

・片側ワイヤロープが切断した場合の衝撃荷重について

先に示したクレーン構造規格要求の安全率3.55は、静荷重に対して定められたものであるため、片側ワイヤロープが切断した場合の衝撃荷重が加わっても、残りの片側ワイヤロープが保持可能であることについて以下のとおり確認した。

ワイヤロープの破断荷重が、衝撃荷重と負担荷重の和よりも大きいことを確認する。

ワイヤロープ2本の内、伸縮管側のワイヤロープが切断したと仮定する。この場合の衝撃荷重Fは、

$$\int F dt = m \cdot v$$

で表される。ここで、m：伸縮管荷重（約 kg），v：速度である。ワイヤロープの固有周期をTとすれば、

$$F = 2 \pi m v / T$$

となる。ここで、 π ：円周率，V：落下距離到達時の速度である。

固有周期Tは、以下の式で表せる。

$$T = 2 \pi \sqrt{\frac{m}{k}}$$

ここで、kはワイヤロープのバネ定数で、

$$k = E \cdot A / L$$

E：ワイヤロープの弾性係数 約 N/mm²

A：ワイヤロープの断面積 mm²

L：ワイヤロープの長さ（巻出し長さ） 約 m

落下距離は（伸縮管－グラップル間）として46 mmであり、落下距離到達時の速度Vは重力加速度を9.8 m/s²とすれば0.95 m/sと計算でき、衝撃荷重F=約 Nとなる。

ワイヤロープの負担荷重は、定格荷重460 kgとグラップル約 kgの合計とし、衝撃荷重Fには余裕をみてF=35000 Nとすると、ワイヤロープの破断荷重： Nより、

$$\begin{aligned} \text{破断荷重} / (\text{衝撃荷重} + \text{負担荷重}) &= \text{} / (35000 + \text{} \times 9.8) \\ &= \text{} > 2 \end{aligned}$$

上記結果により、片側ワイヤロープ（伸縮管側）が切断した場合においても、破断荷重が衝撃荷重と負担荷重の和を上回っており、もう片側のワイヤロープにて保持可能な設計を有している。

なお、式の出典は機械工学便覧、各パラメータは以下による。

E：ワイヤロープのメーカー値を採用。ワイヤロープはプレテンション加工*を実施しており、経年後の固くなった状態を想定。

A：ワイヤロープは、約10倍の安全率を有した設計であり、2定検毎に交換を行うことから、顕著な恒久的伸びは発生しないため、断面積の縮小は考慮せず、製作時の寸法を想定。

L：グラップルを最上限位置まで巻上げ，伸縮管第2段～6段の荷重が掛かった状態を想定。

注記＊：製作完了後，引張装置を使用し，所定の荷重（張力）をかけ，一定時間保持した後，荷重を元に戻すことを一定回数繰り返すことで，使用初期に生じる初期伸び及びロープ径の細りが少なくなる。なお，加工により弾性係数が約1.3倍増加する。

7. 使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果

7.1 使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果

使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物について、使用済燃料貯蔵プールへの落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について、使用済燃料貯蔵プールとの位置関係、作業実績を踏まえて抽出した結果の詳細を表 7-1 に示す。気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等について、十分な離隔距離の確保、固縛若しくは固定、又は基準地震動 S_s による地震荷重に対し使用済燃料貯蔵プールへ落下しない設計を行うことにより落下防止対策を行っている。基準地震動 S_s において使用済燃料貯蔵プールへ落下しない設計とする設備のうち、チャンネル取扱ブーム、再循環ポンプ取扱装置仮置台、チャンネル貯蔵ラック及び使用済燃料貯蔵プール上部ダクトの耐震評価結果については 7.2 に示す。なお、使用済燃料貯蔵プール周辺で資機材等を設置する場合は、落下時の衝突エネルギーの大小に関わらず、社内規定に基づき評価を行い、設置場所や固定方法について検討した上で設置する。

また、使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物のうち、使用済燃料貯蔵プールのフロアレベルに設置するものの一覧（表 7-2）、配置図（図 7-1）及び吊荷の落下防止対策（表 7-3）を以下に示す。

表 7-1 使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある
重量物の抽出結果*1

番号	抽出項目*5	詳細	抽出の考え方	使用済燃料貯蔵プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策	
1	原子炉建屋	B 屋根トラス、耐震壁等	ウォークダウンにより抽出	基準地震動 S s に対する落下防止設計 落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない	
		B ダクト			
		A 天井照明			
2	燃料取替機	燃料取替機	作業実績を踏まえ抽出	基準地震動 S s に対する落下防止設計	
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	作業実績を踏まえ抽出	基準地震動 S s に対する落下防止設計	
4	プール用ジブクレーン	プール用ジブクレーン	ウォークダウンにより抽出	撤去*2	
5	チャンネル取扱ブーム	チャンネル取扱ブーム	機器配置図等により抽出	基準地震動 S s に対する落下防止設計	
6	その他クレーン類	新燃料検査台 機器搬出入口用ジブクレーン	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3	
7	RCCVヘッド (取扱具含む)	RCCVヘッド (ボルト含む) RCCV M/I吊具	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3,4	
8	RPVヘッド (取扱具含む)	RPVヘッド (+スタッドテンション (RPVヘッド自動着脱機)) スタッドボルト	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3,4	
		RPVヘッド自動着脱機制御盤 RPVヘッド保温材			
		RPV上蓋除染パン 上蓋支持台			
		ボルトシャンク部清掃装置 スタッドボルトラック			
		RPVオーリング			
		ボルト着脱装置 油圧装置・集塵装置 (RPVヘッド自動着脱装置用) テンション予備品収納箱 ボルトスタンド			
		離隔、固縛等による落下防止対策*3			
		離隔、固縛等による落下防止対策*3,4			
		離隔、固縛等による落下防止対策*4			
		離隔、固縛等による落下防止対策*3,4			
9	内挿物 (取扱具含む)	B シュラウドヘッド+気水分離器	機器配置図等により抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない	
		B シュラウドヘッドボルト	作業実績を踏まえ抽出		
		A シュラウドヘッドボルトレンチ			機器配置図等により抽出
		B 蒸気乾燥器	作業実績を踏まえ抽出		
		B D/Sスリング			機器配置図等により抽出
		B MSラインブラグ	作業実績を踏まえ抽出		
		B 主蒸気ラインブラグ操作ユニット			機器配置図等により抽出
		B ガイドロッド (収納ケース含む)	作業実績を踏まえ抽出		
		A ガイドロッドつかみ具			
		A グリッドガイド			
		A インコア挿入ガイド			
		A 挿入ガイド一時保管台			
		A 操作ボール			
		A ミラーアタッチメント			
		A 計測器取扱具 (IHT)			
		B 中性子源			機器配置図等により抽出
		B 再循環ポンプ検査水槽			
		B 再循環ポンプ検査水槽用作業架台			
		A 再循環ポンプ検査水槽用仮設レール			
		B 再循環ポンプ上部取扱装置保管用移動レール			
		B 再循環ポンプ上部取扱装置保管用吊り天秤			
		B インペラ・シャフトクラッド除去治具			
		B 再循環ポンプ上部共通吊具 (保管箱含む)			
		A 再循環ポンプ上部取扱接続ロッド			
		B 再循環ポンプ上部ブラグ			
		B 再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具			
B 再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具					
離隔、固縛等による落下防止対策*4					
離隔、固縛等による落下防止対策*3					
落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない					
離隔、固縛等による落下防止対策*3,4					
離隔、固縛等による落下防止対策*3,4					

番号	抽出項目*5	詳細	抽出の考え方	使用済燃料貯蔵プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策		
9	内挿物（取扱具含む）	B	再循環ポンプインペラ・シャフト	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*4	
		B	再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具		離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4	
		B	再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ		離隔、固縛等による 落下防止対策*4	
		A	再循環ポンプディフューザウェアリング		作業実績を踏まえ抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		A	燃料集合体			
		A	他号機燃料取扱グラブ（収納コンテナ含む）	機器配置図等により抽出		
		A	燃料チャンネル	ウォークダウンにより抽出		
		A	燃料チャンネル着脱機			
		A	チャンネル移動つかみ具	機器配置図等により抽出		
		A	チャンネル取扱具			
		A	チャンネルボルトレンチ			
		A	制御棒	作業実績を踏まえ抽出		
		A	制御棒つかみ具			
		B	CR・FS	離隔、固縛等による 落下防止対策		
		B	CR・FS同時つかみ具（保管架台含む）	機器配置図等により抽出		
		A	LPRM切断機	作業実績を踏まえ抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	LPRM吊下げハンガ			
		A	SRNM			
		A	LPRM検出器			
		A	LPRMドライチューブ移送具	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4	
A	インコアマニプレーター					
A	ブレードガイド					
B	インコアストロングバック（原子炉内計装管搬出入装置）					
A	サーバランス試験片	離隔、固縛等による 落下防止対策*4				
B	再循環ポンプ取扱具保管棚	離隔、固縛等による 落下防止対策*3				
10	プール壁設置物	再循環ポンプ取扱装置仮置台	機器配置図等により抽出	基準地震動Ssに対する 落下防止設計		
11	プール内ラック類	A	使用済燃料貯蔵ラック	機器配置図等により抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	制御棒・破損燃料貯蔵ラック			
		B	新燃料貯蔵ラック		離隔、固縛等による 落下防止対策*3	
		A	制御棒貯蔵ハンガ		落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	使用済LPRM保管ラック			
		A	ブレードガイド貯蔵ラック			
		A	再循環ポンプインペラ・シャフト保管ラック			
A	再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック					
12	プールゲート類	SFPゲート（小）	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*4		
		SFPゲート（大）				
		キャスクビットゲート				
		DSPゲート				
13	使用済燃料輸送容器（取扱具含む）	使用済燃料輸送容器	作業実績を踏まえ抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*4		
		使用済燃料輸送容器吊具	機器配置図等により抽出			
14	電源盤類	転倒防止架台	作業実績を踏まえ抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3		
		機器搬出入口ハッチカバー制御盤	ウォークダウンにより抽出			
		燃料チャンネル着脱機制御盤	機器配置図等により抽出			
		原子炉内ISI装置用制御盤				
		再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用操作盤				
		ジャンクションBOX				
		原子炉建屋クレーン操作箱	ウォークダウンにより抽出			
		RPVヘッド自動着脱機トランス盤				
		照明用トランス				
		照明用分電盤				
		作業用電源箱				
		原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱				
		原子炉建屋クレーンジョイントボックス				
		無線通信設備補助増幅器				
使用済燃料プール水位・温度計中継端子箱						
15	フェンス・ラダー類	A		手摺り	機器配置図等により抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		B	DSP用梯子	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4	
		B	原子炉ウェル用梯子			
		B	新燃料検査台ピット用ラダー	離隔、固縛等による 落下防止対策*3		
		B	SFPスロット部ブリッジ	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4	

番号	抽出項目*5	詳細	抽出の考え方	使用済燃料貯蔵プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策
16	装置類	B 伸縮式電動ハッチ駆動装置	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
		B 除染装置（収納コンテナ含む）		
		A DSPゲートエアパッキン供給装置	機器配置図等により抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
17	作業機材類	B 清掃装置	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
		B 工具収納ラック A		
		B 工具収納ラック B		
		B 工具収納ラック C		
		B 工具箱（1）	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4
		B 工具箱（2）		
		B 工具箱（3）		
		B スリング類収納ハンガ	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
		B 長物類収納ラック A		
		B 長物類収納ラック B		
		B ボール類収納ラック		
		B 搬入口ハッチカバー部品収納箱	機器配置図等により抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		A 再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用 水中TVカメラユニット		
		A 再循環ポンプ取扱装置用水中TVカメラ 操作ラック		
		B 清掃油棚		
		A 再循環ポンプ取扱機器用水中TVカメラ	ウォークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		A ポータブル型気中投光式照明灯		
A ビューイングエイド				
A 燃料チャンネル着脱機テレビカメラ				
A 燃料取替監視用テレビ装置SFP側テレビカメラ	機器配置図等により抽出			
A 燃料取替監視用テレビ装置炉心側テレビカメラ				
18	計器・カメラ・ 通信機器類	B IAEAカメラ	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策
		B ITVカメラ	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
		B ARM（エリアモニタ）		
		B プロセスモニタ	ウォークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		B ページング		
		A 使用済燃料貯蔵プール温度計		
		A 使用済燃料貯蔵プール水位計		
		B 水素濃度計	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
		B フィルタ装置出口配管Uシール水位計		
		B 原子炉建屋-外気差圧（南側）発信器		
		B 原子炉建屋-外気差圧（西側）発信器		
		B 原子炉建屋-外気差圧（東側）発信器		
		B 原子炉建屋-外気差圧（北側）発信器		
		B SGTSイオンチェンバ検出器		
B SGTS排気流量発信器				
19	試験・検査用機材類	A 再循環ポンプ検査台	作業実績を踏まえ抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		B シッパーキャップ（シッピング検査用）	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*4
		B 原子炉内 ISI装置収納庫	作業実績を踏まえ抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4
20	コンクリートブラグ・ ハッチ類	SFPスロットブラグ（A）	作業実績を踏まえ抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4
		SFPスロットブラグ（B）		
		SFPスロットブラグ（C）		
		SFPスロットブラグ（D）		
		DSスロットブラグ（A）		
		DSスロットブラグ（B）		
		DSスロットブラグ（C）		
		D/Sプールカバー	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
		原子炉ウエルカバー（A）		
		原子炉ウエルカバー（B）		
		原子炉ウエルカバー（C）	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4
		原子炉ウエルカバー（D）		
		原子炉ウエルカバー（E）		
大物搬入口ハッチカバー	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3		
新燃料貯蔵庫カバー				
スキマサージタンク用ハッチカバーA	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4		
スキマサージタンク用ハッチカバーB				
新燃料検査台ビットカバー	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3		
燃料把握機調整ビットカバー				
キャスク洗浄ビットカバー	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3,4		
21	空調機	燃料取替機制御室空調機	機器配置図等により抽出	離隔、固縛等による 落下防止対策*3
22	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器 常設スプレイヘッド	ウォークダウンにより抽出	基準地震動Ssに対する 落下防止設計

番号	抽出項目 ^{*5}	詳細	抽出の考え方	使用済燃料貯蔵プールに対する位置関係、作業実績を踏まえた落下防止対策	
23	その他	A	チェッカープレート	ウォークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		A	非常誘導灯		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*3}
		B	消火設備		離隔、固縛等による落下防止対策
		B	掲示物		離隔、固縛等による落下防止対策
		B	鉛ガラス		離隔、固縛等による落下防止対策
		B	トップベント		離隔、固縛等による落下防止対策
		B	ブローアウトパネル		離隔、固縛等による落下防止対策
		A	ケーブル		落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		B	放送機材		離隔、固縛等による落下防止対策
		A	救命用具		落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさない
		A	定期検査用資機材		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*3}
		B	止水堰		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*3}

注記*1：重量物の抽出に当たっては、ニューシア情報を確認し、重量物の固縛措置に関して、柏崎刈羽原子力発電所第7号機で反映が必要な事項はないことを確認している。

*2：プール用ジブクレーンは基準地震動S_sによる使用済燃料貯蔵プールへの波及的影響を考慮して撤去する。なお、プール用ジブクレーンで実施していた作業は、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及びチャンネル取扱ブームにより実施可能なため、プール用ジブクレーン撤去による問題はない。

*3：使用済燃料貯蔵プールのフロアレベルに設置するものの離隔、固縛等による落下防止対策の詳細について表7-2に記載する。

*4：吊り上げ時の落下防止対策の詳細について表7-3に記載する。

*5：「抽出項目」で示す設備等のうち、落下時に使用済燃料貯蔵プールに影響を及ぼさないものと落下防止対策を実施するものがいずれも含まれる設備等については、落下時に影響を及ぼさないものを「A」、落下防止対策を実施するものを「B」とする。

表 7-2 使用済燃料貯蔵プールのフロアレベルに設置するものの一覧

番号	抽出項目	No.	詳細	離隔の考え方 (使用済燃料貯蔵プールからの距離, 設置高さ, 重量, 形状, 床の段差)
6	その他クレーン類	1	新燃料検査台	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		2	機器搬出入口用ジブクレーン	
7	RCCVヘッド (取扱具含む)	3	RCCVヘッド (ボルト含む)	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 重量, 形状
		4	RCCV M/I吊具	
8	RPVヘッド (取扱具含む)	5	RPVヘッド (＋スタッドテンショナ (RPVヘッド自動着脱機))	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 重量, 形状
		6	スタッドボルト	
		7	RPVヘッド自動着脱機制御盤	
		8	RPVヘッド保温材	
		9	RPV上蓋除染パン 上蓋支持台	
		10	ボルトシャング部清掃装置	
		11	スタッドボルトトラック	
		12	ボルト着脱装置	
		13	油圧装置・集塵装置 (RPVヘッド自動着脱装置用)	
		14	テンショナー予備品収納箱	
		15	ボルトスタンド	
		16	D/Sスリング	
		17	MSラインプラグ	
		9	内挿物 (取扱具含む)	
19	ガイドロッド (収納ケース含む)			
20	再循環ポンプ検査水槽			
21	再循環ポンプ検査水槽用作業架台			
22	再循環ポンプ上部取扱装置保管用移動レール			
23	再循環ポンプ上部取扱装置保管用吊り天秤			
24	再循環ポンプ上部共通吊具 (保管箱含む)			
25	再循環ポンプ上部プラグ			
26	再循環ポンプディフューザ・ ストレッチチューブつかみ具			
27	再循環ポンプディフューザ ウェアリングつかみ具			
28	再循環ポンプインベラ・シャフトつかみ具			
29	インコアストロングバック (原子炉内計装管搬出入装置)			
30	再循環ポンプ取扱具保管棚			
11	プール内ラック類			31
14	電源盤類	32	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 形状, 床の段差
		33	燃料チャンネル着脱機制御盤	
		34	原子炉内ISI装置用制御盤	
		35	再循環ポンプインベラ・シャフト 検査台用操作盤	
		36	ジャンクションBOX	
		37	原子炉建屋クレーン操作箱	
		38	RPVヘッド自動着脱機トランス盤	
		39	照明用トランス	
		40	照明用分電盤	
		41	作業用電源箱	
		42	原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱	
		43	原子炉建屋クレーンジョイントボックス	
		44	無線通信設備補助増幅器	
		45	使用済燃料プール水位・温度計中継端子箱	
15	フェンス・ラダー類	46	DSP用梯子	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		47	原子炉ウェル用梯子	
		48	新燃料検査台ビット用ラダー	
16	装置類	49	SFPスロット部ブリッジ	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		50	伸縮式電動ハッチ駆動装置	
17	作業機材類	51	清掃装置	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		52	工具収納ラック A	
			工具収納ラック B	
			工具収納ラック C	
		53	工具箱 (1)	
			工具箱 (2)	
		54	工具箱 (3)	
		55	スリング類収納ハンガ	
		56	長物類収納ラック A	
			長物類収納ラック B	
57	ボール類収納ラック			
58	搬入口ハッチカバー部品収納箱			
18	計器・カメラ・ 通信機器類	59	清掃油棚	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		60	ARM (エリアモニタ)	
		61	プロセスモニタ	
		62	ページング	
		63	水素濃度計	
		64	フィルタ装置出口配管Uシール水位計	
		65	原子炉建屋-外気差圧 (南側) 発信器	
			原子炉建屋-外気差圧 (西側) 発信器	
			原子炉建屋-外気差圧 (東側) 発信器	
			原子炉建屋-外気差圧 (北側) 発信器	
66	SGTSイオンチェンバ検出器			
67	SGTS排気流量発信器			
19	試験・検査用機材類	68	原子炉内 ISI装置収納庫	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差

番号	抽出項目	No.	詳細	離隔の考え方 (使用済燃料貯蔵プールからの距離, 設置高さ, 重量, 形状, 床の段差)
20	コンクリートプラグ・ハッチ類	69	SFPスロットプラグ(A)	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 重量, 形状
			SFPスロットプラグ(B)	
			SFPスロットプラグ(C)	
			SFPスロットプラグ(D)	
		70	DSスロットプラグ(A)	
			DSスロットプラグ(B)	
			DSスロットプラグ(C)	
		71	D/Sプールカバー	
		72	原子炉ウエルカバー(A)	
			原子炉ウエルカバー(B)	
			原子炉ウエルカバー(C)	
			原子炉ウエルカバー(D)	
			原子炉ウエルカバー(E)	
		73	大物搬入口ハッチカバー	
74	新燃料貯蔵庫カバー			
75	スキマサージタンク用ハッチカバーA			
	スキマサージタンク用ハッチカバーB			
76	新燃料検査台ピットカバー			
77	キャスク洗浄ピットカバー			
21	空調機	78	燃料取替機制御室空調機	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
23	その他	79	消火設備	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		80	止水堰	

表 7-3 吊り荷の落下防止対策

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・10tホイスト）及び吊具（専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具）*	適用法令・安全率の考え方
7	RCCVヘッド（取扱具含む）	RCCVヘッド（ボルト含む）	主巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		RCCV M/I吊具	主巻	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。
8	RPVヘッド（取扱具含む）	RPVヘッド（+スタッドテンショナ（RPVヘッド自動着脱機））	主巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		スタッドボルト	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		RPVヘッド自動着脱機制御盤	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		RPVヘッド保温材	主巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		ボルトシャック部清掃装置	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		スタッドボルトラック	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		RPVオーリング	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		ボルト着脱装置	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		油圧装置・集塵装置（RPVヘッド自動着脱装置用）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		テンショナー予備品収納箱	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		ボルトスタンド	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		9	内挿物（取扱具含む）	シュラウドヘッド+気水分離器
シュラウドヘッドボルト	主巻・専用吊具			主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
蒸気乾燥器	主巻・専用吊具			主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
D/Sスリング	主巻・専用吊具			主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
MSラインブラグ	主巻・専用吊具			主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
主蒸気ラインブラグ操作ユニット	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）			補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
ガイドロッド（収納ケース含む）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）			補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
中性子源	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）			補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
インペラ・シャフトクラッド除去治具	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）			補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
再循環ポンプ上部共通吊具（保管箱含む）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）			補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
再循環ポンプ上部ブラグ	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）			補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）			補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）			補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
再循環ポンプインペラ・シャフト	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）			補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・10tボイスト）及び吊具（専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具）*	適用法令・安全率の考え方
9	内挿物（取扱具含む）	再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		CR・FS同時つかみ具（保管架台含む）	補巻・汎用吊具（ナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		インコアストロングバック（原子炉内計装管搬入装置）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
12	プールゲート類	SFPゲート（小）	補巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカ社内基準に基づき、強度評価を実施。
		SFPゲート（大）	補巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカ社内基準に基づき、強度評価を実施。
		キャスクビットゲート	補巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカ社内基準に基づき、強度評価を実施。
		DSPゲート	主巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。吊具はメーカ社内基準に基づき、強度評価を実施。
13	使用済燃料輸送容器（取扱具含む）	使用済燃料輸送容器	主巻・専用吊具	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。専用吊具は二重化している。
		使用済燃料輸送容器吊具	主巻	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。
		転倒防止架台	主巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	主巻はKK7添-1-038 3.落下防止対策による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
15	フェンス・ラダー類	DSP用梯子	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		原子炉ウェル用梯子	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		SFPスロット部ブリッジ	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
16	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
17	作業機材類	工具箱（1）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		工具箱（2）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		工具箱（3）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
19	試験・検査用機材類	シッパーキャップ（ SHIPPING検査用）	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ又はナイロンスリング）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		原子炉内 ISI装置収納庫	補巻・汎用吊具（ワイヤロープ）	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・10tホイスト）及び吊具（専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具）*	適用法令・安全率の考え方
20	コンクリートブラグ・ハッチ類	SFPスロットブラグ (A)	10tホイスト・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	10tホイストはクレーン構造規格による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		SFPスロットブラグ (B)	10tホイスト・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	10tホイストはクレーン構造規格による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		SFPスロットブラグ (C)	10tホイスト・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	10tホイストはクレーン構造規格による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		SFPスロットブラグ (D)	10tホイスト・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	10tホイストはクレーン構造規格による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		DSスロットブラグ (A)	主巻・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		DSスロットブラグ (B)	主巻・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		DSスロットブラグ (C)	主巻・専用吊具・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		D/Sプールカバー	10tホイスト・専用吊具	10tホイストはクレーン構造規格による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		原子炉ウェルカバー (A)	主巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		原子炉ウェルカバー (B)	主巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		原子炉ウェルカバー (C)	主巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		原子炉ウェルカバー (D)	主巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		原子炉ウェルカバー (E)	主巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻はKK7添-1-038 3. 落下防止対策による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		新燃料貯蔵庫カバー	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ及びナイロンスリング)	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		スキマサージタンク用ハッチカバーB	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
		キャスク洗淨ビットカバー	補巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。

注記*：使用するクレーン及び吊具については代表ケースを示す。代表ケースで示すものと異なるクレーン及び吊具で吊り荷を取扱う場合においても、代表ケースと同様に適切な適用法令・安全率の考え方となるようにし、吊り荷の落下を防止する。

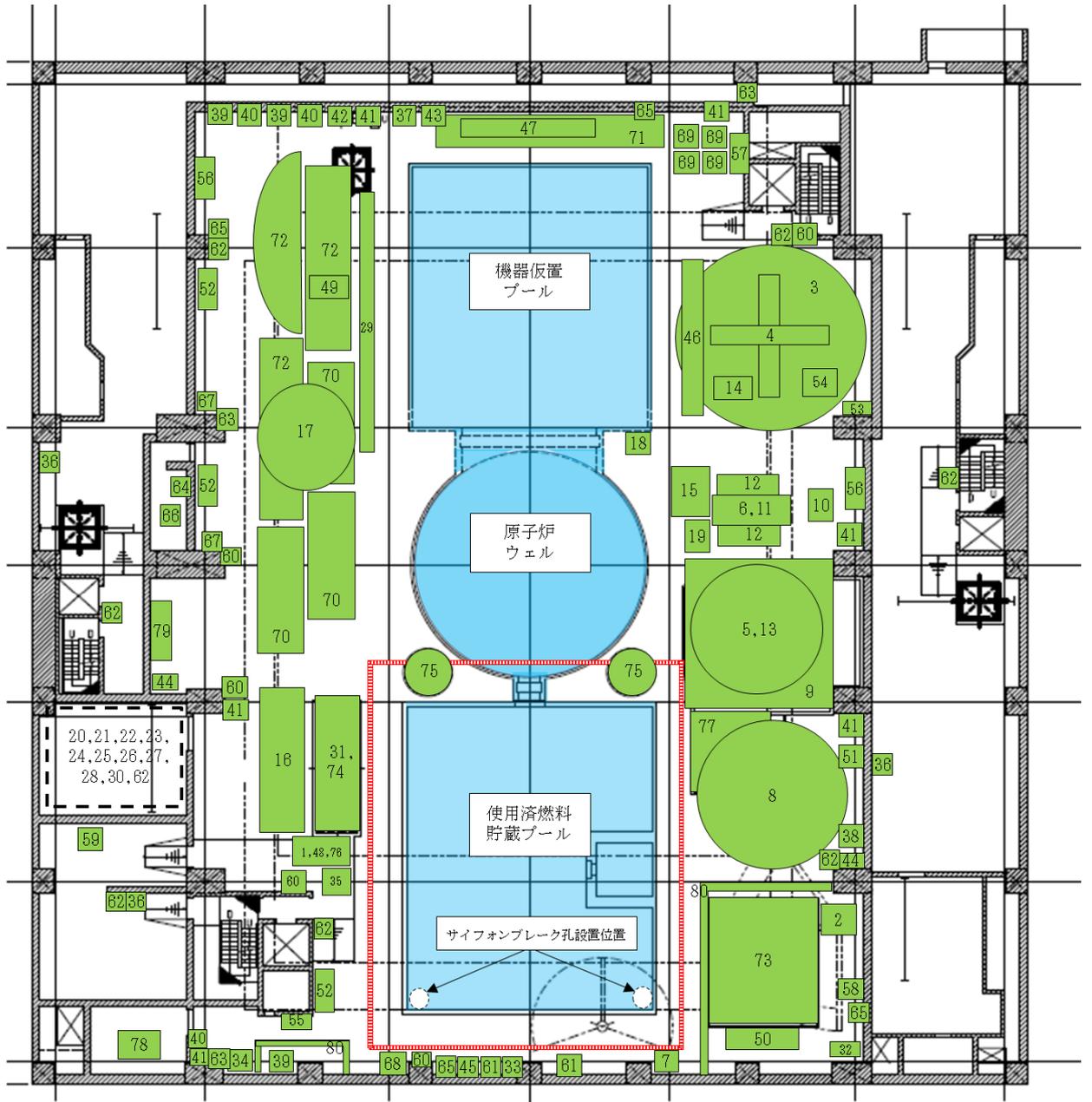


図 7-1 使用済燃料貯蔵プールのフロアレベルに設置するものの一覧

7.2 耐震評価結果

(1) チャンネル取扱ブームの健全性評価

a. 概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールの東側には、チャンネル取扱ブームが設置されている。

当該ブームが基準地震動 S_s に対して十分な構造強度を有していることを確認することで、使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを説明する。

b. 耐震評価

チャンネル取扱ブームは、図7-2の位置関係図に示すように、使用済燃料貯蔵プールの東側に設置されており、落下により使用済燃料貯蔵プールの機能を損なうおそれがある。当該ブームに対して基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施する。

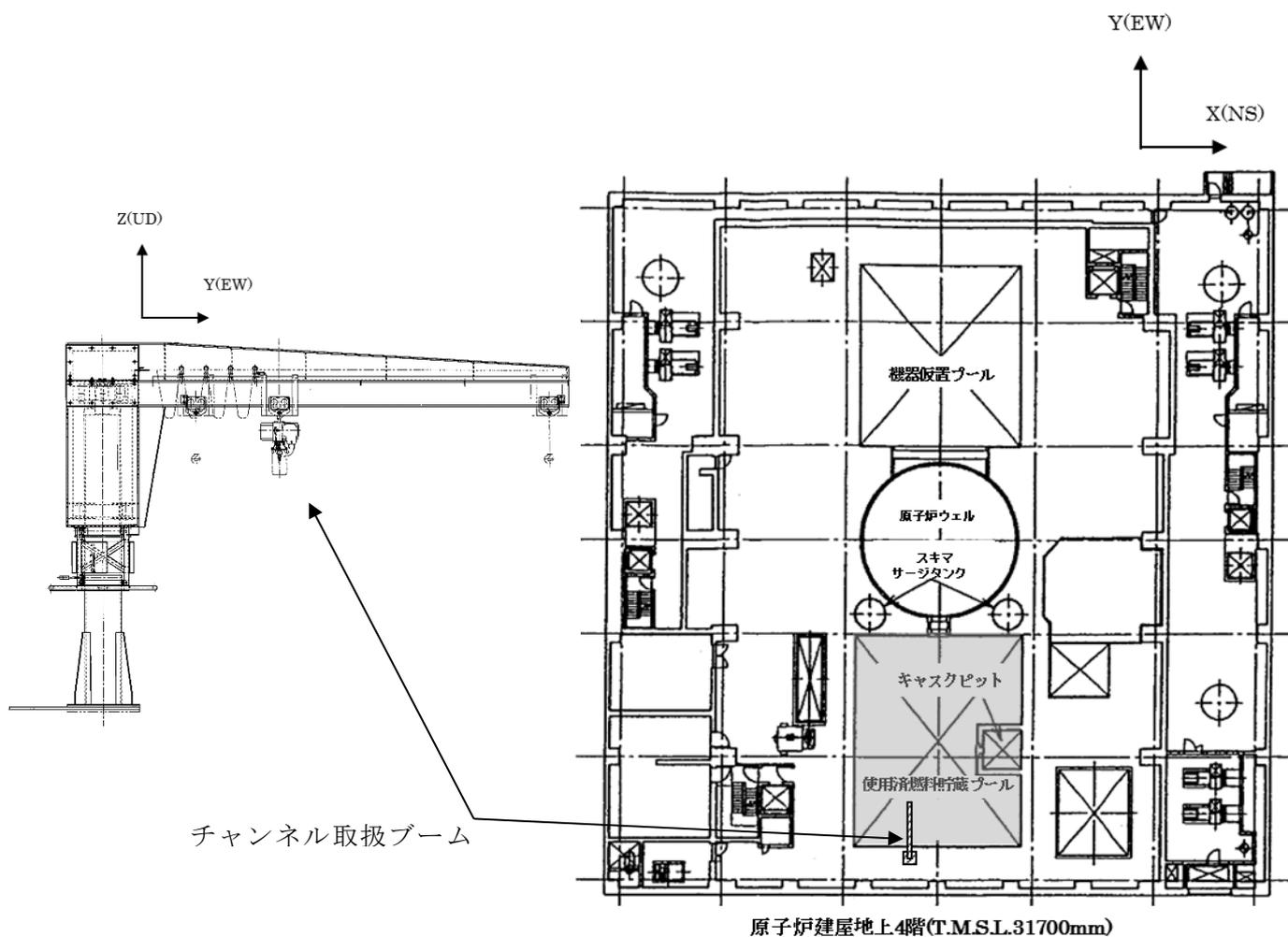


図7-2 チャンネル取扱ブームと使用済燃料貯蔵プール等との位置関係図

(a) 荷重条件

評価に用いる地震力は、固有値に応じて、設置高さでの床応答スペクトルに基づく値又は最大応答加速度の1.2倍の値を使用する。

なお、チャンネル取扱ブームは原子炉建屋4階の床面に設置されているため、原子炉建屋4階（T.M.S.L.31700mm）の地震力を評価に用いる。

(b) 評価手法

図7-3に示すチャンネル取扱ブームについて、図7-4に示すとおりはり要素でモデル化して固有値解析及び地震応答解析を実施する。

解析結果から応力を算出し耐震評価を行い、基準地震動 S_s に対して構造強度を有していること（支持機能を維持すること）を評価する。

また、解析結果はその他支持構造物の許容値と比較し評価する。

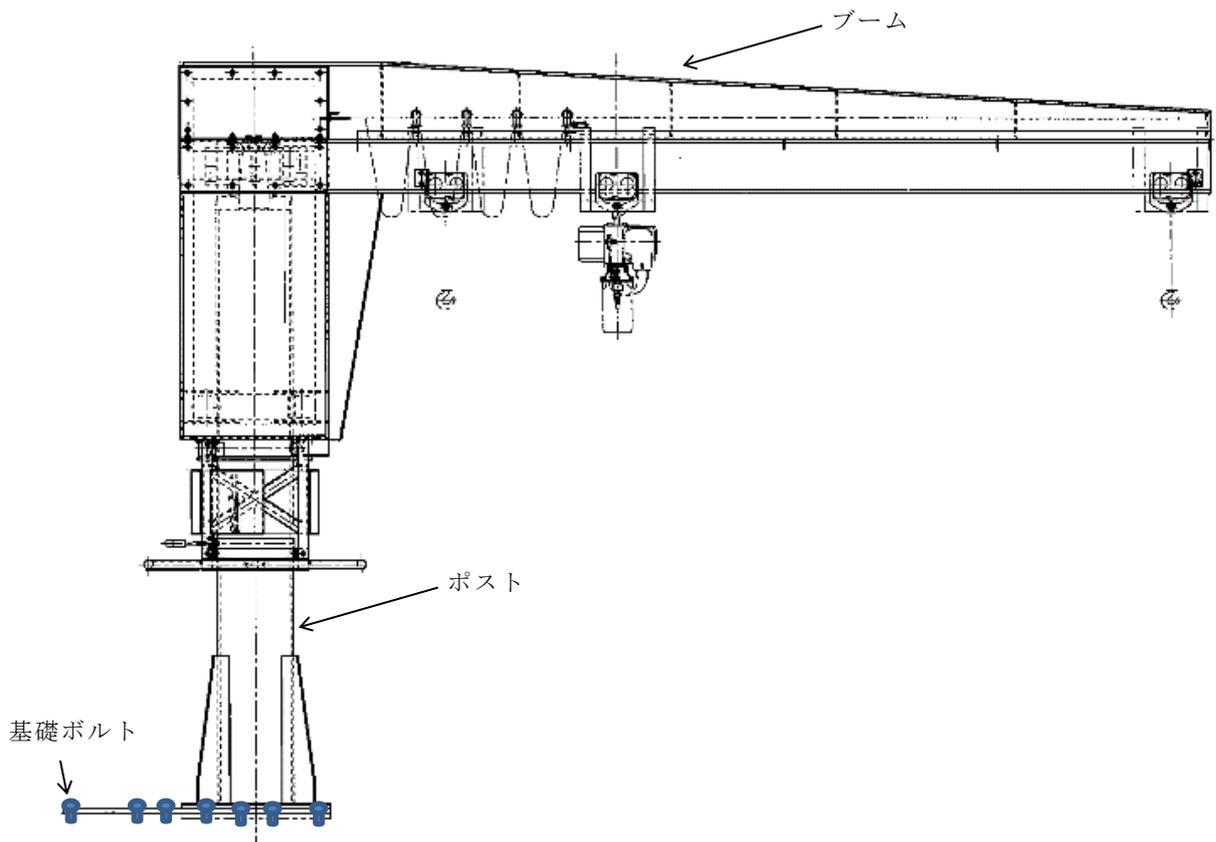
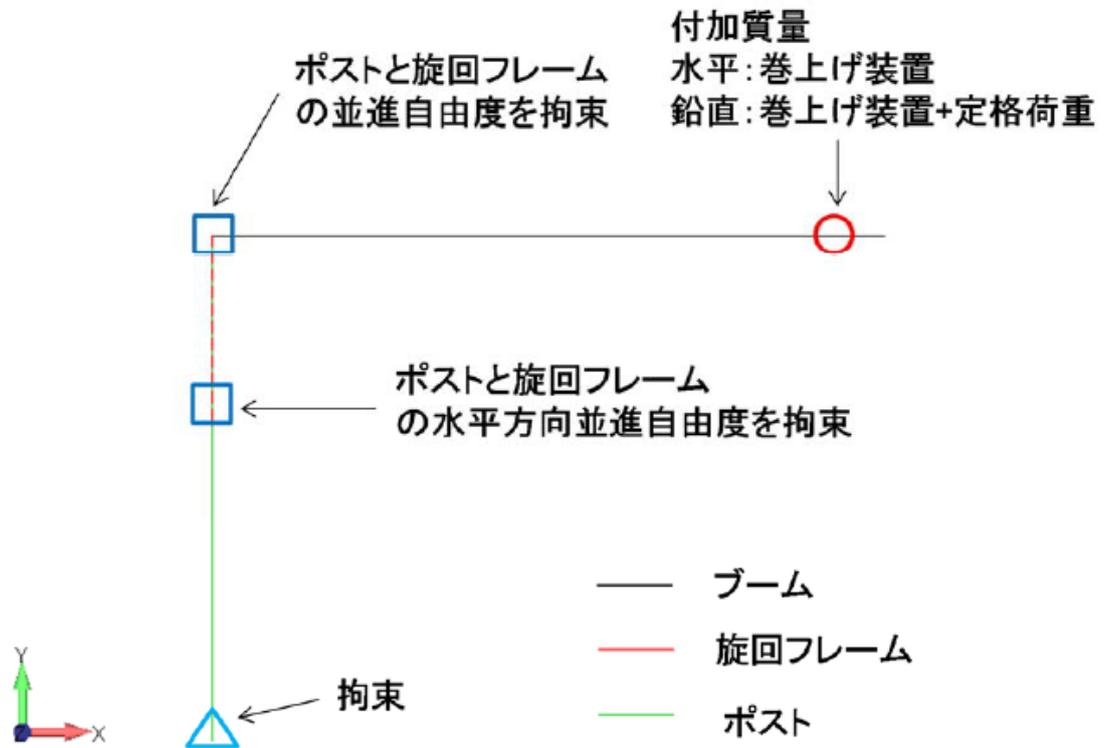


図7-3 チャンネル取扱ブーム構造図



方向を以下のようにした

X方向: NS

Y方向: UD

Z方向: EW

図 7-4 チャンネル取扱ブーム解析モデル

(c) 評価結果

チャンネル取扱ブームの耐震評価の結果、裕度が最も厳しい基礎ボルトで1以上の裕度を確保しており落下することはない。評価結果を表 7-4 に示す。

表 7-4 チャンネル取扱ブームに発生する最大応力の裕度

評価部位	応力の種類	裕度	判定基準
基礎ボルト	引張	1.2	1.0 以上
	せん断	37.0	1.0 以上

(2) 再循環ポンプ取扱装置仮置台の健全性評価

a. 概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールの壁面には、再循環ポンプ取扱装置仮置台が設置されている。当該仮置台が基準地震動 S_s に対して十分な構造強度を有していることを確認することで、使用済燃料貯蔵プールへ落下しないことを説明する。

b. 耐震評価

再循環ポンプ取扱装置仮置台は、図7-5の位置関係図に示すように、使用済燃料貯蔵プールの壁面に設置されており、落下により使用済燃料貯蔵プールの機能を損なうおそれがある。当該仮置台に対して基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施する。

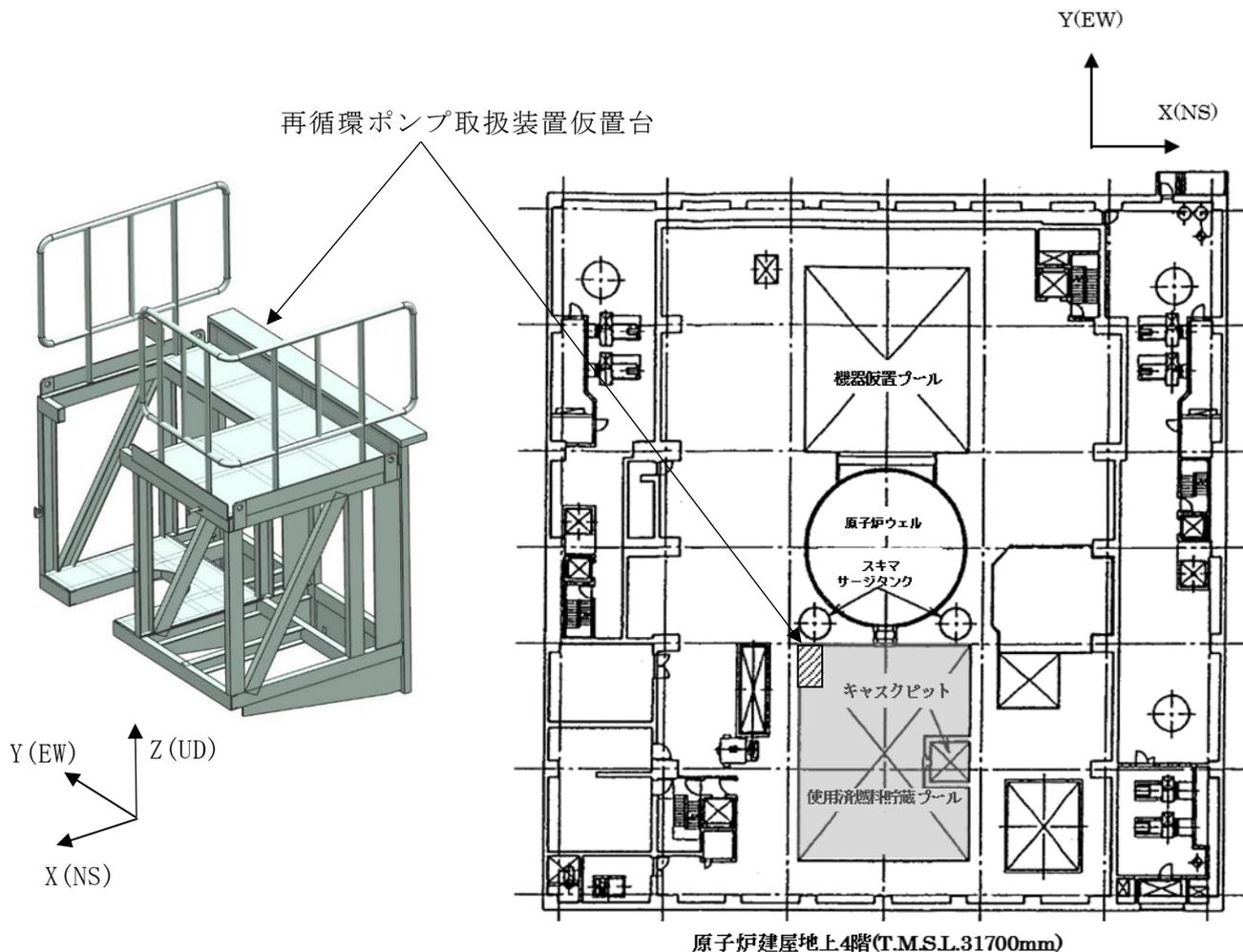


図7-5 再循環ポンプ取扱装置仮置台と使用済燃料貯蔵プール等との位置関係図

(a) 荷重条件

評価に用いる地震力は、固有値に応じて、設置高さでの床応答スペクトルに基づく値又は最大応答加速度の 1.2 倍の値を使用する。

なお、再循環ポンプ取扱装置仮置台は T. M. S. L. 31700mm から 30500mm にわたって設置されているため、評価に用いる地震力は、原子炉建屋 4 階 (T. M. S. L. 31700mm) 及び原子炉建屋 3 階 (T. M. S. L. 23500mm) の地震力のうちいずれか大きい方の地震力を使用する。

(b) 評価手法

図 7-6 に示す再循環ポンプ取扱装置仮置台について、図 7-7 に示すとおり本体フレームをはり要素でモデル化して固有値解析及び地震応答解析を実施する。

解析結果から応力を算出し耐震評価を行い、基準地震動 S_s に対して構造強度を有していること（支持機能を維持すること）を評価する。

また、解析結果はその他支持構造物の許容値と比較し評価する。

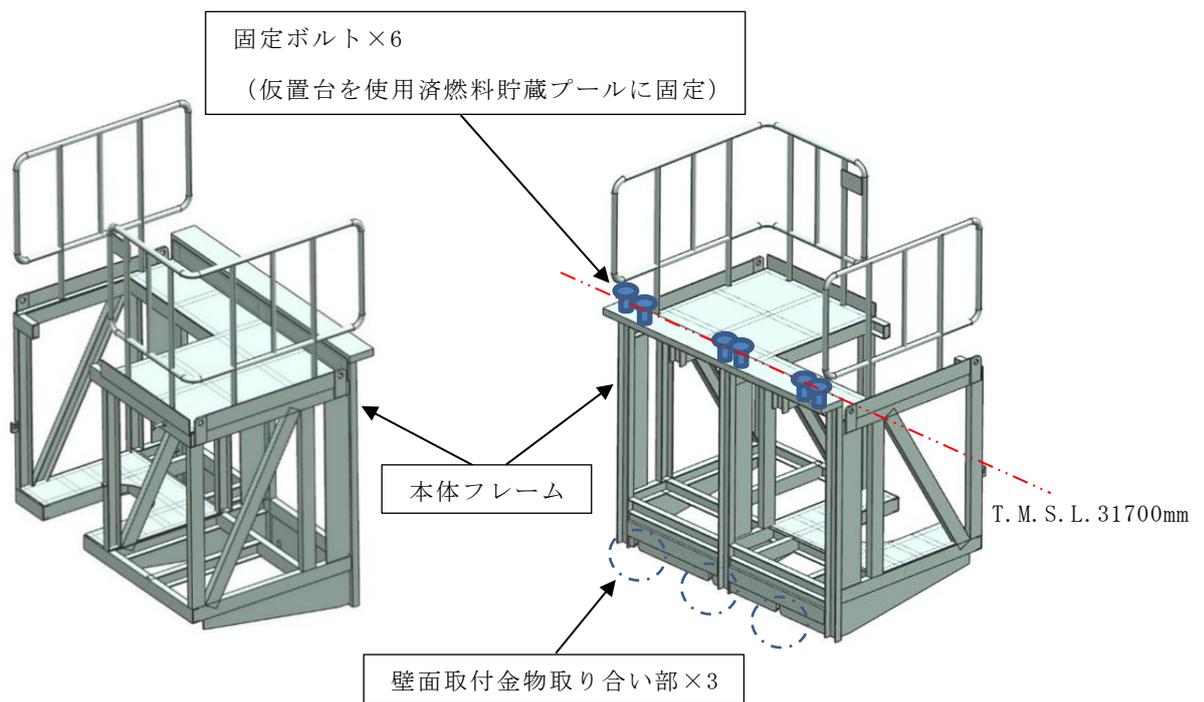


図 7-6 再循環ポンプ取扱装置仮置台構造図

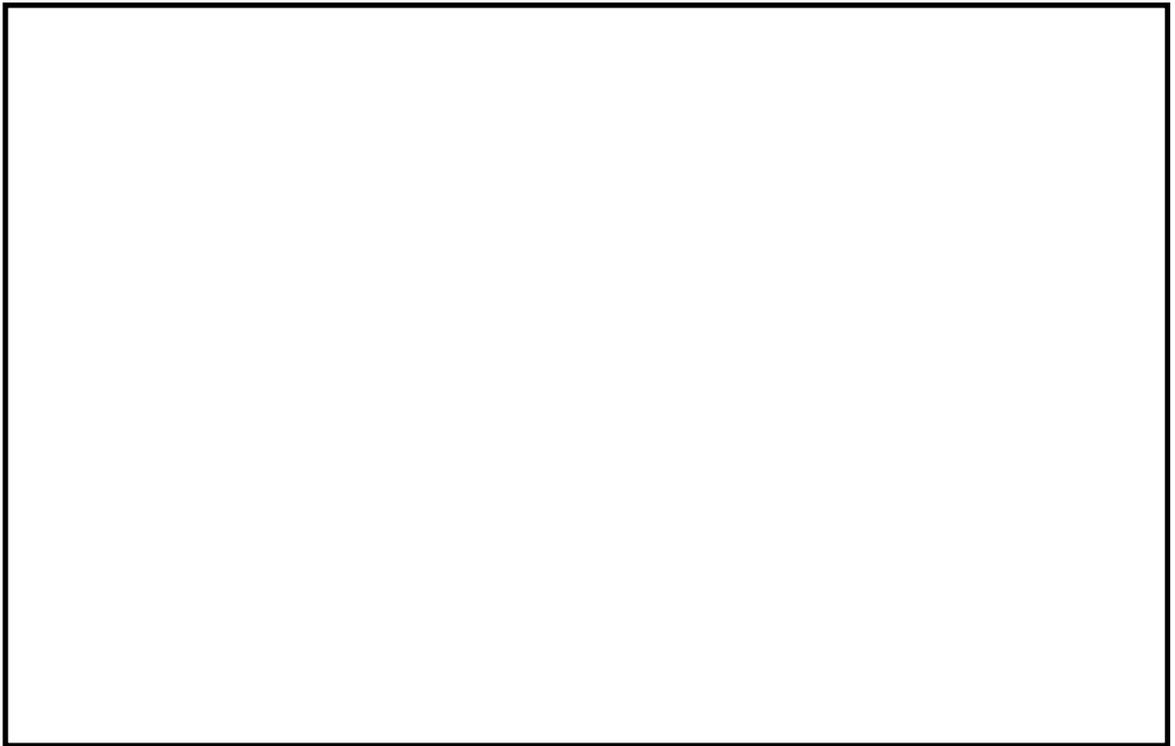


図 7-7 再循環ポンプ取扱装置仮置台解析モデル

(c) 評価結果

再循環ポンプ取扱装置仮置台の耐震評価の結果、裕度が最も厳しい本体フレームで1以上の裕度を確保しており裕度を確保しており落下することはない。評価結果を表 7-5 に示す。

表 7-5 再循環ポンプ取扱装置仮置台に発生する最大応力の裕度

評価部位	応力の種類	裕度	判定基準
本体フレーム	曲 げ	4.19	1.0 以上
	せ ん 断	24.53	1.0 以上
	組 合 せ	4.13	1.0 以上

(3) チャンネル貯蔵ラックの健全性評価

a. 概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールの壁面には、チャンネル貯蔵ラックが設置されている。

当該ラックが基準地震動 S_s に対して十分な構造強度を有していることを確認することで、使用済燃料貯蔵プールへ落下しないことを説明する。

b. 耐震評価

チャンネル貯蔵ラックは、図7-8の位置関係図に示すように、使用済燃料貯蔵プールの壁面に設置されており、落下により使用済燃料貯蔵プールの機能を損なうおそれがある。当該ラックに対して基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施する。

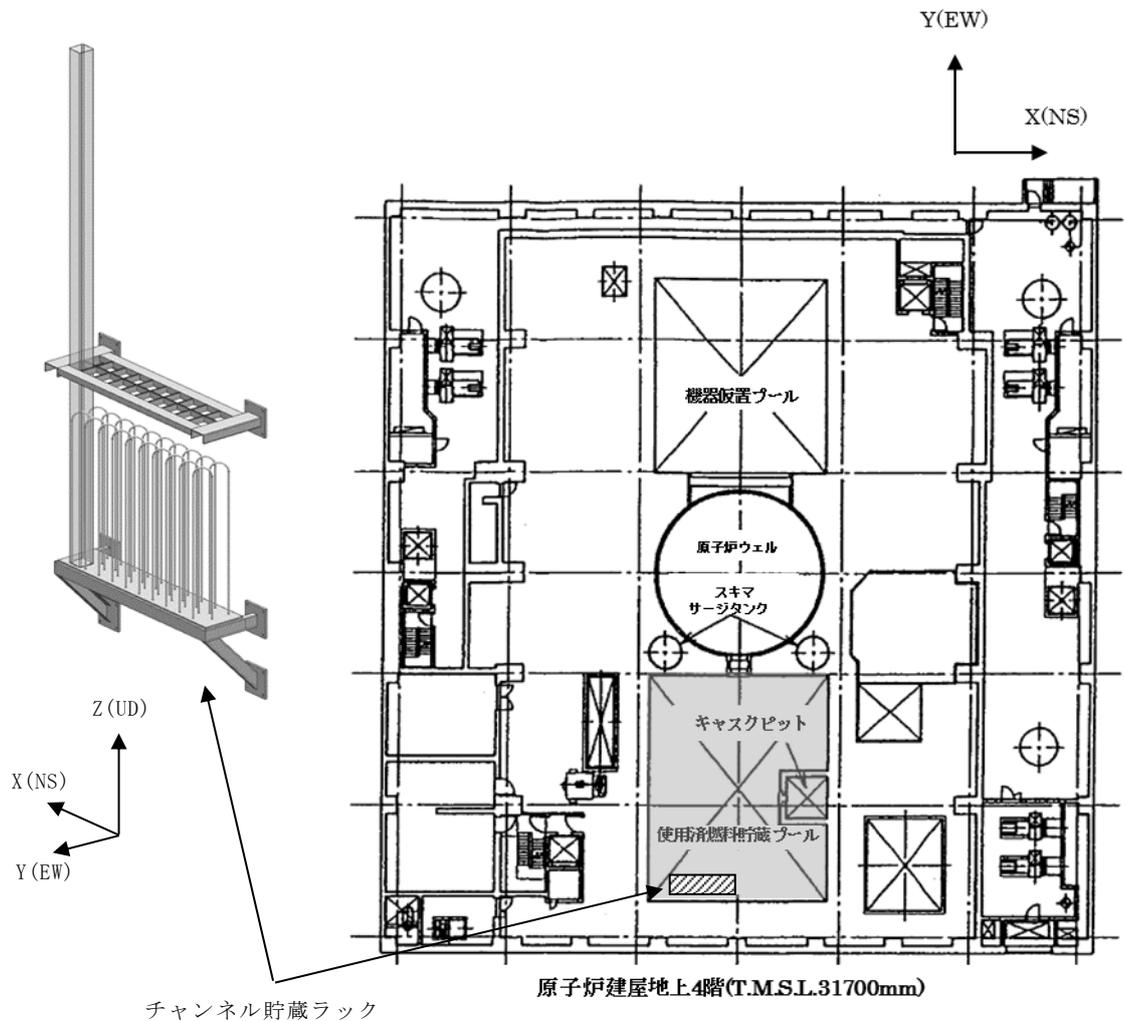


図7-8 チャンネル貯蔵ラックと使用済燃料貯蔵プール等との位置関係図

(a) 荷重条件

評価に用いる地震力は、固有値に応じて、設置高さでの床応答スペクトルに基づく値又は最大応答加速度の 1.2 倍の値を使用する。

なお、チャンネル貯蔵ラックは T. M. S. L. 23638mm から 25412.5mm にわたって設置されているため、評価に用いる地震力は、原子炉建屋 3 階(T. M. S. L. 23500mm) 及び原子炉建屋 4 階(T. M. S. L. 31700mm)の地震力のうちいずれか大きい方の地震力を使用する。

(b) 構造強度評価

図 7-9 に示すチャンネル貯蔵ラックについて、図 7-10 に示すとおりはり要素及びシェル要素でモデル化して固有値解析を行い、得られた固有値を用いて耐震評価を実施する。

耐震評価に当たっては、チャンネル貯蔵ラックは構造が簡易であり、はり要素で簡易なモデル化が可能のため、応力計算は手計算にて行う。

評価結果については、基準地震動 S_s に対して構造強度を有していること（支持機能を維持すること）を評価する。

また、解析結果はその他支持構造物の許容値と比較し評価する。

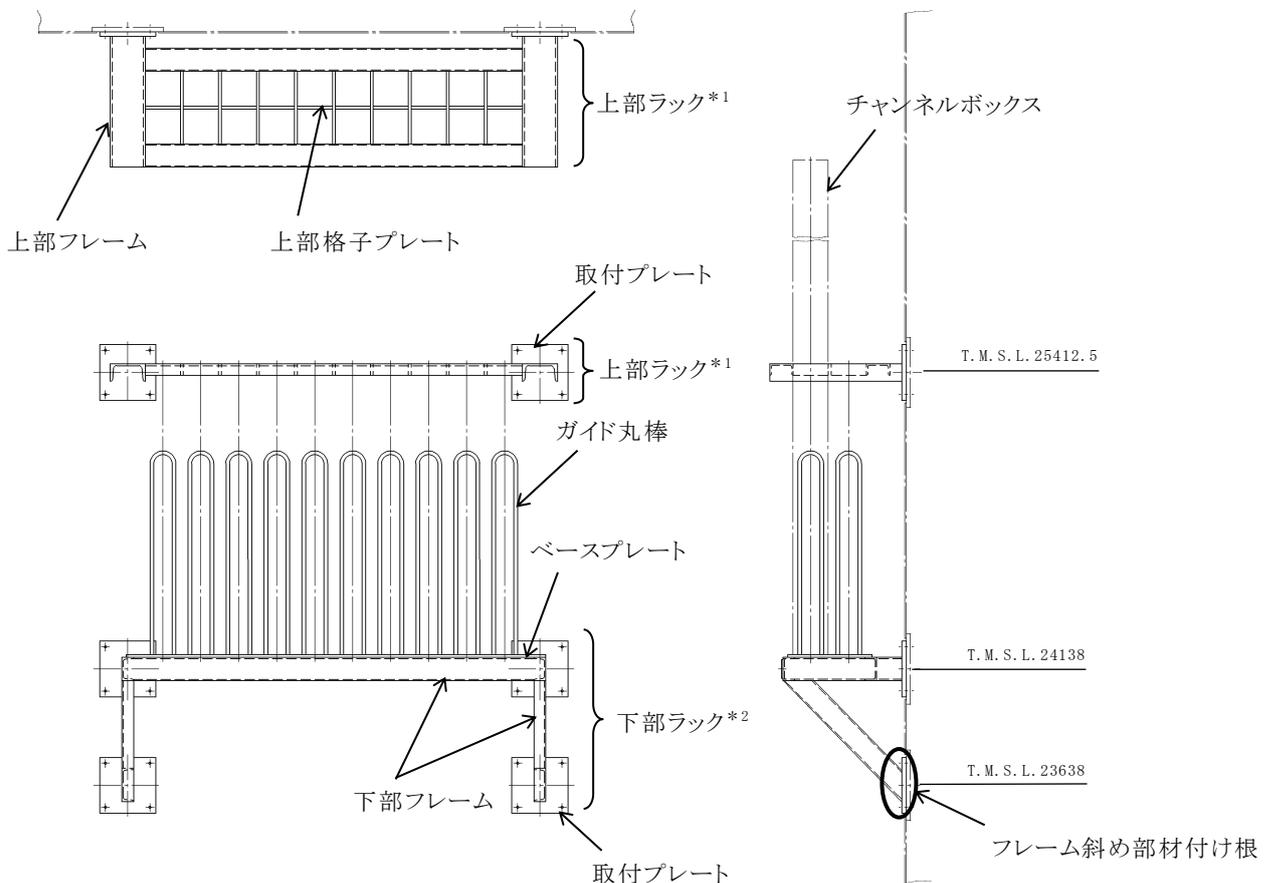


図 7-9 チャンネル貯蔵ラック構造図

注記*1：溝型鋼を組み合わせたフレーム及び上部格子プレートから成り，壁には取付プレートを介してボルトで固定されている

*2：溝型鋼を組み合わせたフレーム，ベースプレート及びガイド丸棒から成り，壁には取付プレートを介してボルトで固定されている

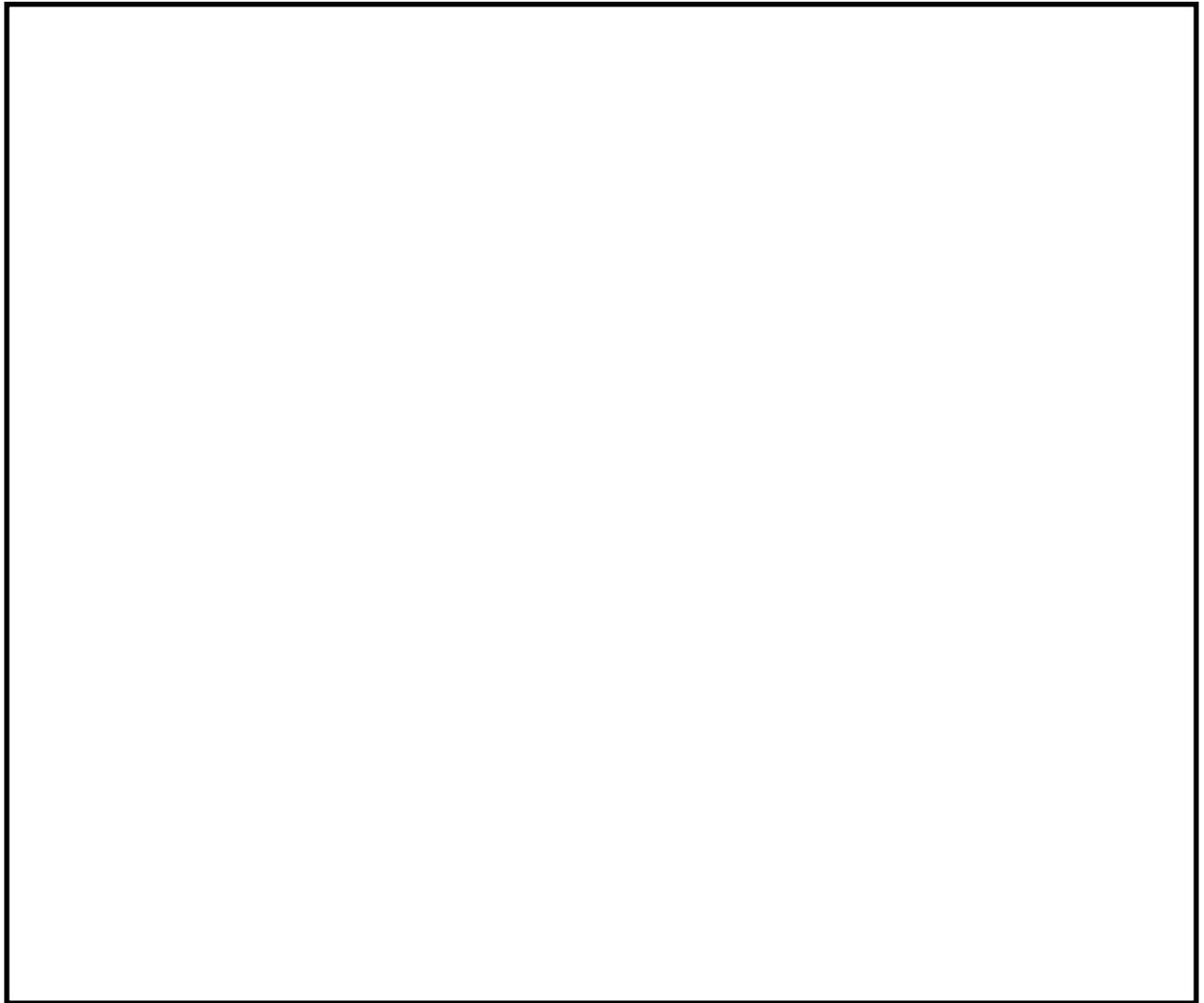


図 7-10 チャンネル貯蔵ラック解析モデル

(c) 評価結果

チャンネル貯蔵ラックの耐震評価の結果，裕度が最も厳しい下部ラックのフレーム斜め部材付け根で1以上の裕度を確保しており落下することはない。評価結果を表 7-6 に示す。

表 7-6 チャンネル貯蔵ラックに発生する最大応力の裕度

評価部位		応力の種類	裕度	判定基準
下部ラック	フレーム斜め部材付け根	引張	1.26	1.0 以上
		せん断	7.86	1.0 以上
		組合せ	1.25	1.0 以上

(4) 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価

a. 概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プール上部には、ダクト（原子炉区域・タービン区域換気空調系）が設置されている。

当該ダクトが基準地震動 S_s に対して十分な構造強度を有していることを確認することで、使用済燃料貯蔵プールへ落下しないことを説明する。

図7-11 に上記ダクトの使用済燃料貯蔵プール上部への設置状況を示す。



図7-11 使用済燃料貯蔵プール上部のダクト 設置状況

b. 耐震評価

本評価の対象範囲は、図 7-12 に示すとおり、使用済燃料貯蔵プールから離隔距離を確保した手摺りの内側の使用済燃料貯蔵プール上部のダクト、及び当該ダクトを支持するダクトサポートとし、当該ダクトに対して基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施する。

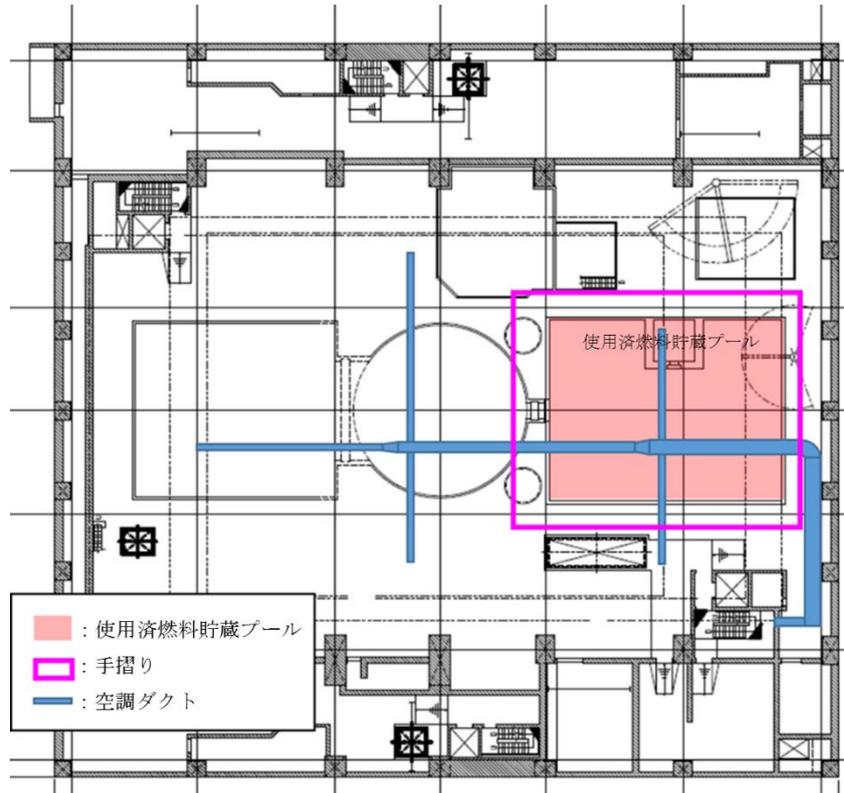


図 7-12 原子炉建屋オペレーティングフロア上部 ダクト配置図

(a) 評価条件

① 荷重条件

評価に用いる地震力は、固有値に応じて、設置高さでの床応答スペクトルに基づく値又は最大応答加速度の 1.2 倍の値を使用する。

評価に用いる地震力は、原子炉建屋のフロアレベルの最高レベルとなる T. M. S. L. 49700mm（当該ダクト設置レベルは T. M. S. L. 47100mm）の地震力を使用する。

② ダクト評価

ダクト評価として，図7-12に示す範囲を多質点連続梁モデルとし，解析から曲げモーメントを求め，許容座屈曲げモーメントに対する評価を実施した。

ダクト及びダクトサポート解析モデルを図7-13に示す。

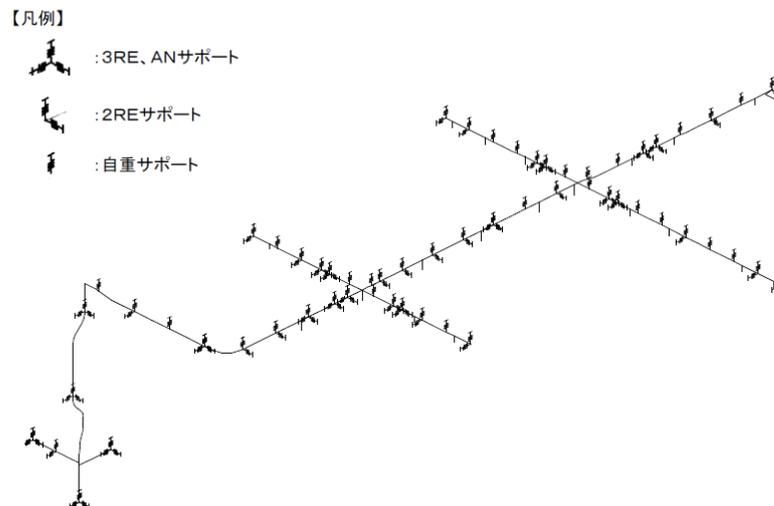


図7-13 ダクト及びダクトサポート解析モデル

評価においては，ダクトが基準地震動 S_s に対して構造強度を有していること（支持機能を維持すること）を評価した。

なお，許容座屈曲げモーメントは下記の算出式を用い，評価結果は(裕度)＝(許容座屈曲げモーメント)／(ダクトに発生する曲げモーメント(解析結果))で示す。安全係数は設計裕度として $S = \square$ を用いた。

$$M = S \cdot M_T \cdot \gamma$$

$$M_T = \lambda \cdot \frac{\pi \cdot t \cdot I}{\sqrt{1 - \nu^2} \cdot b^2} \cdot \sqrt{E \cdot \sigma_y}$$

- M : 許容座屈曲げモーメント
- S : 座屈曲げモーメントの安全係数
- γ : 座屈限界曲げモーメントの安全係数
- M_T : 座屈限界曲げモーメント
- λ : 座屈限界曲げモーメントの補正係数
- π : 円周率
- t : ダクト板厚
- I : 断面二次モーメント

- ν : ポアソン比
- b : ダクト幅
- E : 縦弾性係数
- σ_y : 降伏応力

③ サポート評価

サポート評価においても、限界評価として供用状態を D_s (F 値 = $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$ *) とし、ダクト解析による支持点反力にて解析評価を実施した。評価結果は(裕度) = (許容応力 F 値) / (ダクトサポートに発生する応力 (解析結果)) で示す。

注記* : JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程における、その他支持構造物に対する許容応力算出の際の F 値の規定

(b) 評価結果

ダクト及びダクトサポートの耐震評価の結果、発生する最大の曲げモーメント及び応力は基準地震動に対して 1 以上の裕度を確保しており落下することはない。評価結果を第 1 表に示すとともに、図 7-14 に、ダクト及びダクトサポートに発生する最大の曲げモーメント及び応力発生箇所を示す。

表 7-7 ダクト及びダクトサポートに発生する最大の曲げモーメント及び応力の裕度

対象設備	裕度	判定基準
ダクト		
ダクトサポート		



図 7-14 ダクト及びダクトサポートにおける最大の曲げモーメント及び
応力発生箇所

c. 解析コードの概要

項目 \ コード名	N S A F E
使用目的	3次元有限要素法（はりモデル）によるダクトの固有値解析，モーメント算定
開発機関	[Redacted]
開発時期	[Redacted]
使用したバージョン	Ver. 4
コードの概要	<p>本解析コードは，支持構造物の強度解析を目的として開発された計算機プログラムである。本解析コードは，汎用構造解析コード [Redacted] をメインプログラムとし，応力評価プログラム及びそれらのインターフェイスプログラムのサブプログラムから成る。</p> <p>任意の1次元，2次元あるいは3次元形状に対し，静的解析，動的解析を行うことが可能で，反力・モーメント・応力，固有値・刺激係数等の算出が可能である。</p> <p>原子力の分野における使用実績を有している。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・メインプログラムである [Redacted] については，代表的なダクト検証用モデルを対象とした曲げモーメント及び固有値の算定において，解析解が材料力学に基づく計算手法を用いた理論解と概ね一致していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力の分野における使用実績を有しており，妥当性は十分に確認されている。 ・今回の工事計画認可申請で行うはりモデルによるダクトの曲げモーメント及び固有値の算定の用途，適用範囲が，上述の妥当性確認範囲にあることを確認している。

(a) 解析手法

イ. 一般事項

本解析コードは、

をベースに

作成された応力評価

プログラムである。

ロ. 解析コードの特徴

NSAFEの主な特徴を以下に示す。

- ・1次元，2次元あるいは3次元形状有限要素プログラムである。
- ・モデル要素として5種類の要素を扱うことができる。
- ・静的解析後に，同じモデルを使い，解析条件及び荷重条件を変更し動的解析を行うことができる。

ハ. 解析手法

(イ) 静的解析

要素の平衡方程式を組み立て，構造物全体に対して次の平衡方程式を作り，これを解く。

$$K u = R$$

ここで，

K：剛性マトリックス

u：変位ベクトル

R：荷重ベクトル

計算された節点の変位から，要素の変形及び要素の応力を求める。

(ロ) 固有値解析

次の固有値方程式を解いて，固有振動数と振動モードを求める。

$$K \phi = \omega^2 M \phi$$

ここで，

K：剛性マトリックス

ϕ ：固有ベクトル

ω ：固有振動数

M：質量マトリックス

上記方程式の解法として、剛性マトリックスと質量マトリックスが小さい場合にはデターミナント法を用い、剛性マトリックスと質量マトリックスが大きい場合はサブスペース反復法が用いられる。

ニ. 解析フローチャート

本解析コードを用いた解析フローチャートを図 7-15 に示す。

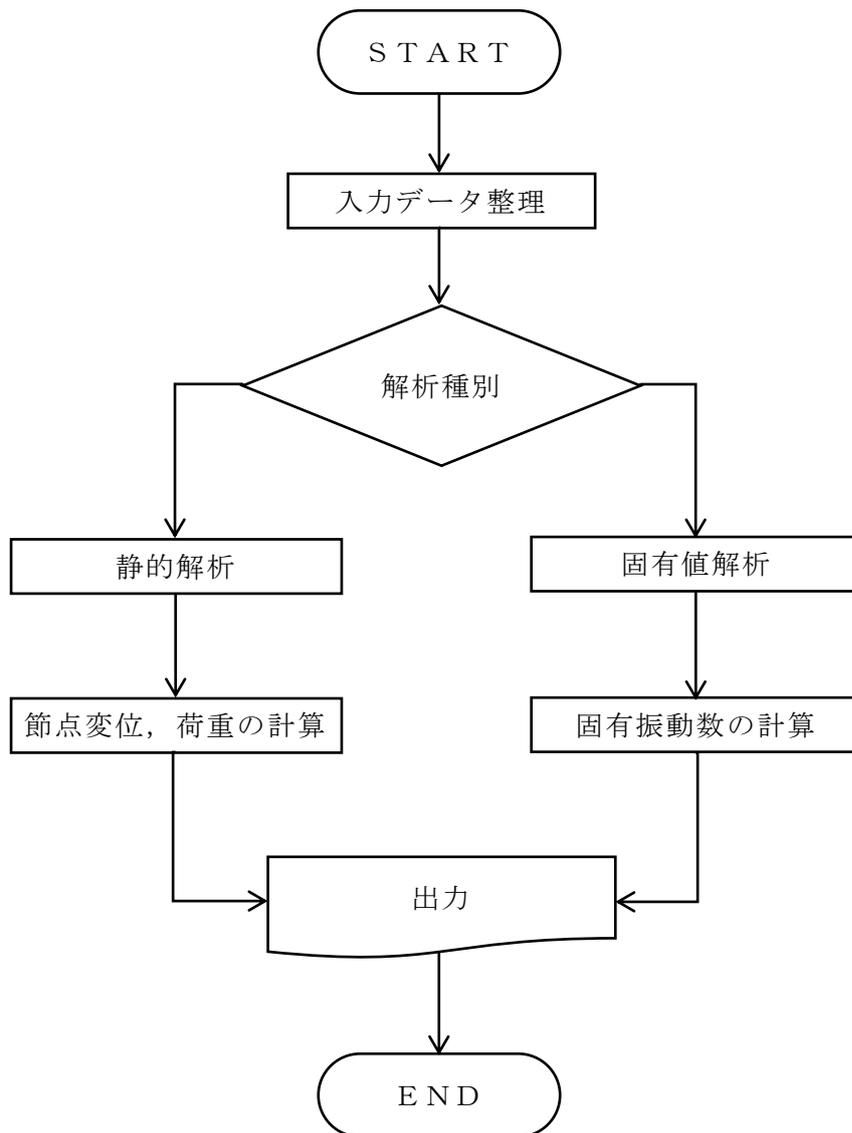


図7-15 解析フローチャート

ホ. 検証 (Verification) と妥当性確認 (Validation)

(イ) 検証 (Verification)

今回の解析に用いた解析コードNSAFEの検証として、曲げモーメント及び固有値についてNSAFEによる解析結果と理論式により算定する理論解との比較検証を行う。

① 解析ケース

表7-9に示す2ケースについて解析を行い、別法による結果と比較する。

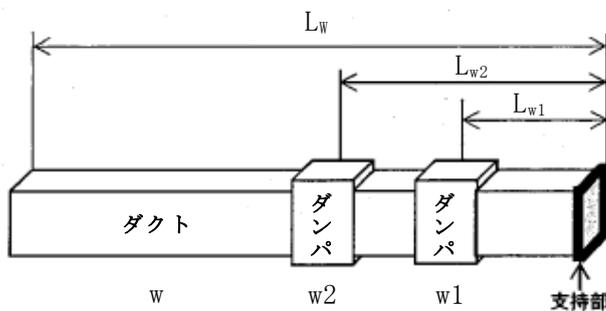
表7-8 検証ケース

ケース	解析種別	内容	要素	条件
1	静的解析	片持ちばりの自重及び集中重量による固定端モーメント	はり要素	角ダクト, 一様密度, 集中重量
2	固有値解析	片持ちばりの固有振動数		

② 解析条件

任意のダクトサイズ及びダンパを使用した解析モデルを使用する。

図7-16に解析条件を, 図7-17に解析モデル図を示す。



ダクト質量	w	17	(kg/m)
ダクト長さ	L_w	1820	(mm)
付加質量1	w1	750	(kg)
付加距離1	L_{w1}	820	(mm)
付加質量2	w2	900	(kg)
付加距離2	L_{w2}	1170	(mm)
設計震度	α	1.23	(—)
断面二次モーメント	I	1.285×10^7	(mm ⁴)
縦弾性係数	E	201036	(MPa)

図7-16 解析条件

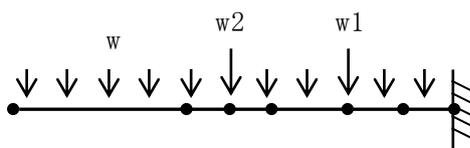


図7-17 解析モデル（使用要素：はり要素）

③ 解析結果

- ・解析結果と理論解との比較（ケース1）

表7-10に解析結果と理論解との曲げモーメントの比較結果を示す。表7-10に示すとおり，解析結果と理論解は概ね一致しており，解析コードN S A F Eが検証されていることを確認した。

表7-9 解析結果と理論解の比較

（単位：N・m）

比較項目	理論解*	解析結果	誤差
M_{max} (固定端モーメント)	20453.044	20453.035	0.009

注記*：理論解は下記の式で計算する。

$$M_{max} = \left(\frac{w \cdot (L_w)^2}{2} + w1 \cdot L_{w1} + w2 \cdot L_{w2} \right) \cdot \alpha$$

（出典：機械工学便覧）

- ・解析結果と理論解との比較（ケース2）

表7-11に解析結果と理論解との固有振動数の比較結果を示す。表7-11に示すとおり，解析結果と理論解は概ね一致しており，解析コードN S A F Eが検証されていることを確認した。

表7-10 解析結果と理論解の比較

（単位：Hz）

次数	理論解*	解析結果	誤差
一次	10.1663	9.7450	0.4213

注記*：理論解は下記の式で計算する。

$$fd = \frac{\omega c}{2 \cdot \pi}$$

ωc : 固有角振動数

$$\frac{1}{\omega c^2} = \frac{1}{\omega_0^2} + \frac{1}{\omega_1^2} + \frac{1}{\omega_2^2}$$

$$\omega_0 = \frac{\lambda^2}{(L_w)^2} \sqrt{\frac{E \cdot I}{w'}} \quad , \quad w' = w/1000 \quad , \quad \lambda = 1.875$$

(出典：機械工学便覧，機械設計便覧)

$$\omega_1 = \sqrt{\frac{3 \cdot E \cdot I}{w_1' \cdot (L_{w1})^3}} \quad , \quad w_1' = w_1/1000$$

$$\omega_2 = \sqrt{\frac{3 \cdot E \cdot I}{w_2' \cdot (L_{w2})^3}} \quad , \quad w_2' = w_2/1000$$

(出典：機械設計便覧)

(ロ) 妥当性確認 (Validation)

本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。

- ・原子力の分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。
- ・今回の工事計画認可申請で行うはりモデルによるダクトの曲げモーメント及び固有値の算定の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲にあることを確認している。

(ハ) 評価結果

(イ)及び(ロ)より、本解析コードを使用目的に示す曲げモーメント及び固有値の算定に用いることは妥当である。

重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について

チャンネルボックスは、チャンネルファスナによって上部タイプレートに結合されており、重量物落下時はチャンネルファスナを通じて上部タイプレートと一体としてふるまうこととなる。このため重量物落下時の荷重の一部はチャンネルボックスにも作用するが、その荷重は摩擦によってスペーサ及び下部タイプレートに作用する。スペーサは2本のウォータロッドのうちの1本で上下方向の位置が保持されている。したがって、重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重の一部は、下部タイプレート及びウォータロッドにかかることになる（図1-1）。

以上を考慮すると、落下物を受ける燃料集合体にチャンネルボックスを装着しない状態を仮定し、ウォータロッドへの荷重を無視して、燃料棒のみで落下物の荷重を受け止める想定は保守的であると考えられる。

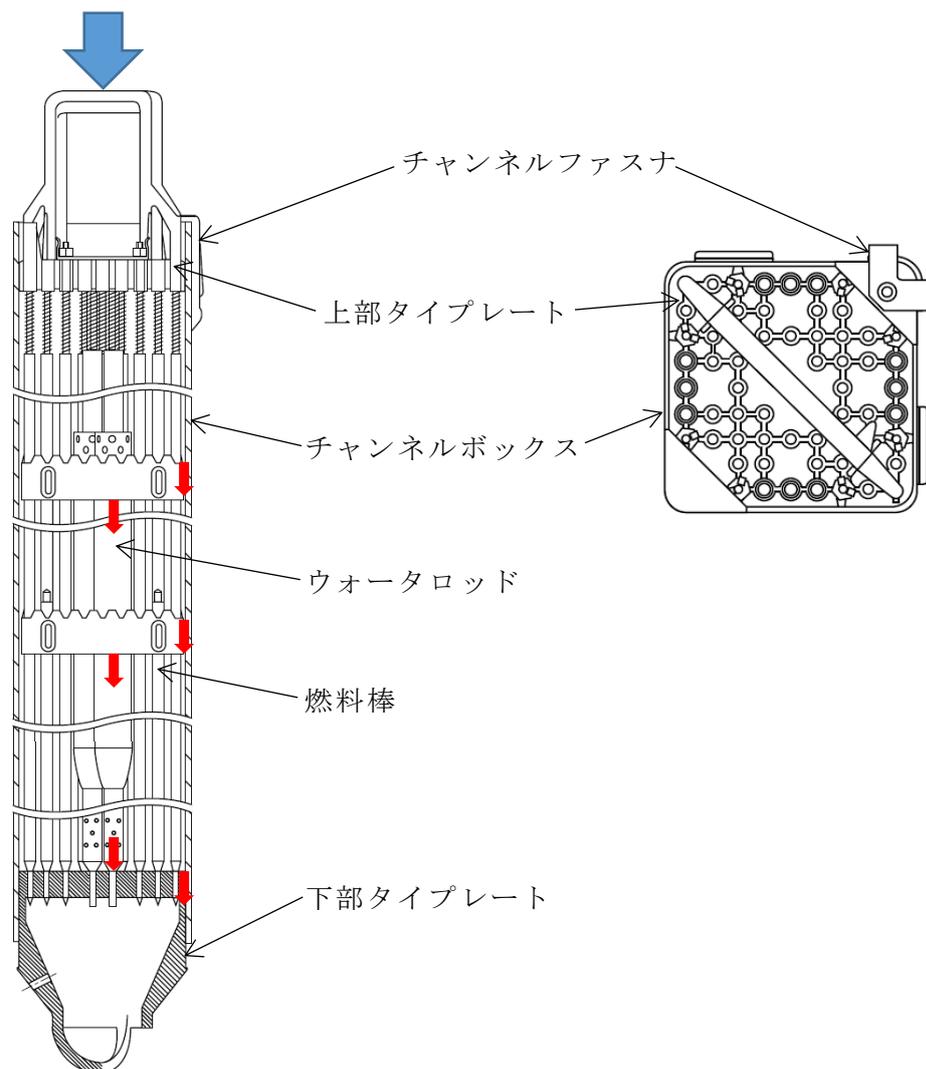


図1-1 チャンネルボックスの受ける荷重について

使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

に係る補足説明資料

目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性 ..	1-1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	2-1
3. スプレイ設備に係る安全性向上対応	3-1
4. 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却時の系統概要図	4-1
別添 1 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価	別 1-1
別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価	別 2-1
別添 3 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価.....	別 3-1

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性

(1) 燃料取出し期間（10日）の妥当性

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量の評価条件のうち、原子炉を停止してから使用済燃料貯蔵プールへの使用済燃料の取出し完了までの期間は、保守的に10日として評価するが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・10日は、定期検査主要工程表における約15.5日と比較し保守的な設定となっている（図1-1参照）。
- ・過去の全燃料取出しを行った定期検査実績と比較しても保守的な設定である（表1-1参照）。
- ・使用済燃料貯蔵プール内燃料の崩壊熱は、全燃料取出し直後が最大となる。



図1-1 定期検査主要工程

表1-1 過去の全燃料取出しを行った定期検査での燃料取出し完了までの期間（実績）

定期検査回数	定期検査実績	備考
第1回	8日	部分燃料取出しのため除外
第2回	6日	部分燃料取出しのため除外
第3回	12日	部分燃料取出しのため除外
第4回	25日	
第5回	49日	
第6回	14日	
第7回	28日	
第8回	99日	中越沖地震による中間停止から全燃料取出し完了までの期間
第9回	29日	部分燃料取出しのため除外
第10回	32日	

(2) 停止期間（70日）の妥当性

a. 7号機の停止期間の実績

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量の評価条件のうち、停止期間は70日として評価しているが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・過去の7号機の定期検査実績と比較しても保守的な設定である（表1-2参照）。

表1-2 過去の定期検査での停止期間（実績）

定期検査回数	定期検査実績	備考
第1回	55日	部分燃料取出しのため除外
第2回	45日	部分燃料取出しのため除外
第3回	50日	部分燃料取出しのため除外
第4回	111日	
第5回	119日	
第6回	115日	
第7回	105日	
第8回	553日	中越沖地震による中間停止後の定期検査開始日からの期間
第9回	72日	部分燃料取出しのため除外

b. 6, 7号機の停止期間の実績及び平均日数

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量の評価条件のうち、停止期間は70日として評価しているが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・過去の6, 7号機の定期検査実績における停止日数の平均と比較しても保守的な設定である（表1-3参照）。

表1-3 過去の定期検査での停止期間（実績）及び平均日数

定期検査回数	定期検査実績			
	6号機	燃料取出し の方法	7号機	燃料取出し の方法
第1回	61日	部分取出	55日	部分取出
第2回	44日	部分取出	45日	部分取出
第3回	53日	部分取出	50日	部分取出
第4回	66日	全数取出	111日	全数取出
第5回	103日	全数取出	119日	全数取出
第6回	98日	全数取出	115日	全数取出
第7回	125日	部分取出	105日	全数取出
第8回	831日	全数取出	553日	全数取出
第9回	88日	部分取出	72日	部分取出
第8回を除く停止 日数の平均	80日	—	84日	—

表1-3に示すとおり、全燃料取出しを実施した中で停止期間実績が最短となるのは、6号機の第4回施設定期検査の66日であり、評価条件の70日を下回るが、新潟県中越沖地震後の第8回施設定期検査を除く停止日数の平均の80日に対しては保守的な設定となっている。

また、原子炉停止時の使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱において支配的なのは定検時取出燃料であり、1サイクル以上冷却された燃料体の影響は小さい。そのため、燃料取出し期間（10日）の設定に比べて、停止期間（70日）の設定が崩壊熱評価に与える影響は小さいといえる。

なお、崩壊熱評価で得られた値から求められる使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量に対して、可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドにより使用済燃料貯蔵プール内へ注水又はスプレイできる水の量には余裕があるため、停止期間が66日となった場合においても、十分な冷却能力を有している。

2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量の評価条件における、使用済燃料貯蔵プール内の発熱量は、使用済燃料の崩壊熱を用いて算出している。

使用済燃料貯蔵プール内には、使用済燃料の他に線源として使用済制御棒が存在するが、使用済制御棒が発熱の上昇に寄与すると仮定した場合でも、その発熱量は 200 kW 程度*1であり、使用済燃料の崩壊熱である約 10.9 MW と比較して十分小さく、使用済燃料貯蔵プール水の発熱量に有意な影響を与えない。

注記 *1：制御棒による発熱量は下式により算出した。

$$\begin{aligned} \text{発熱量} &= \text{制御棒放射能} \times (\text{ガンマ線エネルギー} + \text{ベータ線エネルギー}) \\ &\times 1.6 \times 10^{-19} \end{aligned}$$

ここで制御棒放射能は添付書類「V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」で示すガンマ線の線源強度に基づき算出している。なお、主要な放射性核種が ^{181}Hf , ^{182}Ta , ^{58}Co , ^{54}Mn 等であることから、ベータ線については、ガンマ線エネルギー以下と考えられるため、ベータ線エネルギーはガンマ線エネルギーと同じ値として算出している。

3. スプレー設備に係る安全性向上対応

米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）は、2001年の同時多発テロを受け、「暫定防護・安全補償対策」命令（Interim Safeguards and Security Compensatory Measures）を2002年2月25日付で事業者に出しており、この命令の添付書類2（暫定補償対策：非公開）のうち、B.5.b項（非公開）で「航空機衝突を含め、大規模火災、爆発等により施設の大部分が損なわれた場合に、炉心、格納容器、使用済燃料貯蔵プールの冷却能力を維持又は復旧させるための緩和措置の策定」を要求している。（このため、緩和措置は「B.5.b」と称されている。）

その後、B.5.bの要求事項は、NRC規則10CFR50.54(hh)項に取り込まれている。

10CFR50.54(hh)(2)

Each licensee shall develop and implement guidance and strategies intended to maintain or restore core cooling, containment, and spent fuel pool cooling capabilities under the circumstances associated with loss of large areas of the plant due to explosions or fire, to include strategies in the following areas:

(i) Fire fighting;

(ii) Operations to mitigate fuel damage; and

(iii) Action to minimize radiological release.

このB.5.bのフェーズ2（使用済燃料貯蔵プール）、3（炉心冷却、格納容器）への対応のため、原子力エネルギー協会（NEI）はガイドライン（NEI-06-12 B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline；以下「NEIガイド」という。）を作成し、NRCからRevision2がエンドースされている。（参考；フェーズ1は、利用可能な資材と人員。NEIガイドの最新版は、Revision3。）

NEIガイドでは、使用済燃料貯蔵プールへのスプレーに関し、以下の記載がある。

- ・独立した動力を有する可搬ポンプにより、少なくとも1ユニットあたり200gpm（約45.4m³/h）のスプレーを行うこと。
- ・使用済燃料貯蔵プール内燃料へのスプレー量を見積もり、スプレー量を決定する。
- ・スプレーは、高温燃料の貯蔵位置と整合させる必要がある。

ただし、これらの措置は、使用済燃料貯蔵プールが地下に設置されており、ドレンできないサイトには要求されない旨、NRCから通知されているとの注記もある。

以上を踏まえ、更なる安全性向上を目的に、以下の対応を実施する。

(1) 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

可搬型スプレイヘッダは、使用済燃料貯蔵プール近傍へ設置し、約 48m³/h の流量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEI ガイド要求（約 45.4m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づくスプレイ分布を別添 1 の図 1-1 に、使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッダの設置位置とスプレイ分布を別添 1 の図 1-2 に示す。

NEI ガイド要求を上回るスプレイ量（約 48m³/h）を確保することにより、使用済燃料貯蔵プールに対し蒸発量（約 19m³/h）を上回るスプレイ量（使用済燃料貯蔵プール南側からスプレイする場合：約 ，北側からスプレイする場合：約 ）が確保できると評価できる（可搬型スプレイヘッダのスプレイ試験については別添 1 参照）。

常設スプレイヘッダは、使用済燃料貯蔵プール近傍へ設置し、約 132～147m³/h の流量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEI ガイド要求（約 45.4m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づく使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ分布を別添 1 の図 1-6 に示す。

スプレイ試験に基づく、別添 1 の図 1-6 と図 1-2 の比較より、常設スプレイヘッダを使用した場合、可搬型スプレイヘッダを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量が確保できることから、可搬型スプレイヘッダを使用した場合と同様に蒸発量（約 19m³/h）を上回るスプレイ量が確保できると評価できる（常設スプレイヘッダのスプレイ試験については別添 1 参照）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等に向けたスプレイによる冷却効果を向上させるため、崩壊熱の大部分を占める取出燃料（高温燃料）については、施設定期検査中、使用済燃料貯蔵プール内で分散配置を考慮し貯蔵する。

これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水との直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

スプレイ水は、直接スプレイされない場合でも、使用済燃料貯蔵プール周辺からの流れ込みや使用済燃料貯蔵プール雰囲気温度の冷却等、間接的に冷却に寄与できる。また、熱交換が十分に行われる前にスプレイ水が使用済燃料内を流下する場合であっても、使用済燃料貯蔵プール下層部雰囲気温度の冷却に寄与できる。

スプレイ水の供給量が崩壊熱による蒸発量を上回ることから、使用済燃料貯蔵プール内雰囲気を 100℃の飽和蒸気と仮定し、これと熱平衡状態にあるときの取出燃料の

被覆管表面温度を評価したところ、200℃を下回る結果となり、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水の反応が生じる温度（900℃以上*1）を十分に下回ることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。取出燃料の燃料被覆管表面温度評価を別添2に示す。

なお、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいの発生により、使用済燃料貯蔵プール水位がサイフォンブレイク孔設置高さ以下まで低下し、かつ現場手動弁の閉操作を実施した場合においても漏えいが停止できず、水位低下が継続する場合において、使用済燃料貯蔵プールへのスプレイを実施するものの水位低下が継続し、燃料がすべて露出した状態におけるスプレイ冷却を考慮している。

注記*1：「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（原子力安全委員会）

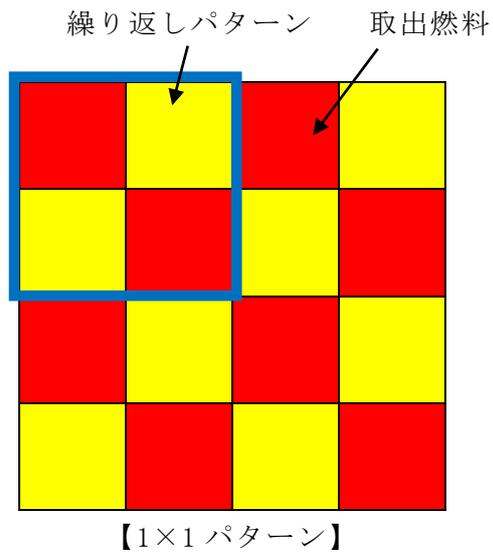


図 3-1 分散配置パターンの例

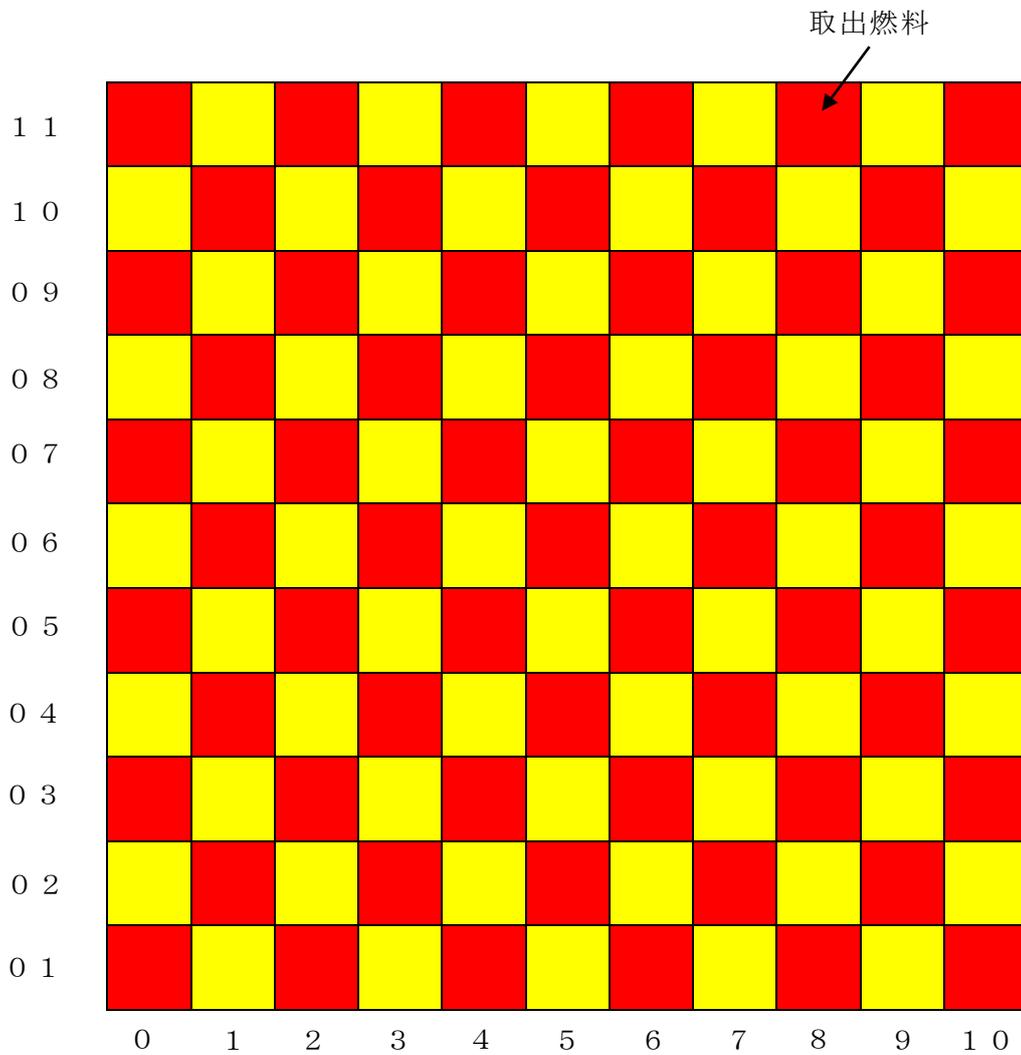


図 3-2 取出燃料を 121 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

4. 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却時の系統概要図
 V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」の図 4-1 における、代替原子炉補機冷却系の系統概要図を図 4-1 及び図 4-2 に示す。

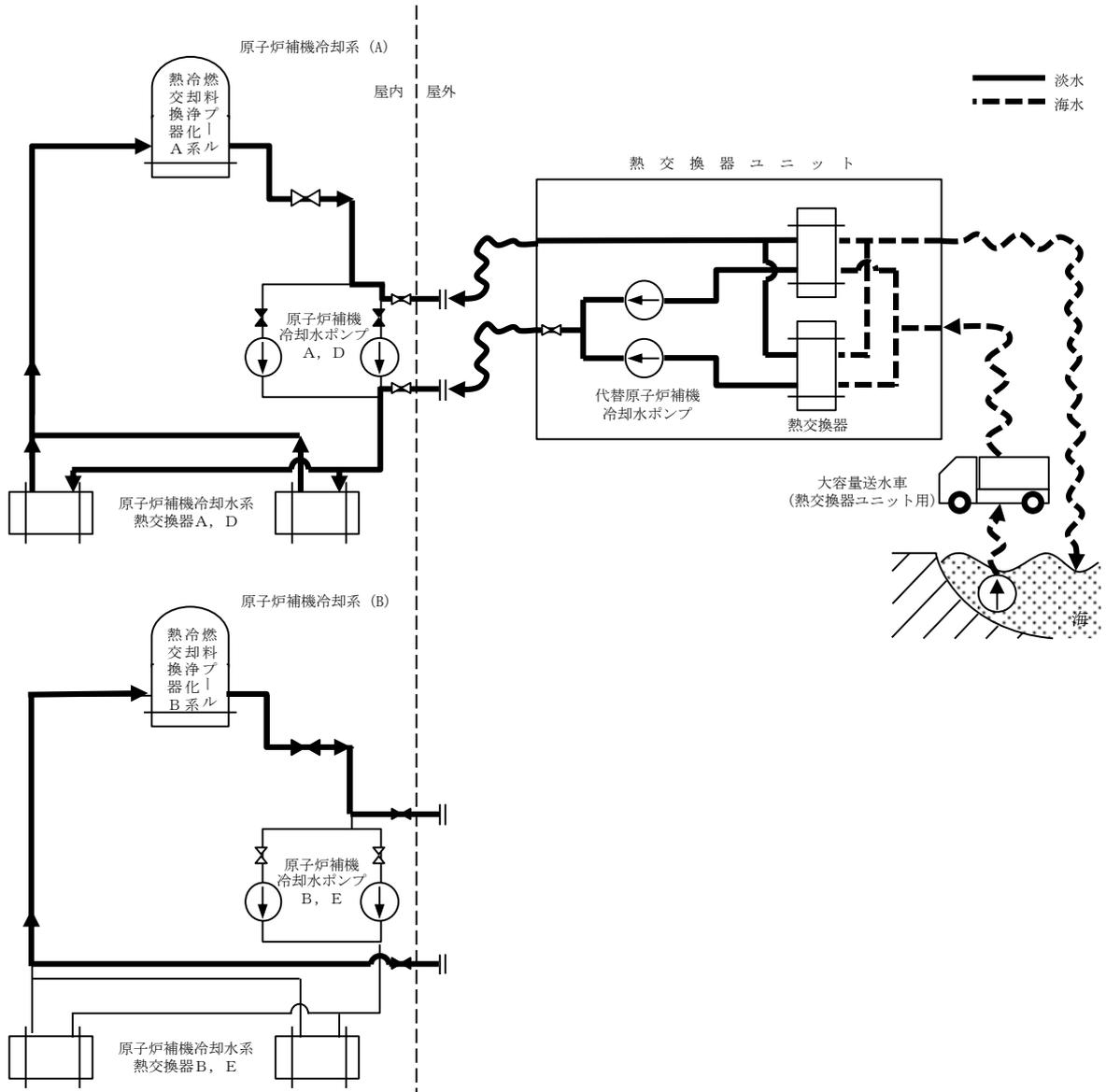


図 4-1 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系
 熱交換器冷却時の系統概要図
 (熱交換器ユニット P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000 を使用する場合)

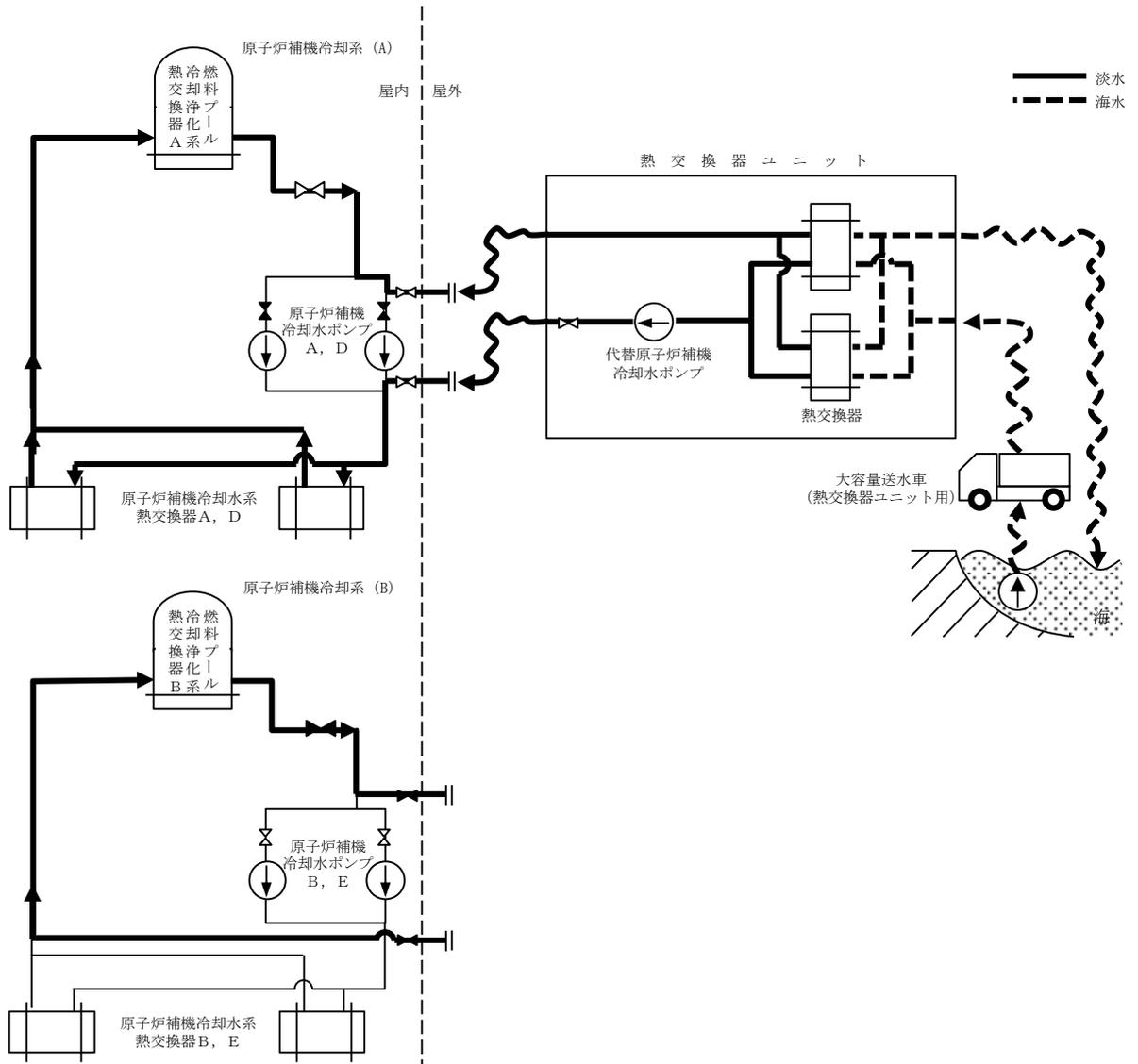


図 4-2 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系
熱交換器冷却時の系統概要図
(熱交換器ユニット P27-D1000, P27-D5000 を使用する場合)

使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

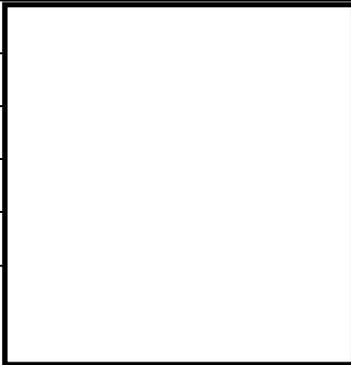
柏崎刈羽原子力発電所第7号機で採用する可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機でのスプレイヘッドの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

1. 可搬型スプレイヘッド

(1) スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

a. スプレイ試験条件

表 1-1 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量（霧状）	<input type="text"/> (約 48m ³ /h)
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド（ノズル）仰角	
スプレイヘッド（ノズル）自動旋回角度	
スプレイ時間	
スプレイヘッド設置高さ	
測定用の容器	
可搬型スプレイヘッド台数	1 台

b. スプレイ試験結果

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図 1-1、スプレイ状態の状況を図 1-2 に示す。

また、水量の計測結果は図 1-3 のとおりである。図中の○位置に置かれた容器に、入ったスプレイ量を色分けして示す。



図 1-1 スプレイ前の状況



図 1-2 スプレイ状態の試験状況

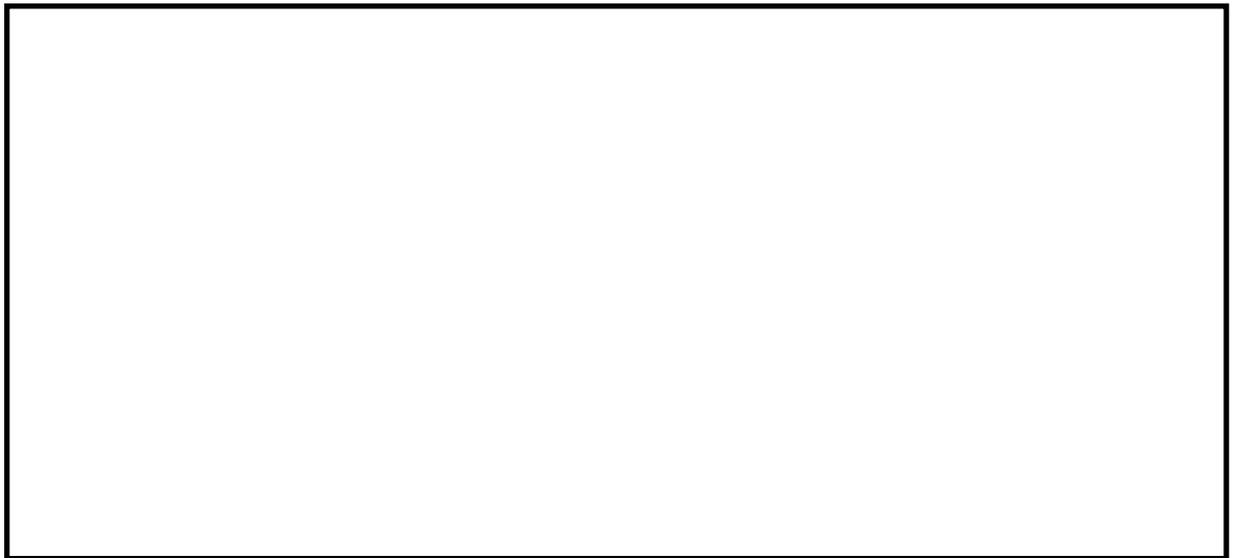


図 1-3 スpray 分布

(2) 使用済燃料貯蔵プールへの Spray 量の評価

図 1-3 の Spray 分布に基づき、可搬型 Spray ヘッドの設置位置から使用済燃料貯蔵プールへの Spray 量を評価した。

図 1-4 に、 Spray 分布と使用済燃料貯蔵プールとの位置関係を示す。

Spray 試験では、等間隔に配置した容器で Spray 量が計量されているが、このうち使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域に含まれる容器は、使用済燃料貯蔵プールの南側から Spray する場合は 34 個、北側から Spray する場合は 38 個あり、南側から Spray する場合は平均 []、北側から Spray する場合は平均 [] の Spray 量があった。この値から使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域の面積 (119.9m²) に相当する Spray 量を求めたところ、南側から Spray する場合は約 []、北側から Spray する場合は約 [] と評価される。

【算出方法】

- ① 図 1-4 から使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域に入る容器数を数える。
- ② 抽出した容器の計量値を合計する。
- ③ 上記の合計水量を容器数で割り、容器 1 個当たりの平均値を算出する。
- ④ 容器 1 個の面積と使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域の面積の比率から注水量を算出する。

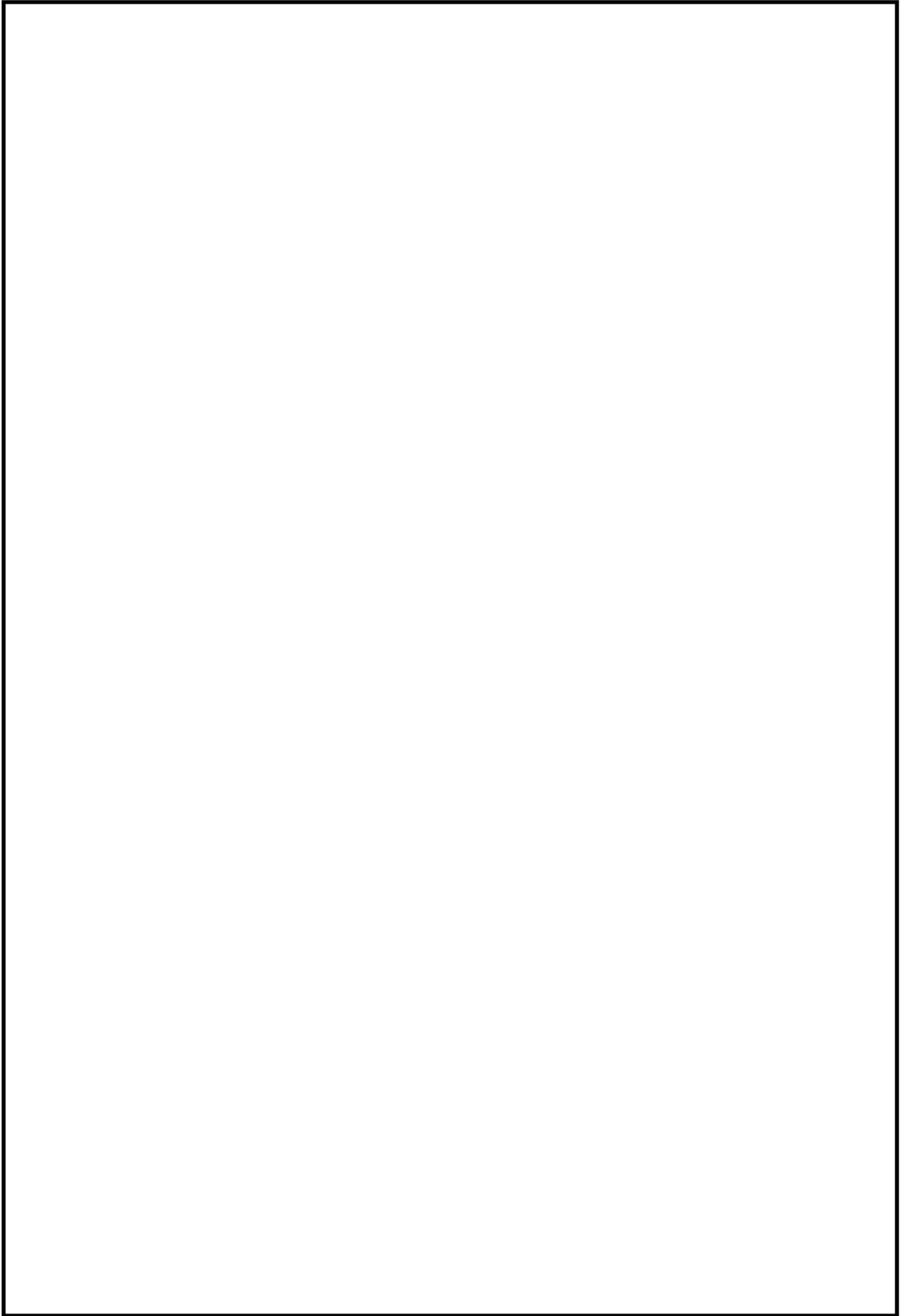


図 1-4 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの
設置位置とスプレイ分布

別 1-4

2. 常設スプレイヘッダ

(1) 設計条件

a. 使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の配置

使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を取り出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」、他号機からの輸送燃料を含めたその他の1サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の2つのエリアに分け、「高温燃料域」は取り出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に2炉心分以上のエリアを確保する。

b. 使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却期間

使用済燃料貯蔵プール内の崩壊熱は、1体当たりの発熱量で定義し、高温燃料域は取り出し直後の最大の崩壊熱の燃料体等で満たされ、低温燃料域は1サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料体等で満たされているとする。

c. 必要スプレイ流量

(a) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。

(b) 必要スプレイ流量

必要スプレイ流量は、使用済燃料貯蔵ラック内に入るスプレイ流量とし、実機スケールの実証試験により、燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する流量を測定する（使用済燃料貯蔵プール外へ漏れるスプレイ流量や、使用済燃料貯蔵ラック外表面に付着したスプレイ水による使用済燃料貯蔵ラックを介した伝熱、使用済燃料貯蔵プール内部を冷却することによる輻射伝熱等は、崩壊熱の除去に寄与しないとする）。

なお、本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから、実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで、必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け、スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても、一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。

(2) 使用済燃料貯蔵プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

- ・崩壊熱計算：May-Witt を使用
- ・1 炉心取出しまでの期間：10 日間
- ・定期検査期間：70 日
- ・運転期間：426 日
- ・不確定性：May-Witt の不確定性として 10%を考慮
- ・最大照射期間：5 サイクル (1.84×10^8 秒)
- ・燃料集合体の熱出力（7 号機）：

b. 評価結果

高温燃料域及び低温燃料域の燃料体等 1 体当たりの最大の崩壊熱量は、以下のようになる。高温燃料域については照射期間 5 サイクルの取出し直後の燃料，低温燃料域については照射期間 5 サイクルで 1 サイクル冷却された燃料の崩壊熱が最大となった。

- ・高温燃料域：
- ・低温燃料域：

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき、崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。

- ・使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等は全露出している状態を想定
- ・崩壊熱の除熱効果は、スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを期待
- ・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

b. 評価条件

- ・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
- ・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m³/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]は、以下の計算式を用いて評価を行う。

$$\text{高温燃料域} : V_{AH} = Q_H \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

$$\text{低温燃料域} : V_{AL} = Q_L \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

V_{AH} : 高温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]

V_{AL} : 低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]

Q_H : 高温燃料の 1 体当りの最大崩壊熱[kW/体]

Q_L : 低温燃料の 1 体当りの最大崩壊熱[kW/体]

H_{sh} : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m³/kg]

A_{ch} : チャンネルボックス 1 本当りの面積[m²/本]

d. 評価結果

表 1-2 単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量
高温燃料域 (取出し直後)	<input type="text"/>
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	<input type="text"/>

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さとして仮定し、実機寸法を模擬して図1-5のようにポンプ、流量計、流量調整弁、ヘッダ管、ノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより使用済燃料貯蔵プール壁面を模擬することで、実機使用済燃料貯蔵プールと同様のスプレイ状態で試験可能とした。

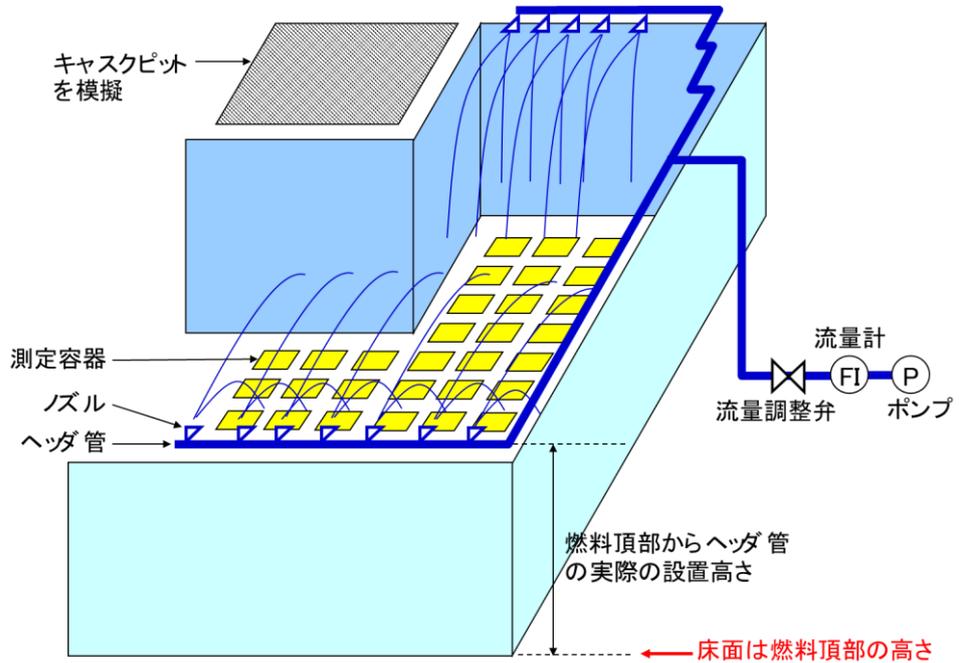


図1-5 試験設備概要図

b. 測定条件

- ・スプレイ時間：2min
- ・測定容器開口面積：318 mm×318 mm

c. 判定基準

表1-3 スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

d. 測定結果

(a) スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図1-6、スプレイ状態の状況を図1-7に示す。

図1-7のスプレイ状態から、スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。



図1-6 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m³/h）



図1-7 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m³/h）

(b) 必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を表 1-4 に示す。

表 1-4 のとおり, 単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を 2 炉心以上確保し, 全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また, 必要スプレイ流量は, 下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。図 1-8 にスプレイ分布と燃料配置を示す。

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m³/h)

表 1-4 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック



図 1-8 使用済燃料貯蔵プールのスプレイ時のスプレイ分布

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概要

使用済燃料貯蔵プール内の燃料へのスプレーによる冷却については、スプレー水が使用済燃料貯蔵プール内燃料体等全面をカバーしていることから、スプレー水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレー水の供給能力は使用済燃料貯蔵プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

スプレー水は、燃料等との接触により、燃料集合体周りに水蒸気を発生させ、燃料から水蒸気への輻射及び水蒸気の大気による冷却も可能である。

したがって、スプレー量の少ない位置にある燃料においても、燃料から水蒸気への輻射及び水蒸気の大気により冷却できる。この水蒸気の流れについて模式的に表したものを図2-1に示す。

本評価においては、スプレー水と燃料の接触による冷却の寄与がないものとし、使用済燃料貯蔵プール内雰囲気を熱伝達率がスプレー水よりも小さい100℃の飽和蒸気と仮定して、輻射及び対流のみによる燃料被覆管表面温度を評価した。

具体的には、取出燃料からの崩壊熱と輻射及び対流による除熱が熱平衡となる時の燃料被覆管表面温度を評価した。

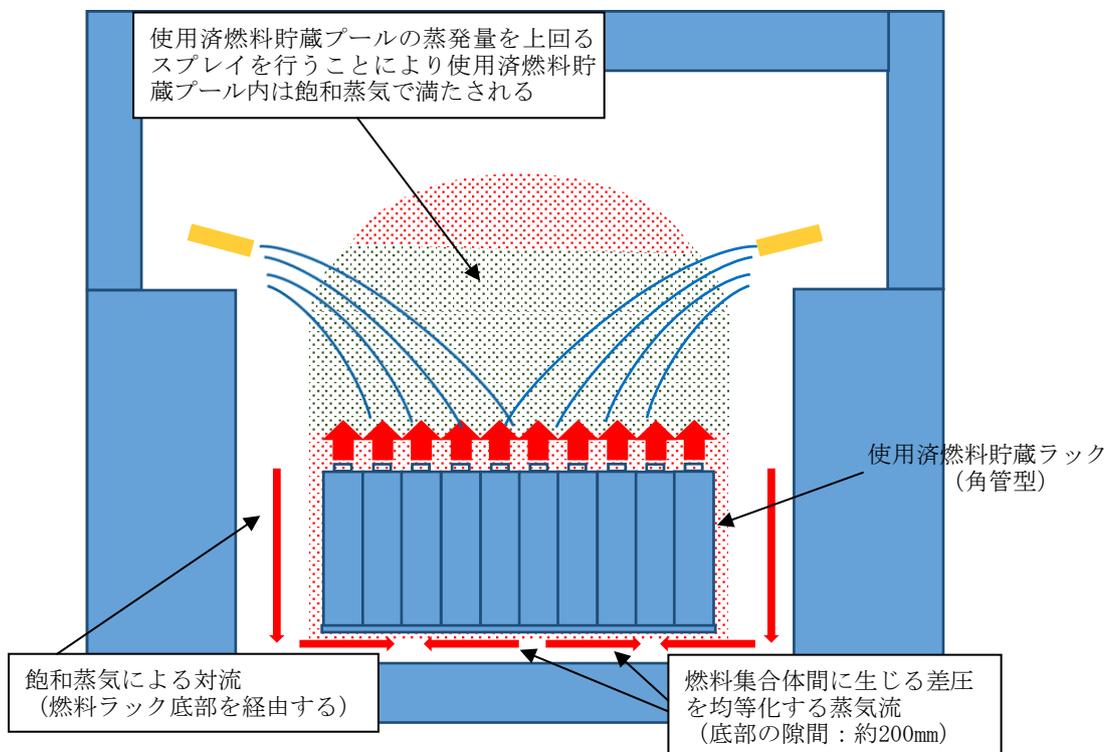


図2-1 スプレーによる水蒸気の流れ

2. 評価条件

- ・放熱面積 : 取出燃料の燃料被覆管表面積 (約9.20 m²) 1 体
- ・崩壊熱 : 取出燃料 (約10.7 kW) 1 体
- ・使用済燃料貯蔵プール雰囲気 : 100 °Cの飽和蒸気
- ・放熱手段 : 対流及び輻射

3. 評価方法

(1) 放熱面積A (約9.20 m²)

$$A = \pi \times D_{rod} \times (L \times N_{rod} + L' \times N_{rod}') \times N_{fa1} \doteq 9.20 \text{ [m}^2\text{]}$$

ここで,

- D_{rod} : 燃料棒外径 (1.12×10⁻² m)
- N_{rod} : 燃料集合体あたりの長尺燃料棒数 (66 本)
- N_{rod'} : 燃料集合体あたりの短尺燃料棒数 (8 本)
- L : 長尺燃料棒有効長さ (3.71 m)
- L' : 短尺燃料棒有効長さ (2.16 m)
- N_{fa1} : 燃料集合体数 (1 体)

(2) 崩壊熱B (約10.7kW)

添付書類「V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」表3-1の崩壊熱を用いて,

$$B = Dh \div N_{fa2} \doteq 10.7 \times 10^3 \text{ [W]}$$

ここで,

- Dh : 定検検査時取出燃料の崩壊熱 (9.34×10⁶ W [9×9 (A型) 燃料])
- N_{fa2} : 燃料集合体数 (872 体 : 定検検査時取出燃料体数 [9×9 (A型) 燃料])

(3) 対流及び輻射による放熱C, D (C+D=崩壊熱B)

対流及び輻射による放熱は, 以下の式を満足することから, その合計が崩壊熱と等しくなる燃料被覆管表面温度 (TS) を求める。

(対流) C

$$C = (TS - TA) \times A \times h$$

(輻射) D

$$D = ((TS + T_0)^4 - (TA + T_0)^4) \times A \times f \times \sigma \times F_{12}$$

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

TA : 雰囲気温度 (100 °C)

(スプレイ水が崩壊熱による蒸発量を上回ることから熱平衡状態を仮定)

h : 対流熱伝達率 (9.23 W/m²・K)

$$\left(\begin{array}{l} h = \frac{k \cdot Nu}{d} \\ k : 100^{\circ}\text{Cの空気の熱伝導率 (0.0315 W/m} \cdot \text{k) } *1 \\ d : \text{チャンネル} \cdot \text{ボックス内の等価直径 (0.0149 m)} \\ Nu : \text{ヌセルト数 (4.36) } *1 \end{array} \right)$$

f : 輻射率 (0.675)

$$\left(\begin{array}{l} f = \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1} \\ \varepsilon_1 : \text{燃料棒の輻射率 (0.7) } *2 \\ \varepsilon_2 : \text{水の輻射率 (0.95) } *1 \end{array} \right)$$

σ : Stefan-Boltzmann定数 (5.67×10⁻⁸ W/m²・K⁴) *1

T₀ : 絶対温度への換算値 (273.15)

F₁₂ : 形態係数 (1)

(燃料被覆管からの輻射のうち、スプレイ水に吸収される割合。本評価のように燃料棒及びスプレイ水間の輻射を同軸円筒面間モデルとした場合、形態係数は1*1となる。また、同軸円筒面以外の様々な面の場合でも、本評価のように燃料被覆管表面に付着する等近距離に分布した場合スプレイ水への輻射を想定すると、形態係数は0.7~0.9の間*1となると考えられ、評価結果への影響は限定的と考えられる。)

4. 評価結果

前項の式を用いて求めた結果、対流と輻射による放熱の合計が崩壊熱と等しくなる燃料被覆管表面温度 (TS) は、約161 °Cとなった (対流 : 約5.12 kW, 輻射 : 約5.60 kW)。

なお、輻射率について、燃料棒からスプレイ水 (水蒸気中の水滴) へ輻射する割合 (形態係数) を0.5とした場合は、約180 °Cとなった (対流 : 約6.74 kW, 輻射 : 約3.97 kW)。

注記 *1 : 伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会 2009)

*2 : NUREG/CR-0497

使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価

1. 概要

設備評価用地震動により発生するスロッシングによる使用済燃料貯蔵プールゲートの強度の評価について、以下に示す。

2. 評価対象機器

使用済燃料貯蔵プールゲート (大)

3. 評価方法

使用済燃料貯蔵プールゲートの強度評価には、基準地震動 S_s 条件でのスロッシング (液体揺動) 評価用速度応答スペクトルを用いて、地震時の各水深による全流体荷重 (全流体荷重 = 衝撃的荷重 + 対流的荷重 + 静水圧荷重) をハウズナー理論により算出し、プールゲートの部材に発生する応力を求め評価を実施した。

ここで、衝撃的荷重とは地震時流体慣性力、対流的荷重とはスロッシング時の流体力、静水圧荷重とは平常時の水圧を示す。図 3-1 に、地震時の使用済燃料貯蔵プール側壁 (プールゲート設置壁) の圧力分布形状を示す。

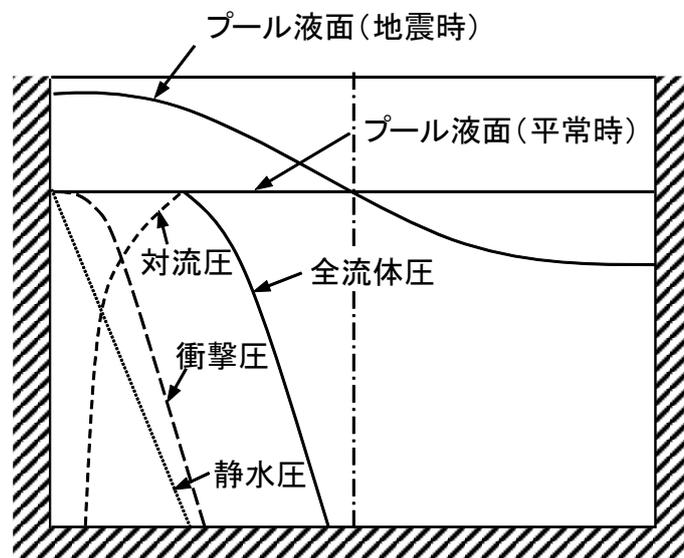


図 3-1 地震時の使用済燃料貯蔵プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

使用済燃料貯蔵プールゲートの部材に発生する応力（曲げ，せん断）が表 3-1 に示す許容応力以下であることを確認する。なお，ゲートの許容応力は，その他の支持構造物を準用して評価する。

表 3-1 部材の許容応力

許容曲げ応力 f_b	$\frac{F}{1.5} \cdot 1.5$
許容せん断応力 f_s	$\frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}} \cdot 1.5$

供用状態 C : $F = \min (1.35S_y, 0.7S_u, S_y (RT))$

部材材料 :

評価温度 :

°C（保守的な評価を行うため鋼材は環境条件の最大値を使用するが，荷重算出時の水の密度の値は 10^3kg/m^3 を使用する。）

なお，F 値は下記に示す (1) (2) (3) の最小値となる。

- (1) 最高使用温度における発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年度版（2007 年追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表 Part5 表 8（設計降伏点）に定める値の 1.35 倍の値。

- (2) 最高使用温度における発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年度版（2007 年追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表 Part5 表 9（設計引張強さ）に定める値の 0.7 倍の値。

- (3) 室温における発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年度版（2007 年追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表 Part5 表 8（設計降伏点）に定める値。

以上より，

表 3-1 の式で算出した部材の許容応力値を表 3-2 に示す。

表 3-2 部材の許容応力値

材 料	許容応力 (MPa)	
	曲 げ	せん断

5. 強度評価

使用済燃料貯蔵プールゲートの評価モデルを図3-2に示す。フレームはチャンネル鋼に厚さ mm～ mmの鋼板で補強した構造であり他の部材に比べて剛性が高いことから、評価はフレーム間に設置するプレート及びビームについて行う。各ビームの評価荷重は、対象ビームの中心レベルでの全体流体荷重を平均荷重とし、荷重範囲はビームを中心とした上下プレート高さの半分として強度評価を実施する。

また、各プレートの評価荷重はビーム間のプレート高さの中央レベルでの全流体荷重を平均荷重とし荷重範囲はビーム間として強度評価を実施する。

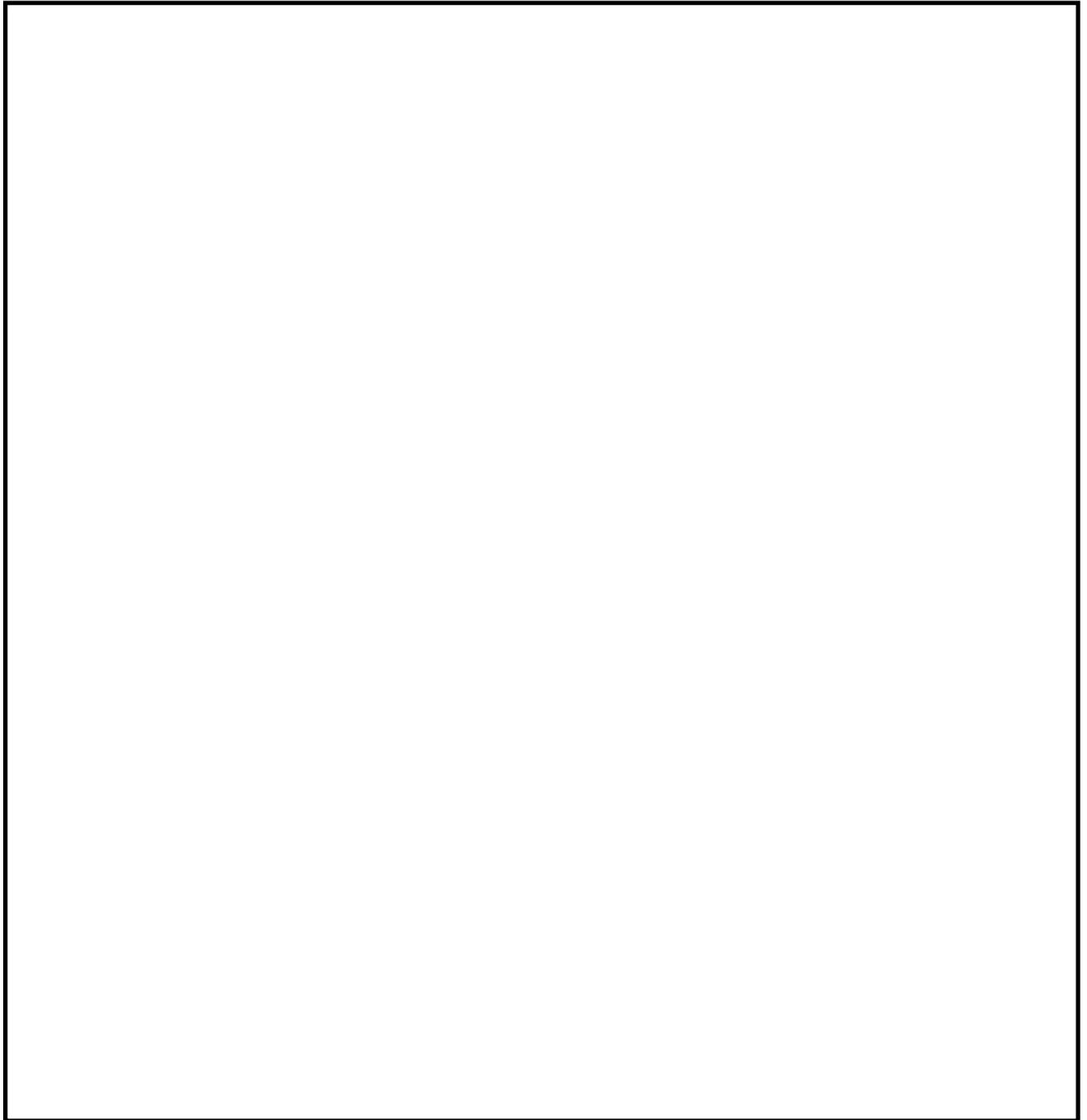


図 3-2 使用済燃料貯蔵プールゲートの評価モデル

(1) ビームの応力計算

ビームの応力は、両端支持梁の等分布荷重の計算式より求める。図3-3にビームの計算モデル図を示す。

荷重	$W = P \cdot a$	
曲げモーメント	$M = \frac{Wl^2}{8}$	*1
せん断力	$F = \frac{Wl}{2}$	*1
曲げ応力	$\sigma = \frac{M}{Z}$	
せん断応力	$\tau = \frac{F}{A}$	

ここで、

- P : 圧力
- a : 荷重範囲
- l : ビーム長さ
- Z : 断面係数
- A : 断面積

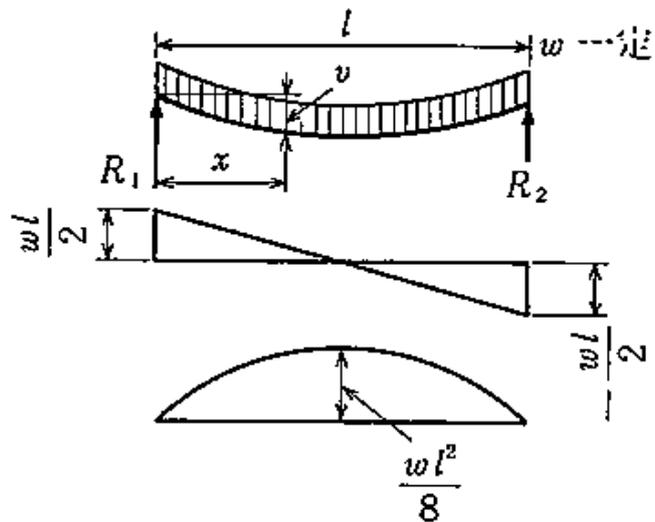


図3-3 ビームの計算モデル図*1

注記*1 : 機械工学便覧 A4編 材料力学

(2) プレーートの応力計算

プレートの応力は、4辺固定平板の等分布荷重の計算式より求める。

図3-4にプレートの計算モデル図を示す。

最大曲げ応力 $\sigma = \beta_2 \frac{Pa^2}{h^2}$ *1

せん断応力 $\tau = \frac{PS}{2(a+b)h}$

ここで、

P : 圧力

h : プレート厚さ

a : プレート高さ

b : プレート幅

S : 荷重がかかる面積($a \times b$)

β_2 : 図3-4で求めた応力係数

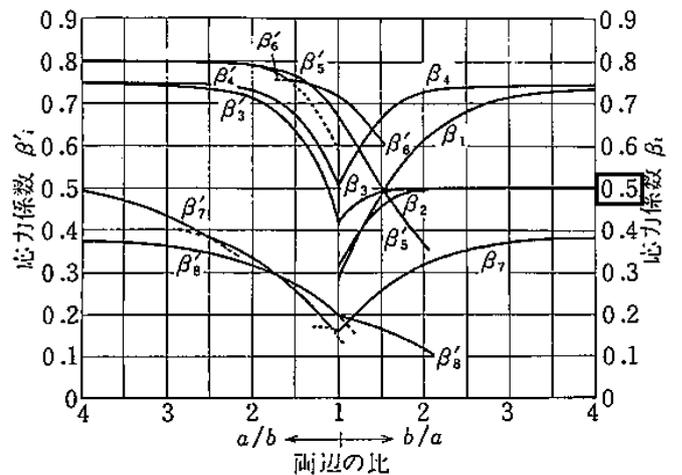
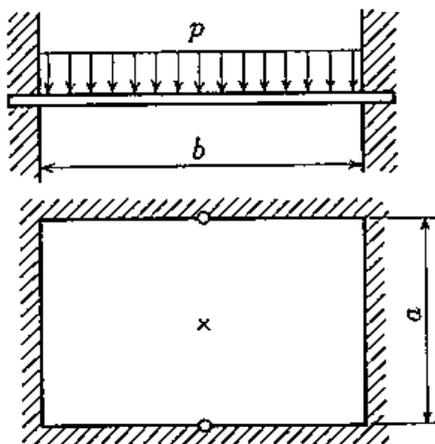


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

図3-4 プレーートの計算モデル図*1

注記*1 : 機械工学便覧 A4編 材料力学

6. 評価結果

使用済燃料貯蔵プールゲートの各ビーム及びプレートに発生する最大応力を表 3-3 に示す。

表 3-3 の結果に示すように、使用済燃料貯蔵プールゲートに基準地震動 S_s 波に基づくスロッシング荷重を考慮した強度評価において、算出応力は許容応力以下となった。

表 3-3 各部材の最大応力

評価対象	評価部材	材料	応力	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
使用済燃料貯蔵 プールゲート (大)	ビーム				
	プレート				

なお、パッキンについては図 3-5 に示すように過剰に潰れない構造としていることから、使用済燃料貯蔵プールゲートにスロッシング時のような大きな荷重がかかってもパッキンには直接作用しない。

また、パッキンは耐熱性に優れたシリコンゴムを採用しており、使用済燃料貯蔵プールに水がある °C 以下の状態での物性値低下はほとんど無い。

以上のことから使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価として問題無いことを確認した。

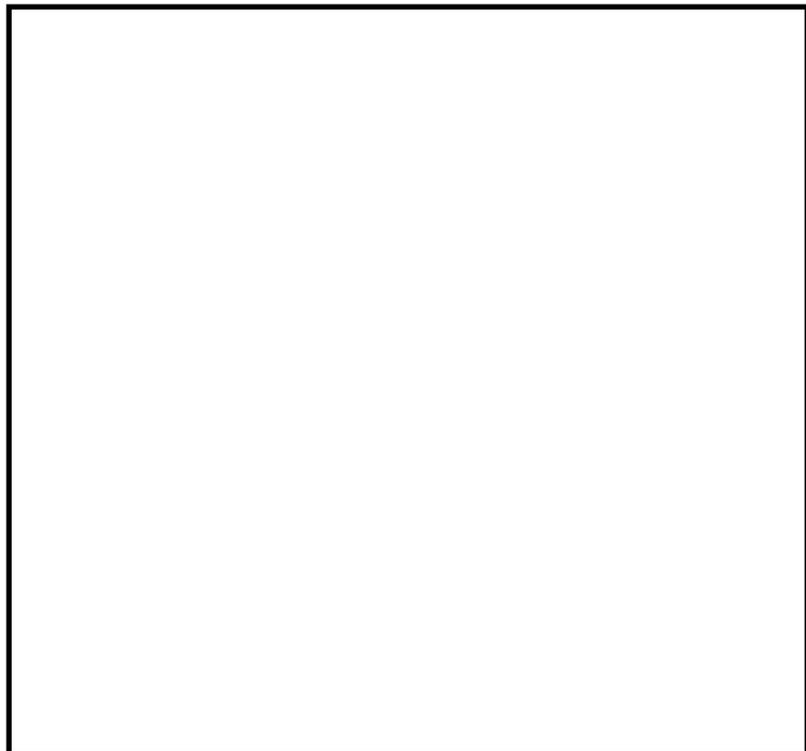


図3-5 パッキン部詳細図

使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

に係る補足説明資料

目 次

1. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の設置状況 1-1
2. 使用済燃料貯蔵プールの巡視及びサイフォンブレイク孔の健全性確認方法について 2-1
3. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔への重量物落下評価 3-1
4. 使用済燃料貯蔵プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について 4-1

1. 使用済燃料貯蔵プールサイフオンブレイク孔の設置状況

使用済燃料貯蔵プールディフューザ配管及びサイフオンブレイク孔の概略図及び現場写真を図 1-1 及び図 1-2 に示す。また、サイフオンブレイク孔の設置場所を図 1-3 に示す。

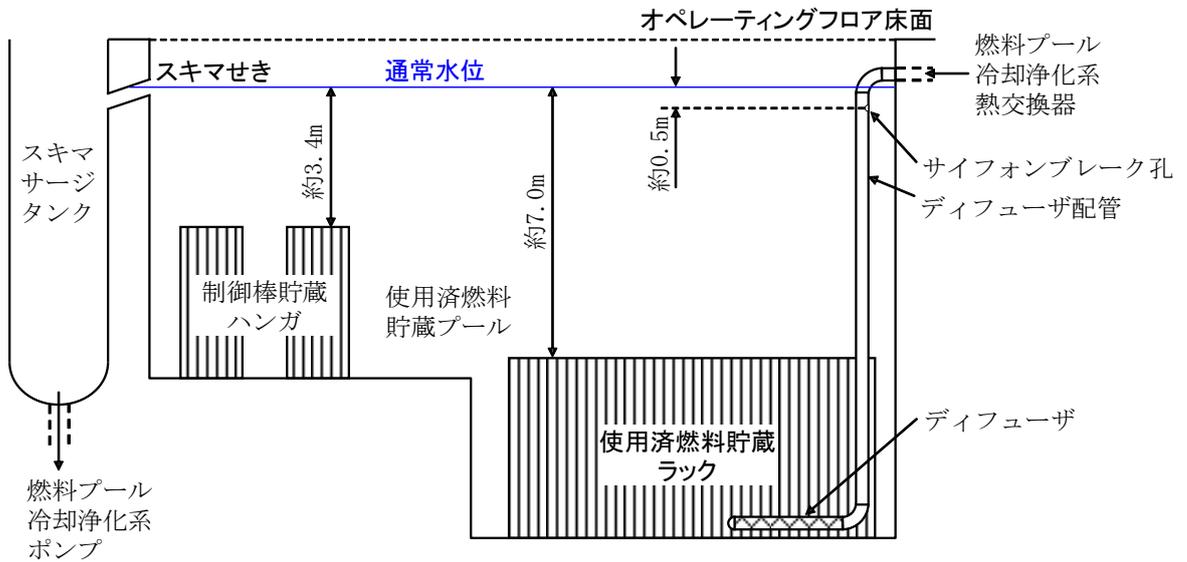


図 1-1 使用済燃料貯蔵プールに接続されている配管の概略図



図 1-2 サイフオンブレイク孔の現場写真

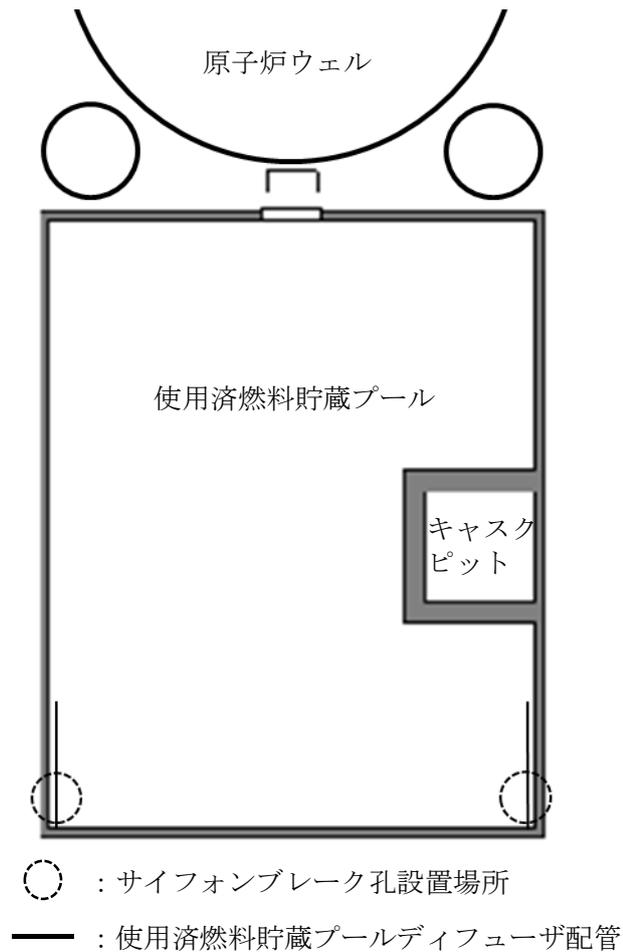


図 1-3 サイフォンブレイク孔の設置場所

サイフォンブレイク孔の仕様

サイフォンブレイク孔寸法：φ 15mm

ディフューザ配管材質：SUS304TP

耐震性について

サイフォンブレイク孔の設けられている使用済燃料貯蔵プールディフューザ配管は耐震 S クラスで設計されており，耐震性に問題はない。

2. 使用済燃料貯蔵プールの巡視及びサイフォンブレイク孔の健全性確認方法について

2.1 使用済燃料貯蔵プールの巡視について

使用済燃料貯蔵プールは、運転員により、1回／日の巡視をすることとなっており、サイフォ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及び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。

2.2 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。

3. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔への重量物落下評価

使用済燃料貯蔵プール上部より落下等によりサイフォンブレイク孔の健全性に影響を与える可能性のある設備として以下の設備等があるものの、使用済燃料貯蔵プールへ落下することはなく、サイフォンブレイク孔への影響はないことを確認している。

サイフォンブレイク孔への落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建屋鉄骨梁、原子炉建屋クレーン、燃料取替機等の重量物があるが、これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて使用済燃料貯蔵プール内に落下しないことを確認しているため、サイフォンブレイク孔の落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺り等の軽量物については、ボルト固定又は固縛による運用としている。

よって、落下物としてサイフォンブレイク孔に干渉すると考えられる設備は上記を除くものであり、仮にサイフォンブレイク孔に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り、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. 使用済燃料貯蔵プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について

(1) 使用済燃料貯蔵プールの概略図について

使用済燃料貯蔵プールの概略図を図 3-1 に示す。

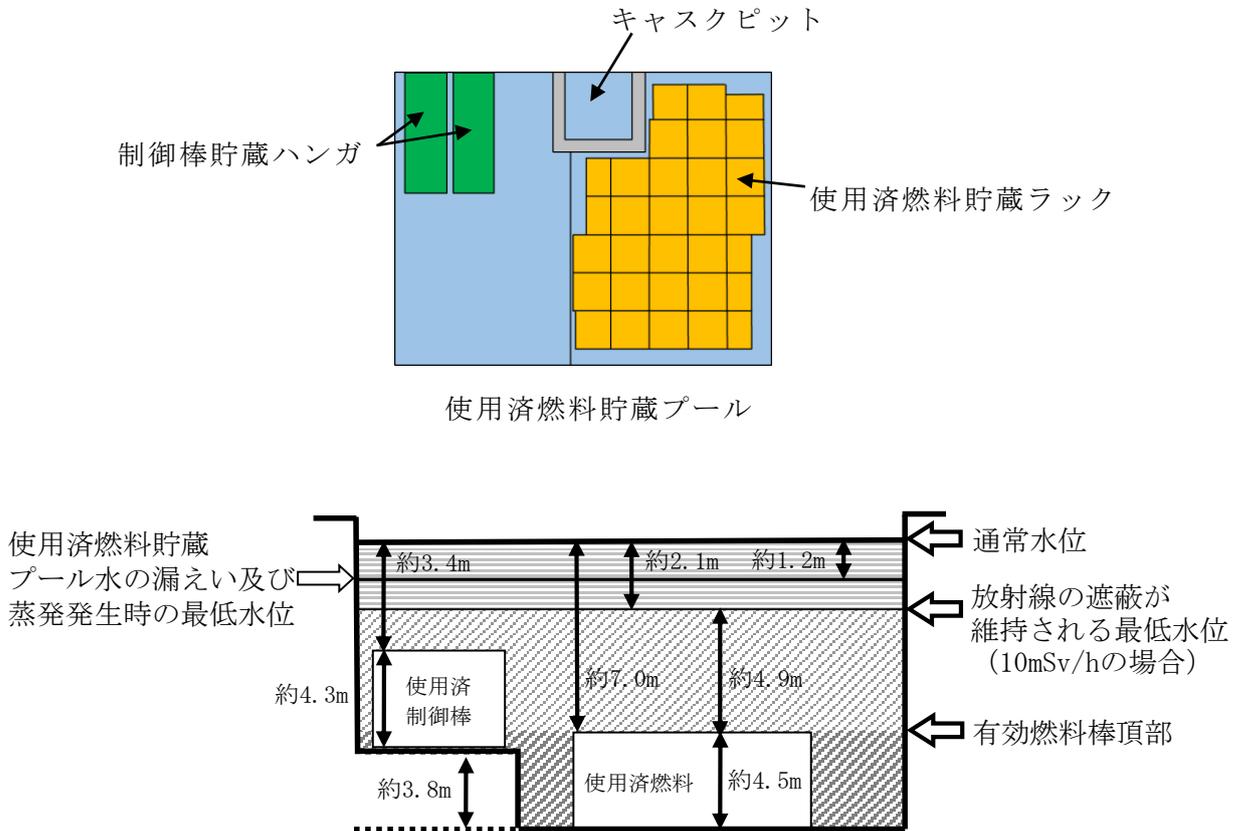
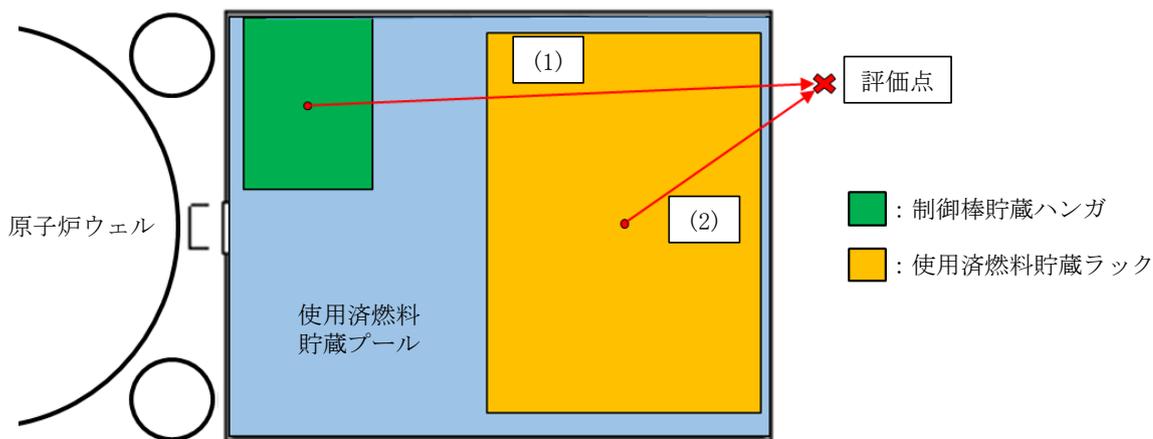


図 3-1 使用済燃料貯蔵プール概要図

(2) 評価点の設定について

事故時に原子炉建屋最上階で実施する可能性のある作業としては、サイフォン現象による使用済燃料貯蔵プール水の漏えい発生時に、原子炉建屋 2 階の弁 G41-F017（燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁）による隔離操作が期待できない場合において実施する、使用済燃料貯蔵プールの近傍にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の閉操作が考えられる。そのため、線量率評価における評価点は、図 3-2 に示すとおり、使用済燃料貯蔵プール近傍の手動弁の設置箇所を想定した点（線源との最短距離）としている。

線量率評価モデルの評価点は、図 3-3 に示すとおり線源中心との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。使用済燃料及び使用済制御棒を線源とした場合の評価モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、使用済燃料貯蔵プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



- (1) 制御棒貯蔵ハンガから線量評価点までの最短距離は約18.1m
- (2) 使用済燃料貯蔵プールラックから線量評価点までの最短距離は約10.9m

図 3-2 各線源と評価点の平面位置関係

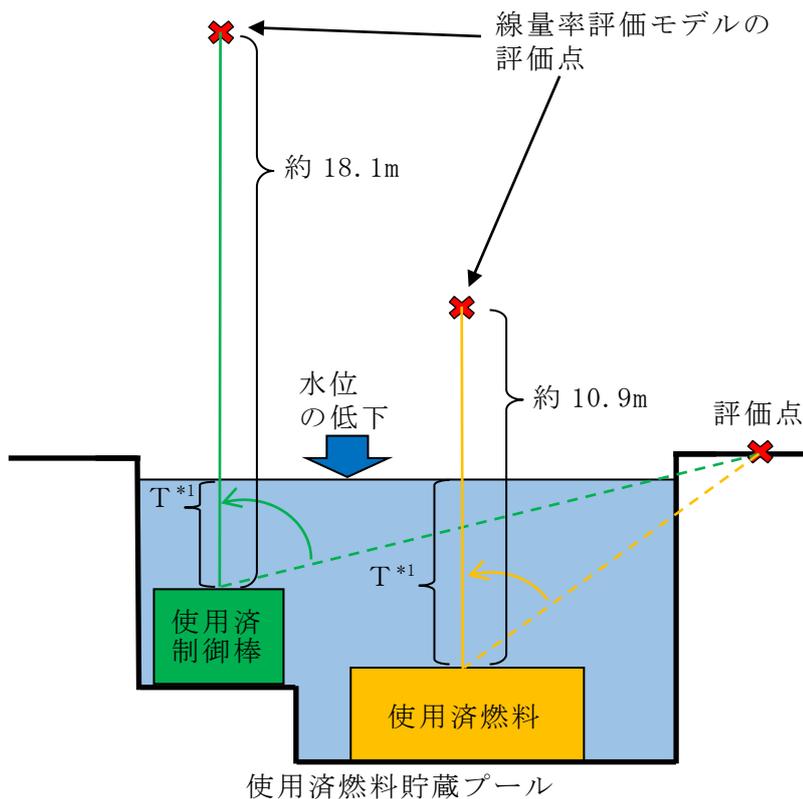


図 3-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記*1：パラメータTは、線源から使用済燃料貯蔵プール水により遮蔽される長さ(m)を示す。使用済燃料を例とすると水面から評価点までの距離は $10.9 - T$ (m) となり、水位低下時の線量率は、パラメータTを変数として評価する。

(3) 使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度について

使用済燃料の線量率評価モデルは、水平方向の長さは全てのラック長さ、高さ方向の長さは使用済燃料の有効長としており、使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料貯蔵ラックに使用済燃料が全て埋まっている状態としている。使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度は、使用済燃料及び水の体積比から算出している。ここで、使用済燃料以外の構造材は保守的に密度の小さい水（構造材に比べて遮蔽効果が小さい）を設定している。

(4) 使用済制御棒の線源強度評価に用いる放射化断面積について

ORIGEN2コードに入力する放射化断面積は、STEPⅢ燃料の最高燃焼度及び炉心平均ボイド率を基に、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB*²を適用する。

(BWR STEPⅢボイド率 40% UO₂<60GWD/TIHM)

注記*2: 片倉純一 他 JENDL-3.3 に基づくORIGEN2用断面積ライブラリセット: ORLIBJ33, JAERI-Data/Code, 2004-015 (2004.11)

(5) 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデルについて

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されている。評価では、制御棒貯蔵ハンガの構造材を含めた使用済制御棒格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（図3-4）。

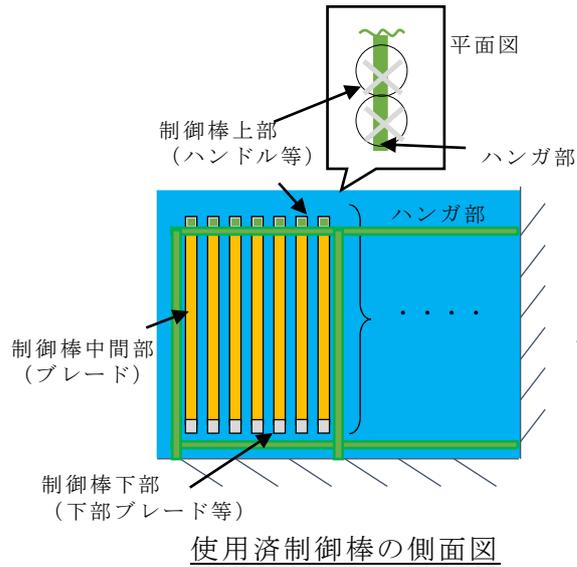
遮蔽評価をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価では使用済制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。

こちらは③露出時において、使用済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B₄C（又はHf）等で構成されていること、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガ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。

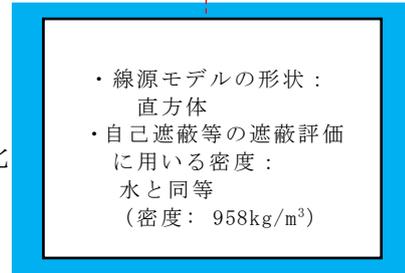
①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であつた箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まり、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで十分保守的なモデルとなっている。

評価結果において、水位低下により使用済制御棒の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、線源を水として評価しているためである（図3-5）。また、図3-6に、使用済燃料及び使用済制御棒それぞれの線量率と水位の関係を示す。

①冠水時



モデル化



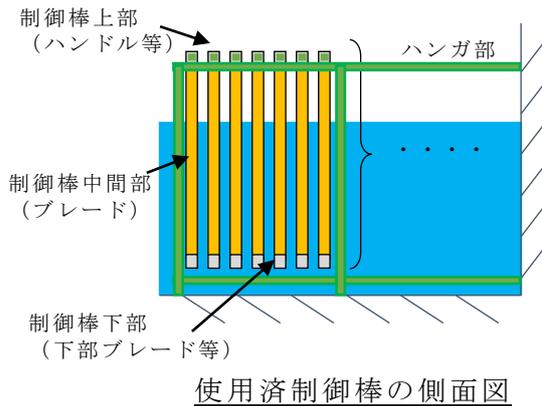
制御棒の線源モデル (冠水時)

水などの媒質の遮蔽効果については、透過距離等による線量減衰を考慮し、散乱線については媒質の材質によるビルドアップ係数でその影響を考慮する。

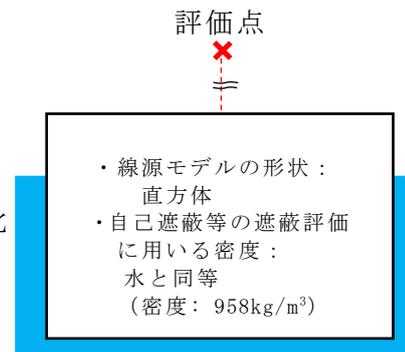
評価点

- ・線源モデルの形状：
直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：
水と同等
(密度：958kg/m³)

②一部露出時



モデル化

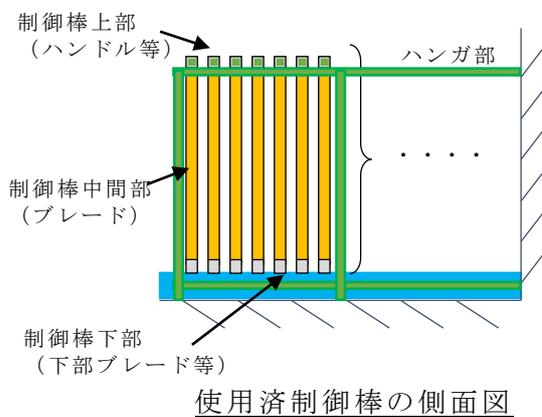


制御棒の線源モデル (一部露出時)

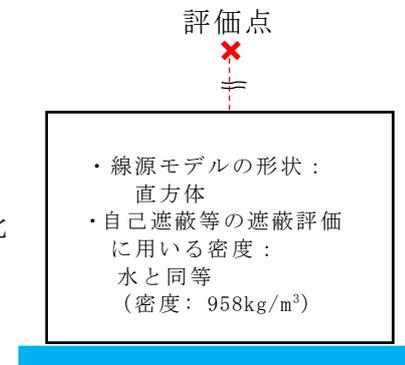
評価点

- ・線源モデルの形状：
直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：
水と同等
(密度：958kg/m³)

③露出時



モデル化



制御棒の線源モデル (露出時)

評価点

- ・線源モデルの形状：
直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：
水と同等
(密度：958kg/m³)

図 3-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

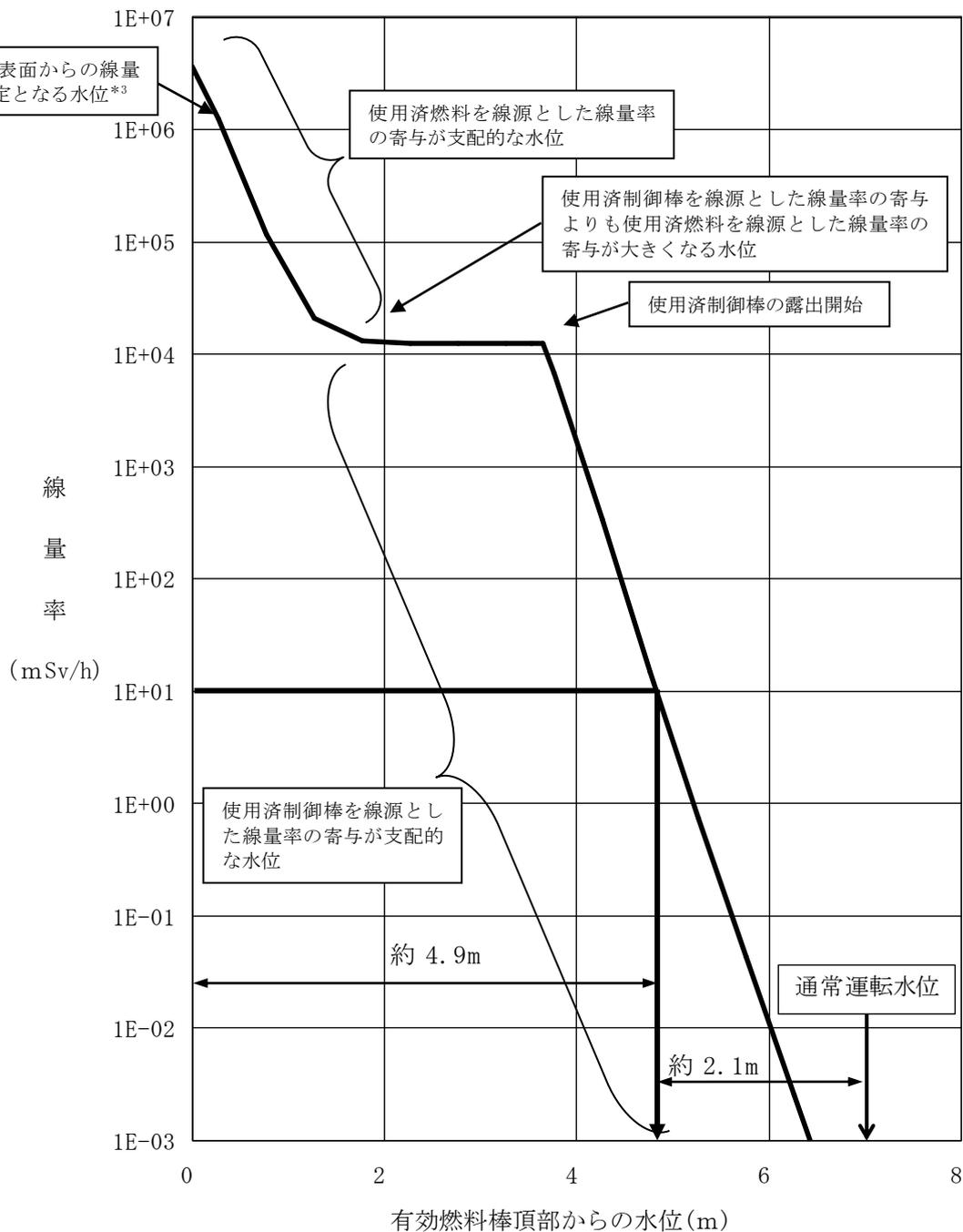


図 3-5 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率

注記*3：線量率に寄与する線源は、使用済燃料上部の表面になり、水位がある程度以上のときは評価点直下の使用済燃料上部表面の中心部しか寄与しないが、水位が低下してくると使用済燃料上部表面の周囲も寄与するようになる。水位が TAF 付近に近づくと、使用済燃料の上部表面の全面が線量率に寄与し、それ以上水位が低下しても寄与する使用済燃料上部表面の面積はあまり変わらないため、線量率変化が緩やかになる。

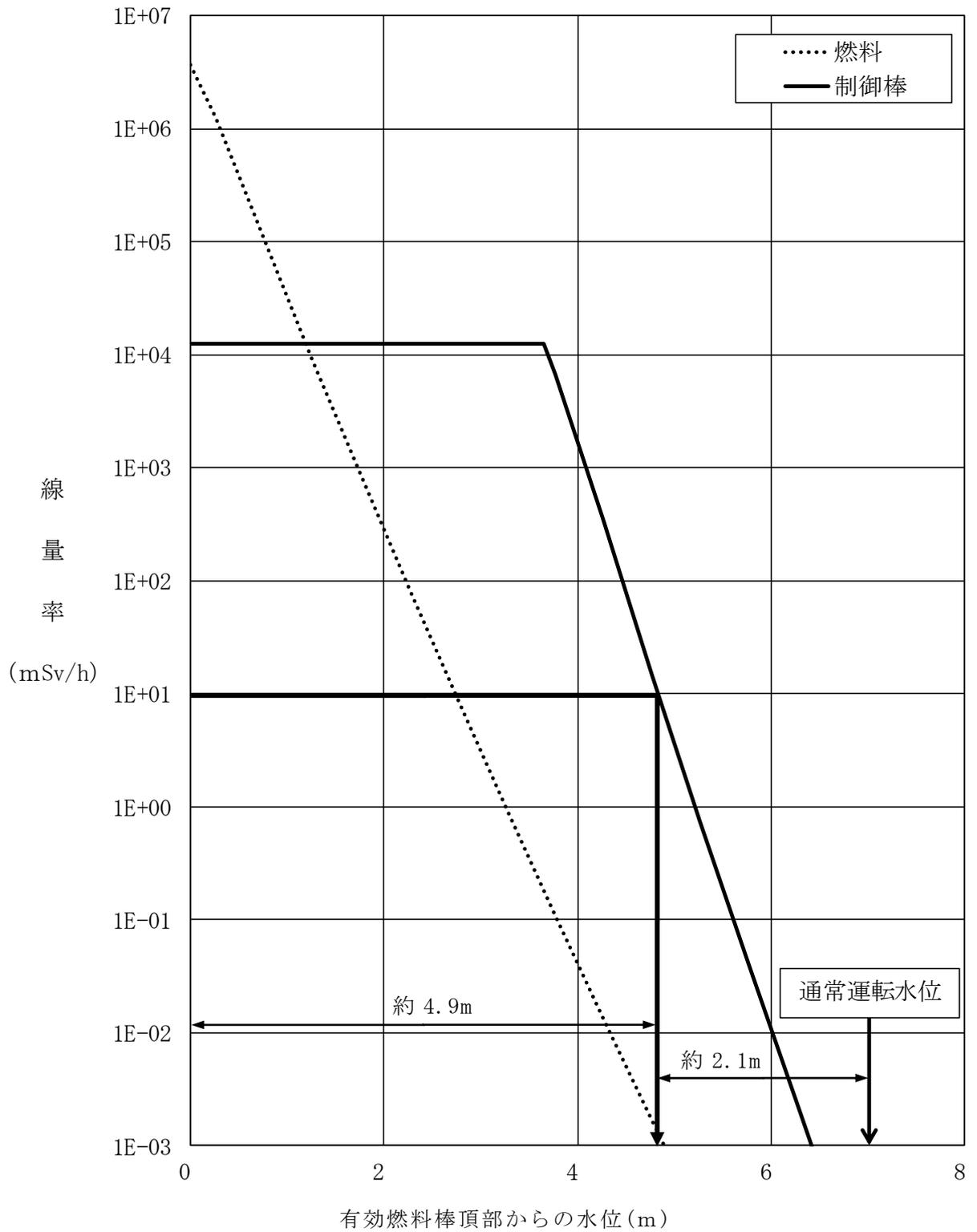


図 3-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

- (6) 使用済燃料及び使用済制御棒以外で使用済燃料貯蔵プール内に保管されているものによる影響について

使用済燃料貯蔵プール内には、線源として選定した使用済燃料及び使用済制御棒の他に LPRM 等使用済炉内計装品、使用済フィルタ等が保管されているが、いずれも使用済燃料と比較して表面における線量率は十分に低い。更に、炉内計装品、使用済フィルタ等はプール底部に保管されており水による遮蔽効果も見込めることから、評価結果に影響を与えない。