

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6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 補足-007 改2
提出年月日	2024年2月5日

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）

2024年2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		
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. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方 3. 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 4. 未臨界性評価の条件 5. 未臨界性評価における不確定性 別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価 別添 2 使用済燃料貯蔵ラックにおける燃料の偏心の影響について 別添 3 未臨界性評価の保守性及び妥当性について	今回提出範囲
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 	今回提出範囲

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	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	今回提出 範囲
		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	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	今回提出 範囲
		2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	
		3. スpray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	
5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	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	今回提出 範囲
		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	
		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	
		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
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ーク孔の健全性について	サイフォンブレー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ーカについて	サイフォンブレーク孔の記載の一部を引用		

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. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方	2 - 1
3. 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 - 1
4. 未臨界性評価の条件	4 - 1
5. 未臨界性評価における不確定性	5 - 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
別添 2 使用済燃料貯蔵ラックにおける燃料の偏心の影響について	別 2 - 1
別添 3 未臨界性評価の保守性および妥当性について	別 3 - 1
別添 4 使用済燃料貯蔵ラックの構造図（概要）について	別 4 - 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

使用済燃料貯蔵プールは、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系の故障等により使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失又は使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の破損等により使用済燃料貯蔵プール水の小規模な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低下した場合に、技術基準規則第 69 条第 1 項及び解釈により施設が要求されている燃料プール代替注水系による冷却及び水位確保により使用済燃料貯蔵プールの機能（燃料体等の冷却、水深の遮蔽能力）を維持するとともに、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計としている。

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、ラックセル間ではラックのボロンによる中性子吸収が減少して、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6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. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における計算体系は、水平方向及び垂直方向に無限に広がりを持つ体系と設定している。

本評価の計算モデルは、図 2-1 及び図 2-2 に示す使用済燃料貯蔵ラックを設定し、周囲での境界条件を鏡面反射（高さ方向は無限に相当）と設定することで中性子の漏れが無い保守的な条件としており、燃料集合体、使用済燃料貯蔵ラックの幾何学形状及び配置を模擬した使用済燃料貯蔵ラックとし、燃料集合体が配置されていない空間を含めた使用済燃料貯蔵プール全体をモデル化することよりも、保守的な計算モデルとなっている。

なお、本計算モデルにおいては、使用済燃料貯蔵ラックと隣の使用済燃料貯蔵ラックの間が計算モデルの境界となるように設定することで、実設計の使用済燃料貯蔵ラック間距離を反映している。

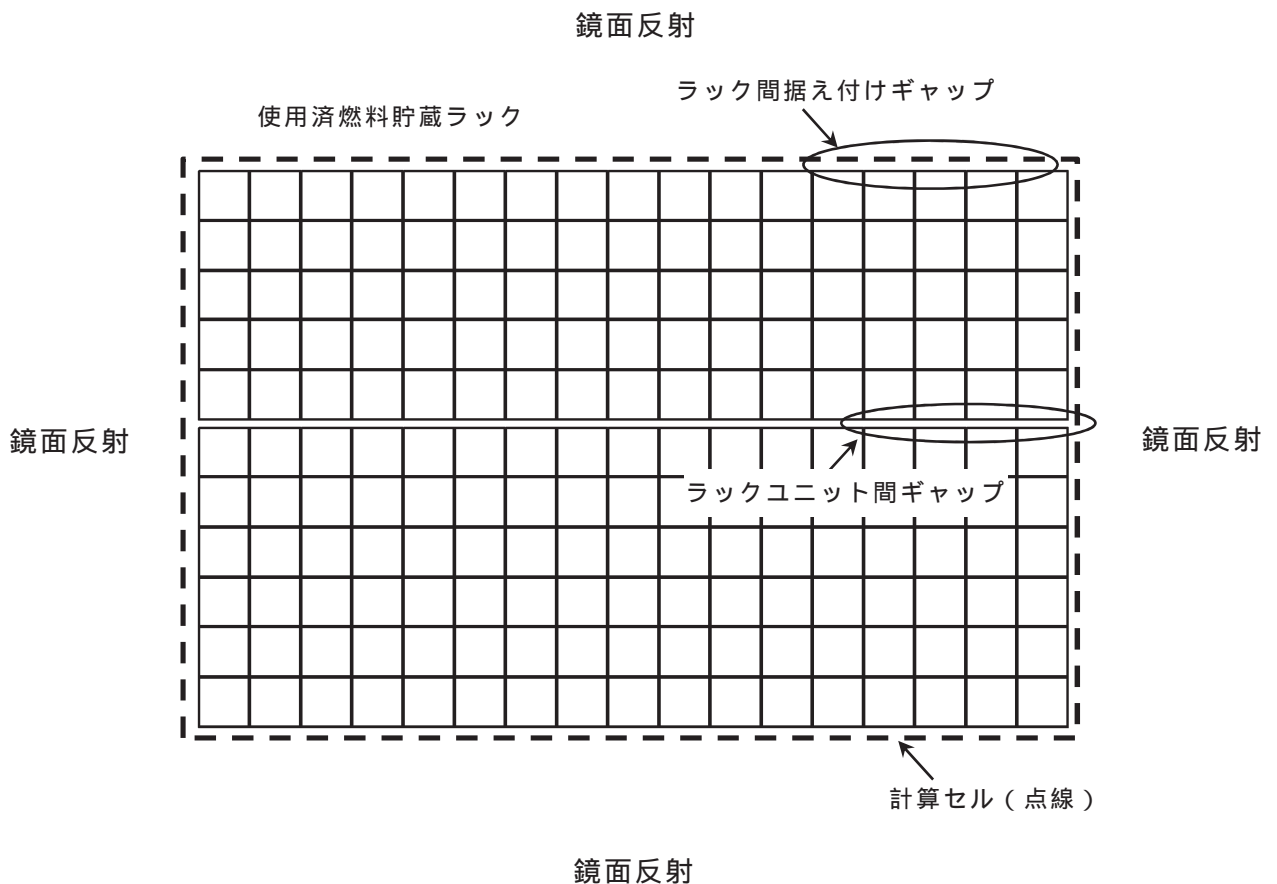


図 2-1 計算体系（ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラック）

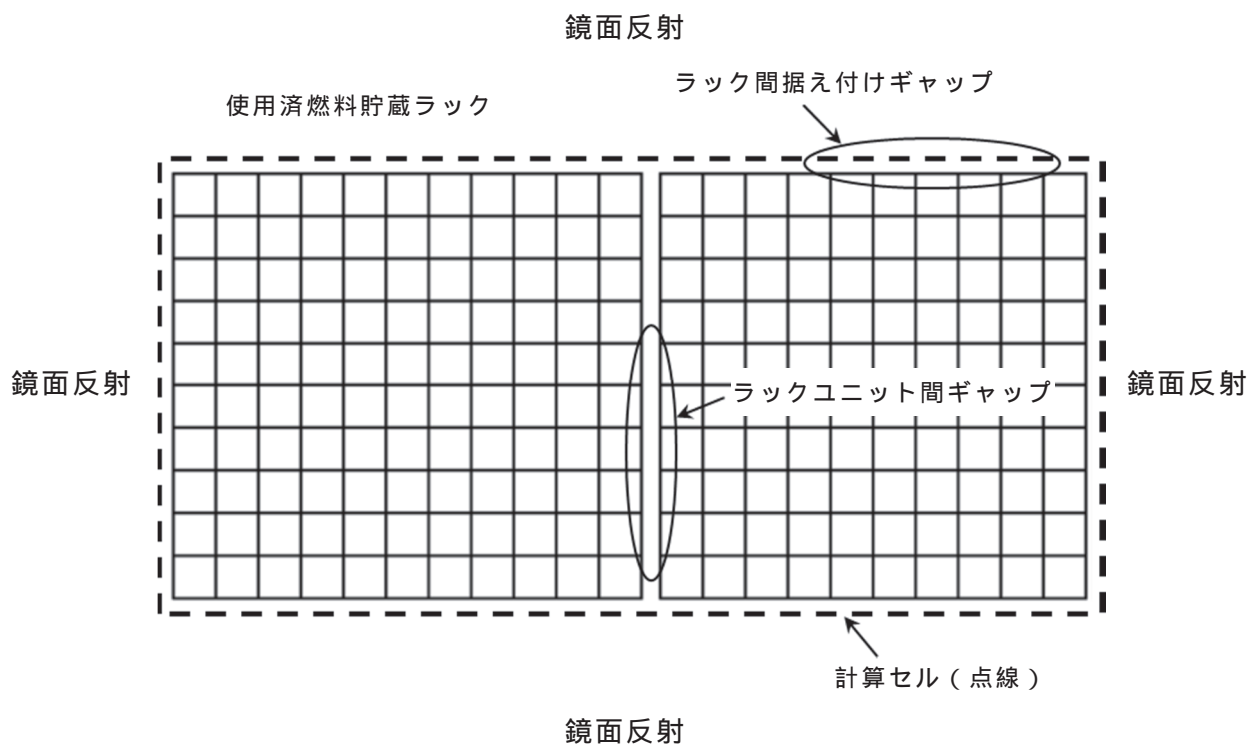


図 2-2 計算体系 (ボロン添加ステンレス鋼板製ラック)

3. 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、ラックを構成する一部のセルに水が偏ることはない。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いる。このため、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、ラック内外で著しい水位差は生じない。以上より、偏った水密度分布となることは考え難い。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。

4. 未臨界性評価の条件

4.1 燃料条件

TGBLA^{*1}にて評価した無限増倍率を図4 - 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。

濃縮度分布は燃料棒を数種類に分け，実燃料の濃縮度分布を参考に，濃縮度分布を設定した。この濃縮度分布は，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ふまえ，濃縮度を外側に向かって低く，コーナー部は最も低濃縮度にする）に基づいている。9×9燃料（A型）の濃縮度分布を参考にし，ガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定して無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を変更した結果，平均濃縮度は□wt%となった。また，いずれの燃料においても燃焼が進むと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: 沸騰水型原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法 ,TLR - 006 改訂 1 ,株式会社東芝，平成 20 年 9 月

4.2 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，ラックの製造公差において，ラック板厚は吸収材の量が少なくなるよう小さくした。鋼管製のラックピッチは燃料がより接近するよう小さくし，内のは角管外の中性子の減速が不足しボロンに吸収される熱中性子が少なくなるよう大きくした。鋼板製の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。ラックの製造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4 - 3～8）。

【鋼管製】

ラック板厚 : □ mm + □ mm, - □ mm
(但し，腐食代を考慮して - □ mm)

ラックピッチ（長辺方向）： mm ± mm

（短辺方向）： mm ± mm

ラック内のり： mm + mm, - mm

【鋼板製】

ラック板厚： mm - mm（+公差は規定なし）

（但し，腐食代を考慮して - mm）

ラックピッチ： mm ± mm

ラック内のり： mm + mm, - mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲（鋼管製ラック： wt% ~ wt% , 鋼板製ラック： wt% ~ wt% ）の下限値を使用した。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。

なお，鋼管製ラックは角管同士を補強板と角管の表面で溶接して製造し，鋼板製ラックは格子の隅を溶接して製造しており，溶接部分にはボロンの減損の可能性があるが，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。

ラック製造公差を踏まえた上で，鋼管製及び鋼板製ラックの実効増倍率の評価が最も保守的になるラック寸法及びボロン濃度の整理を表4 - 1, 表4 - 2に示す。

表 4 - 1 実効増倍率の評価が最も保守的になるラック寸法及びボロン濃度の条件
（ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラック）

	項目	保守的となる解析条件
使用済燃料貯蔵 ラック	ラックピッチ（長辺方向）	<input type="text"/> mm
	（短辺方向）	<input type="text"/> mm
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt%
	厚さ	<input type="text"/> mm
	内のり（長辺方向）	<input type="text"/> mm
	（短辺方向）	<input type="text"/> mm

内のりの長さは，ラックの構造から，ラックピッチの長さから厚さを 2 回引くことで計算される。内のり（長辺方向）の長さは， mm - mm - mm から mm と計算されるが，内のり（長辺方向）の製造公差（ ~ ）の範囲外となるため，製造公差の範囲内で最も保守的となる mm を設定した。

表 4 - 2 実効増倍率の評価が最も保守的になるラック寸法及びボロン濃度の条件
(ボロン添加ステンレス鋼板製ラック)

	項目	保守的となる解析条件
使用済燃料貯蔵 ラック	ラックピッチ	□ mm
	ボロン濃度	□ wt %
	厚さ	□ mm
	内のり	□ mm

4.3 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、0 g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、□ g/cm³、1.0 g/cm³の11点を評価した。

4.4 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3 (0.001)を加えて最大で0.929 (鋼管製ラック, 鋼板製ラック)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3 (0.001)を加えて0.921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場合を考慮し、燃料が全体的に偏心した4パターンについて、中心に配置した場合と比較した結果、ラック中心に向かって偏心した場合が最も実効増倍率が高い結果を得た (別添2参照)。これは、燃料が全体的にラック中心に向かって偏心することにより、燃料同士の距離を最も小さくする配置となることで、核分裂性物質集中による反応度上昇の効果の方が、偏心により核分裂性物質が強吸収体のボロンに接近して反応度が下がる効果より大きいためである。したがってラック中心に向かって偏心配置とした設定は保守的である。

4.5 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（別添3参照）。



図4 - 1 9×9燃料（A型）の冷温時無限増倍率



図4 - 2 高燃焼度8×8燃料の冷温時無限増倍率



図4 - 3 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化（鋼管製ラック）

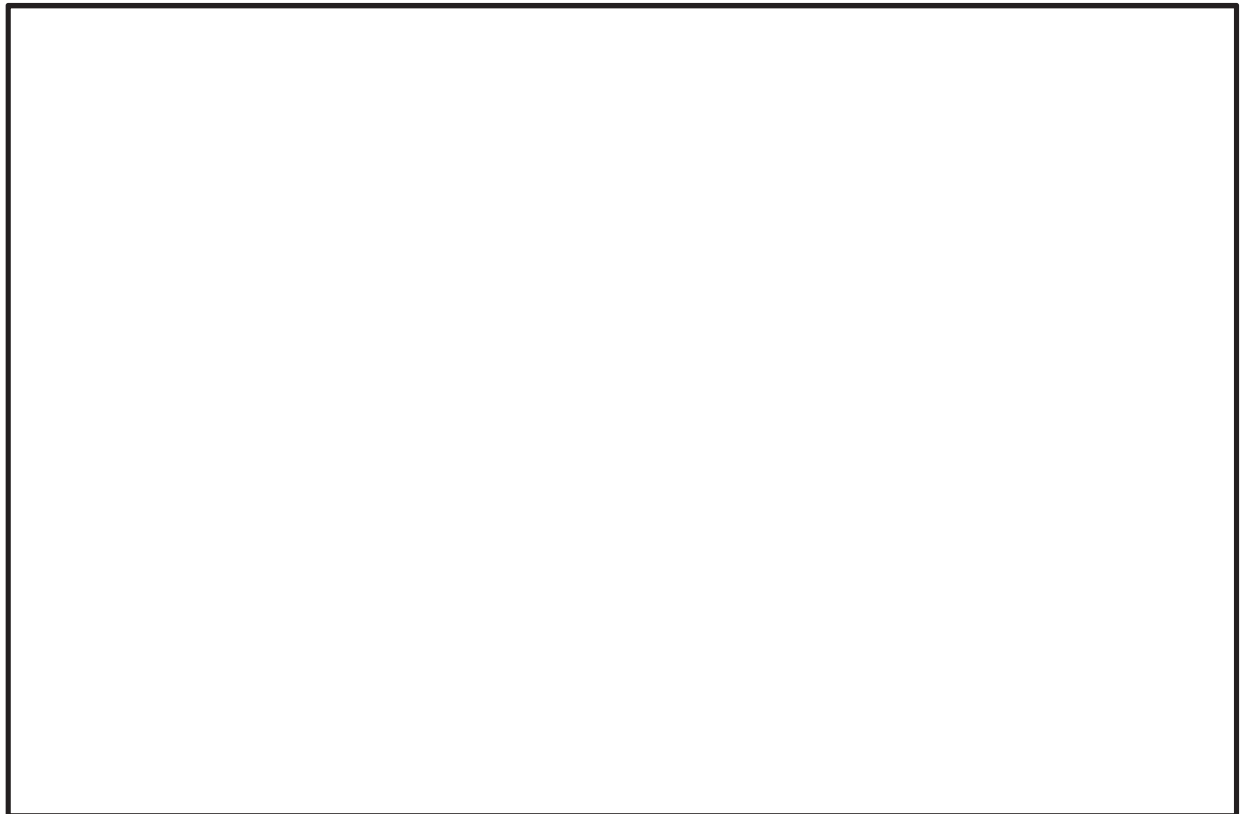


図4 - 4 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化（鋼管製ラック）

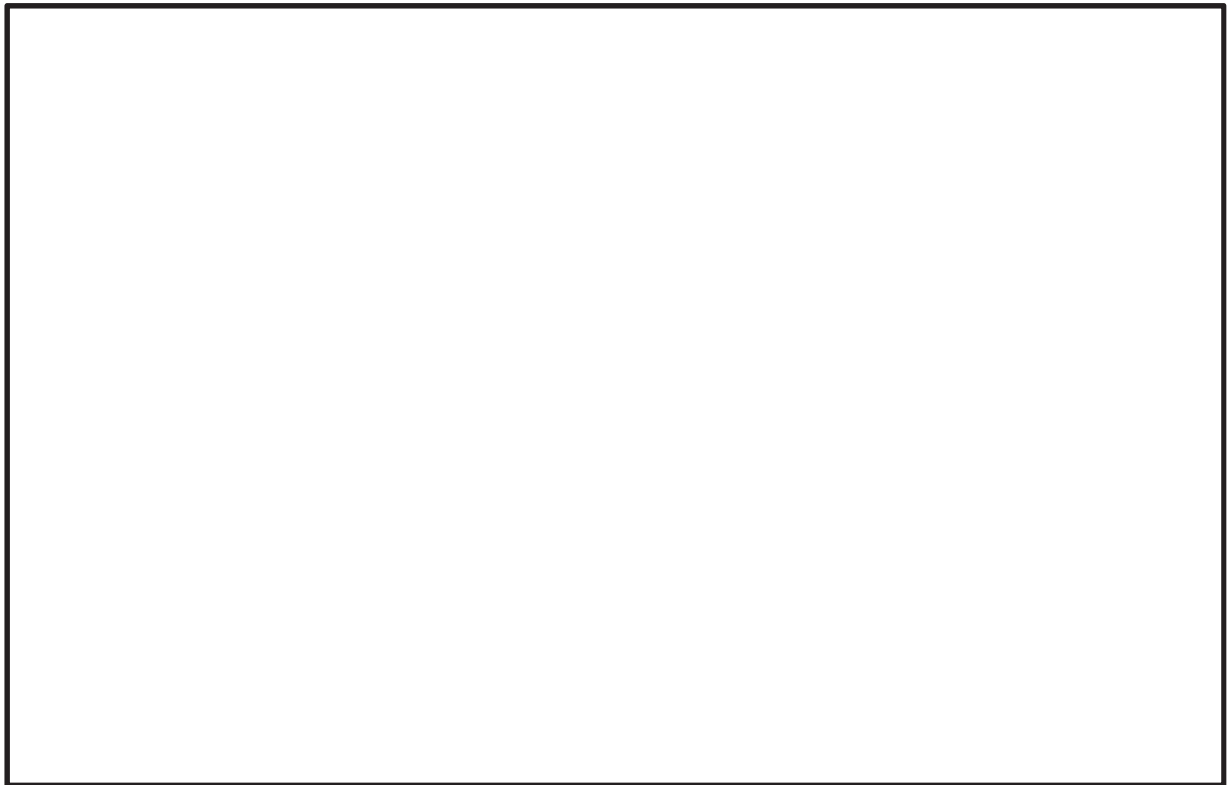


図4 - 5 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化（鋼管製ラック）

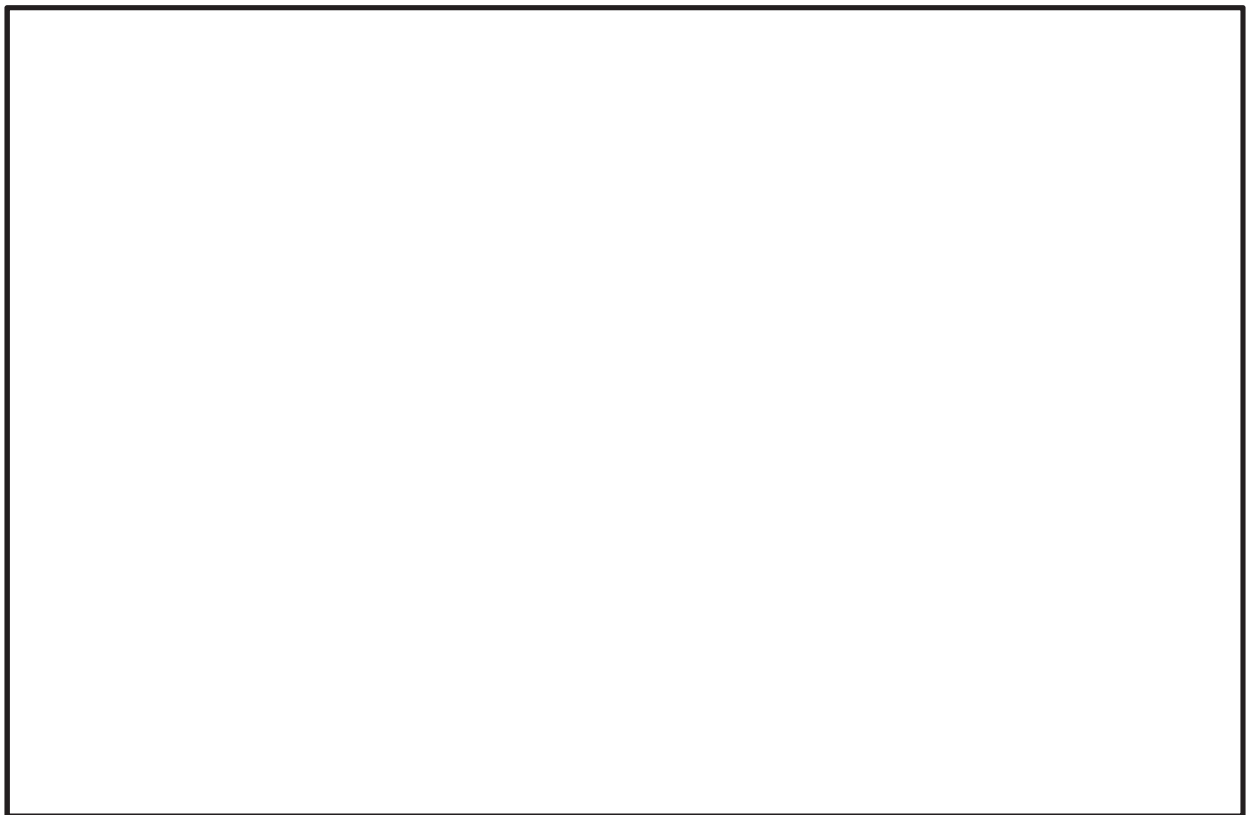


図4 - 6 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化（鋼板製ラック）

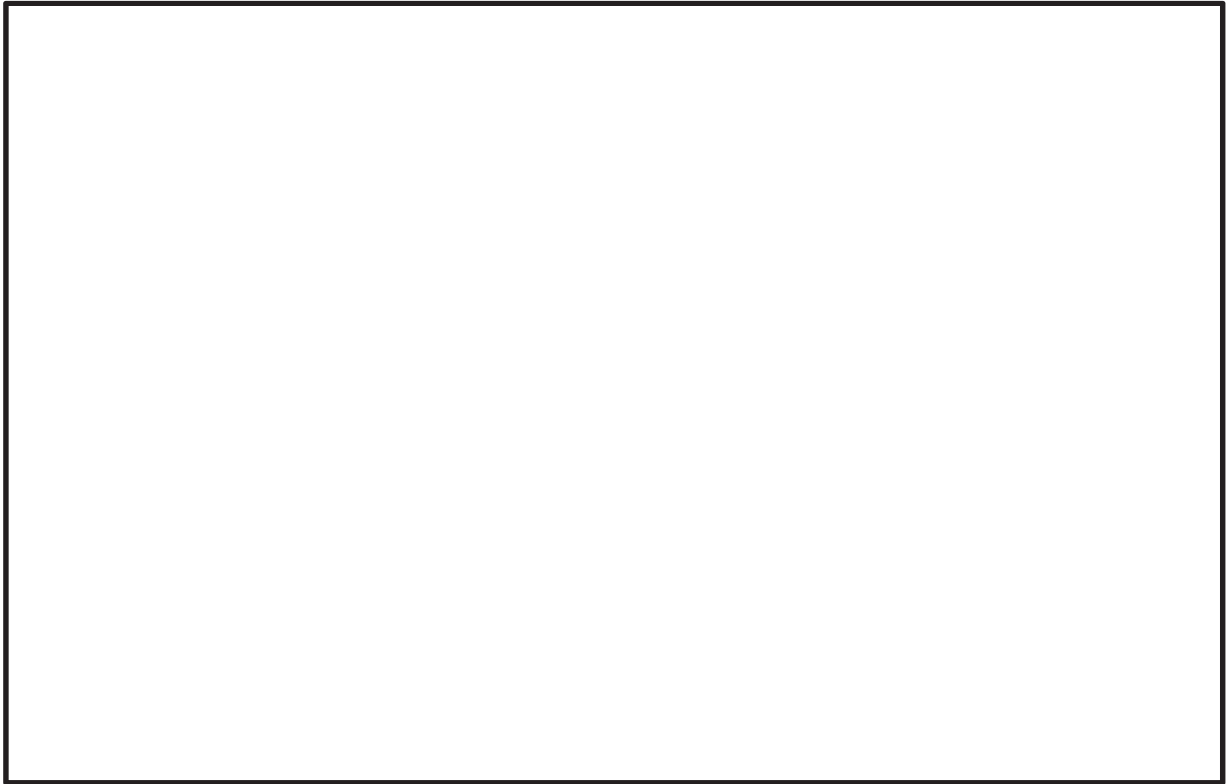


図4 - 7 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化（鋼板製ラック）

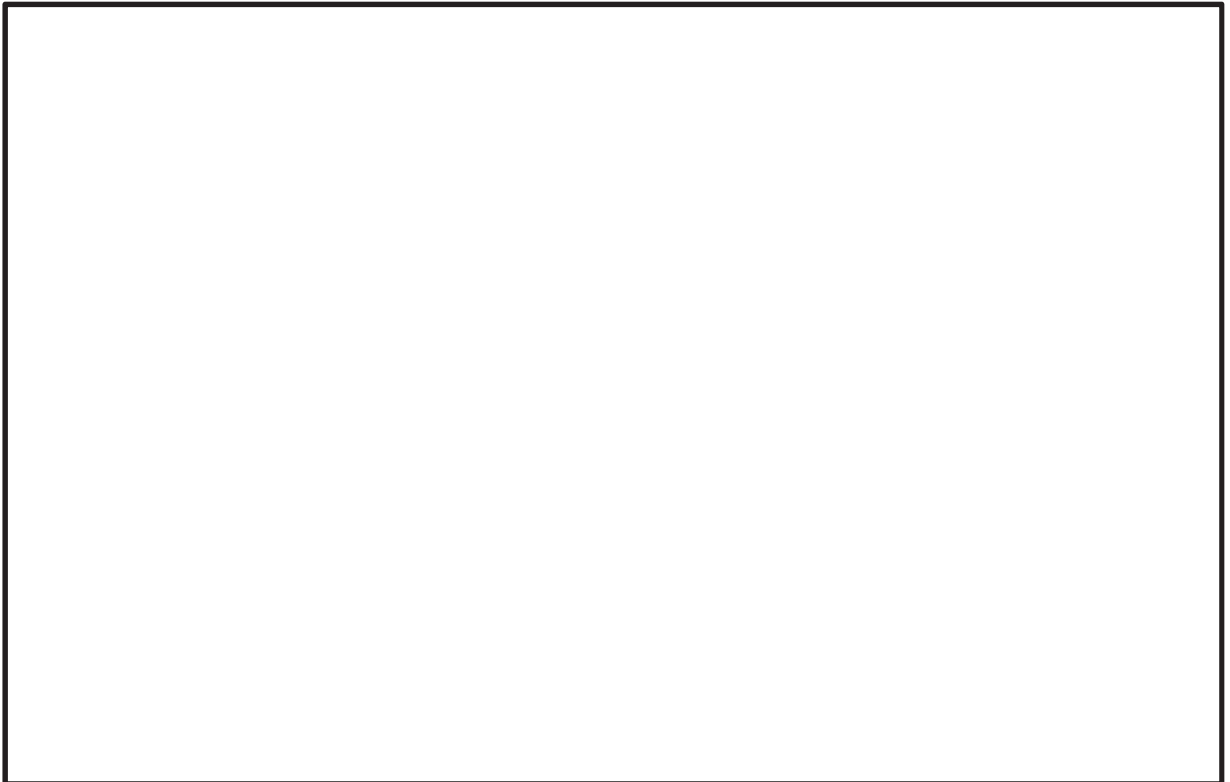


図4 - 8 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化（鋼板製ラック）

5. 未臨界性評価における不確定性

5.1 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、燃料及びラック製造公差（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、OECD/NEAによりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 ICSBEP September 2012 Edition(OECD/NEA)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5-1）がBWR燃料ラックの条件に近い103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。製造公差に基づく不確定性（燃料製造公差とラック製造公差（+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3（実効増倍率 []（鋼管製ラック、鋼板製ラック）に対し、統計誤差3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5-2）。

5.2 KENO- .a及びKENO- 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- 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6号機ではKENO- .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、.aと 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。

5.3 評価方法

柏崎刈羽原子力発電所第6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、ラック製造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、製造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

びラック製造公差（燃料材の直径，密度等比較的詳細な項目に及ぶ製造公差。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 .a and KENO-

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

表5 - 1 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（抜粋）

項目		単位	未臨界性評価で用いた BWR燃料 のパラメータ		選定した臨界実験 のパラメータ範囲	
			MIN	MAX	MIN	MAX
燃 料	ウラン燃料 ²³⁵ U濃縮度	wt%				
	燃料材径	mm	9.6			
	燃料要素径	mm	11.2			
	被覆材材質		ジルカロイ-2			
	燃料要素ピッチ	mm				
	燃料体内の減速材 体積 / 燃料体積					
	燃料要素配列条件		正分配列			
	体系条件		燃料体配列体系			
減 速 材	減速材		無 / 軽水			
	減速材密度	g/cm ³	0	1.0		
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0			
ラ ッ ク セ ル	ラックセル材質		B-SUS			
	B-SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%				
反 射 体	反射体材質		軽水			

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5 - 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	k	<input type="text"/>
	平均値の不確定性	c	<input type="text"/>
製造公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	f	- *1
	ラック製造公差 (+ 燃料配置影響)	r	- *1
統計誤差 ^{*2}		3	<input type="text"/>

実効増倍率は $k_{eff} + \Delta k_{eff} = k_{eff} + k + ((c)^2 + (f)^2 + (r)^2 + (3)^2)$ と計算できる^{*3}が、k及び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、ラック製造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 : 製造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、ラック製造公差(+ 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。

(^{10}B 原子1個あたりの中性子吸収減損率) [%]

$$= (\text{中性子照射量}) [\text{cm}^{-2}] \times (^{10}\text{B原子1個あたりの吸収反応断面積}) [\text{cm}^2] \times 100$$

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 $10^{14} [\text{cm}^{-2}] \sim 10^{16} [\text{cm}^{-2}]$ 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 $1 \times 10^{16} [\text{cm}^{-2}]$ として評価する。なお、 ^{10}B 原子1個あたりの吸収反応断面積は $3838 \times 10^{-24} [\text{cm}^2]$ ^{*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。

$$(1 \times 10^{16}) [\text{cm}^{-2}] \times (3838 \times 10^{-24}) [\text{cm}^2] \times 100 = 3.84 \times 10^{-3} [\%]$$

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。

$$(1 \times 10^{16}) [\text{cm}^{-2}] \times (70/60) [-] \times (3838 \times 10^{-24}) [\text{cm}^2] \times 100 = 4.48 \times 10^{-3} [\%]$$

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）

使用済燃料貯蔵ラックにおける燃料の偏心の影響について

(鋼管製ラック)

燃料が使用済燃料貯蔵ラックにおいて、燃料を中心に配置した基本配置及び全体的に偏心した4パターンについて、実効増倍率を評価した。評価の結果、ラック中心に向かって偏心した場合(偏心位置)が最も実効増倍率が高い結果となった。表1および図1に評価結果を示す。

表1 評価結果(鋼管製ラック)

燃料配置	実効増倍率(k_{eff+3})
基本配置	
偏心配置	
偏心配置	
偏心配置	
偏心配置	0.929



図1 燃料の使用済燃料貯蔵ラック中の偏心状況(鋼管製ラック)

(鋼板製ラック)

燃料が使用済燃料貯蔵ラックにおいて、燃料を中心に配置した基本配置及び全体的に偏心した4パターンについて、実効増倍率を評価した。評価の結果、ラック中心に向かって偏心した場合(偏心位置)が最も実効増倍率が高い結果となった。表2および図2に評価結果を示す。

表2 評価結果(鋼板製ラック)

燃料配置	実効増倍率(k_{eff+3})
基本配置	
偏心配置	
偏心配置	
偏心配置	
偏心配置	0.929



図2 燃料の使用済燃料貯蔵ラック中の偏心状況(鋼板製ラック)

未臨界性評価の保守性および妥当性について

未臨界性評価の保守性および妥当性について，表 1 に示す。

未臨界性評価の評価条件は，表 1 の 1 ～ 5 について，実効増倍率が大きくなる保守的な条件としている。「6 プール水条件の設定」については，燃料プールのスプレイ系によるスプレイを想定し，いかなる密度条件においても臨界を防止できることを示すために水密度を $0 \sim 1.0(\text{g}/\text{cm}^3)$ に設定しており，妥当な条件である。

表 1 未臨界性評価の保守性および妥当性

評価条件		保守性および妥当性	
1	未臨界性評価における計算体系	使用済燃料貯蔵ラックを計算体系と設定	燃料集合体が配置されていない空間を含めた使用済燃料貯蔵プール全体をモデル化した場合に比べ、中性子の漏れがないため、 <u>保守的な条件</u> となる。 また、水平方向、鉛直方向を鏡面反射に設定していることから、中性子の漏れがなく <u>保守的な条件</u> となる。
		水平方向：鏡面反射	
		鉛直報告：鏡面反射	
2	燃料条件	無限増倍率が 1.30 となるように濃縮度分布を設定	いずれの燃料においても無限増倍率は、1.30 より小さいため、 <u>保守的な条件</u> となる。
3	ラック条件	ラックの製造公差を考慮し、最も保守的な設定を採用	ラック製造公差の中で最も未臨界性評価が厳しくなる組み合わせでの評価となっているため、 <u>保守的な条件</u> となる。
		B-SUS のボロン濃度として、製造範囲（鋼管製ラック： <input type="text"/> wt% ~ <input type="text"/> wt%、鋼板製ラック： <input type="text"/> wt% ~ <input type="text"/> wt%）の下限值を採用	B-SUS のボロン濃度が低い方がボロンに吸収される中性子の数が少なくなり、 <u>保守的な条件</u> となる。
4	その他の条件	チャンネルボックス	使用済燃料は、チャンネルボックスを装着した状態の方が実効増倍率が大きくなるため、 <u>保守的な条件</u> となる。
5		ラック内偏心配置	ラック中心に向かって燃料が偏心する状況は考え難いが、より実効増倍率が大きくなる条件として想定しているため、 <u>保守的な条件</u> となる。
6	プール水条件の設定	水密度を 0 ~ 1.0(g/cm ³) まで変化させる	使用済燃料貯蔵プール水が喪失した状態で、燃料プールスプレイ系によるスプレイを実施した場合の条件を想定し、いかなる密度条件においても、臨界を防止できることを確認できるため、 <u>妥当な条件</u> となる。

使用済燃料貯蔵ラックの構造図（概要）について

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機に設置されるボロンステンレス鋼鋼管製及びボロンステンレス鋼板製の使用済燃料貯蔵ラックの構造図（概要）を図 1 及び図 2 に示す。

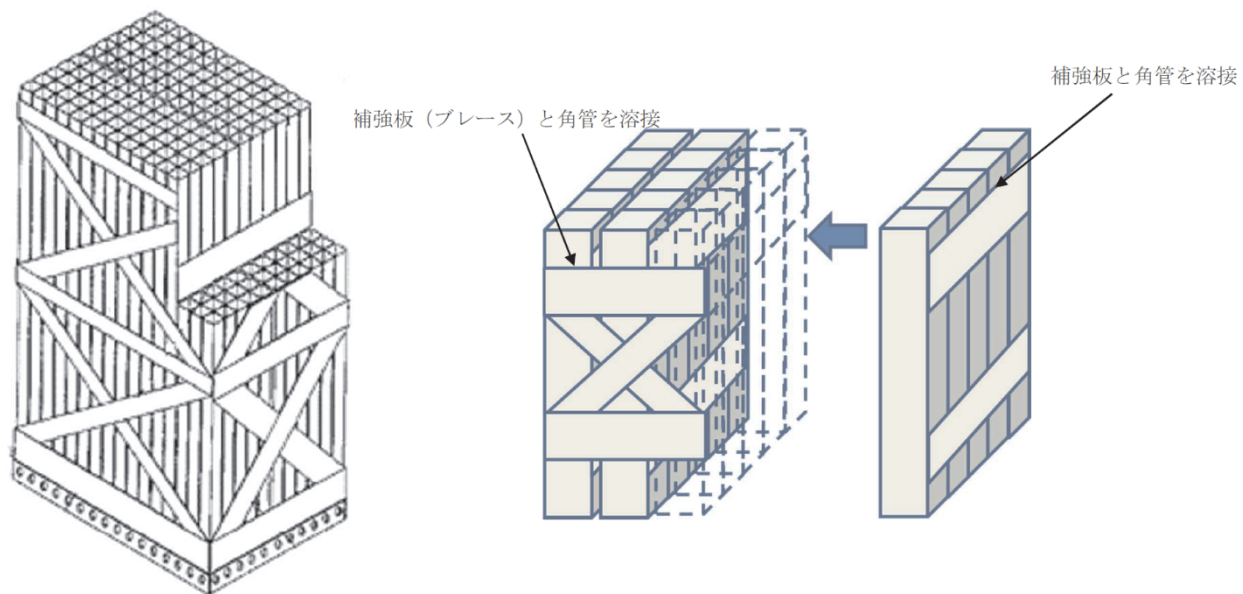


図 1 ボロン添加ステンレス鋼鋼管製ラックの構造図（概要）

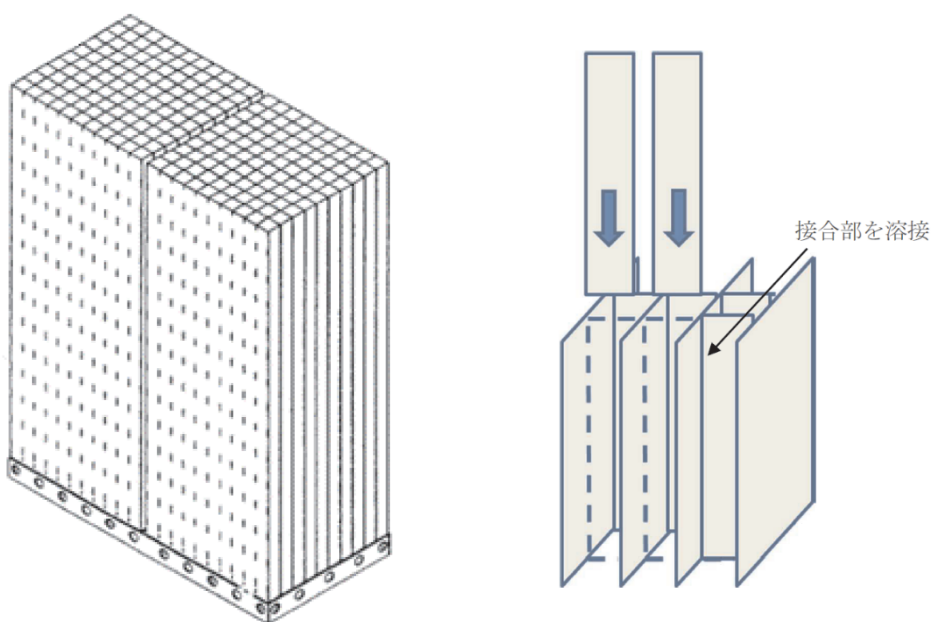


図 2 ボロン添加ステンレス鋼板製ラックの構造図（概要）

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



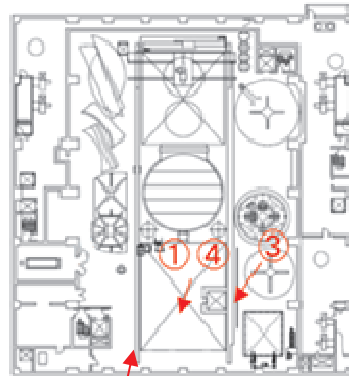
燃料取替機



使用済燃料貯蔵プール
上部天井



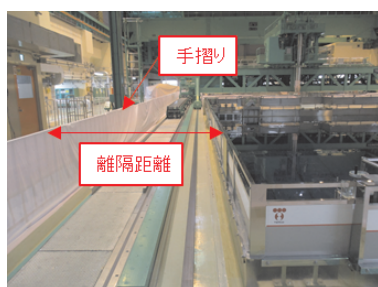
原子炉建屋クレーン



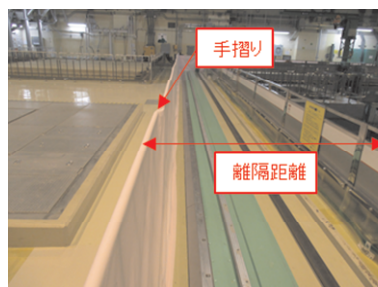
原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面概略平面図



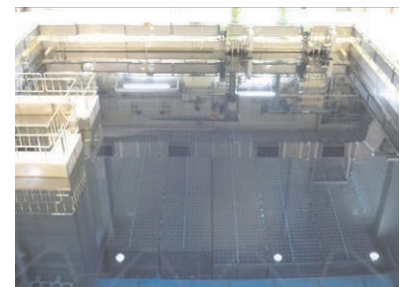
使用済燃料貯蔵プール全体



使用済燃料貯蔵プール
南側側面



使用済燃料貯蔵プール
北側側面



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、ストッパから基準地震動 S_s での滑りを考慮した距離をとる、又はストッパ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 - 3 ~ 4 に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンのストッパの概要図を示す。

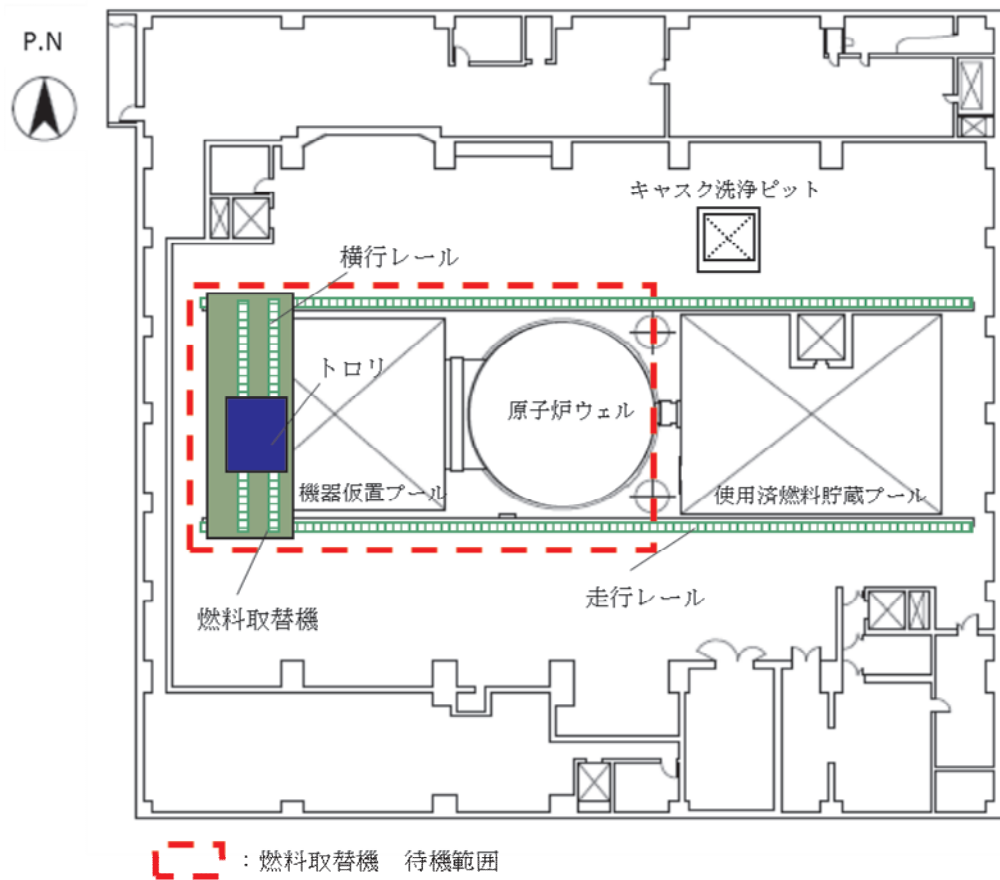
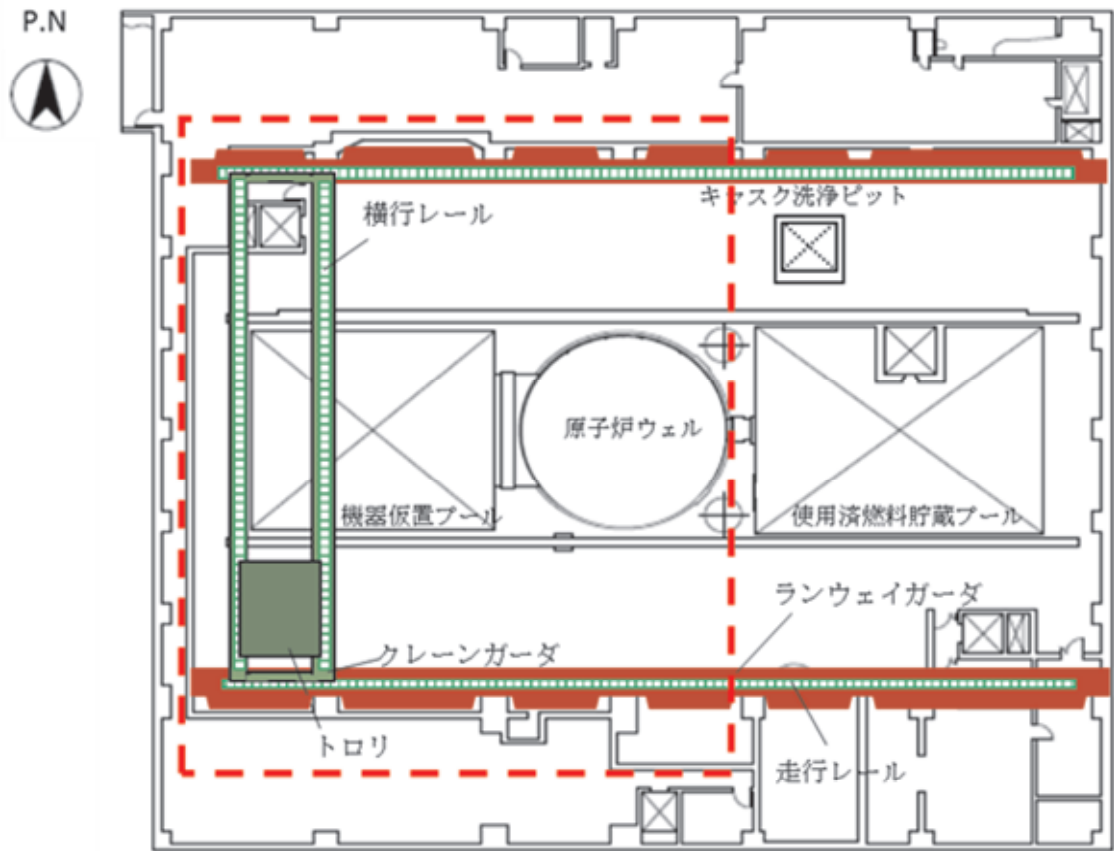


図 2 - 1 燃料取替機待機場所



 : 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



図 2 - 3 ストップ (燃料取替機) 概要図



図 2 - 4 ストッパ（原子炉建屋クレーン）概要図

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り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5つのモード(A~E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。なお、モード切替は運転室内の操作盤上又は無線遠隔制御器のモード切替スイッチにより行う。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~E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、DおよびEモードである。Cモードはプラント建設時に使用済燃料貯蔵ラックを使用済燃料貯蔵プールに据え付ける作業等で使用し、主巻の可動範囲は全域となるが、プラント運転及び定期点検の作業時においては不要であるため、クレーン運転士が誤って操作しないよう単独にキースイッチを設ける設計としている。D、Eモードについては、主巻が使用できないインターロックを有する設計としている。

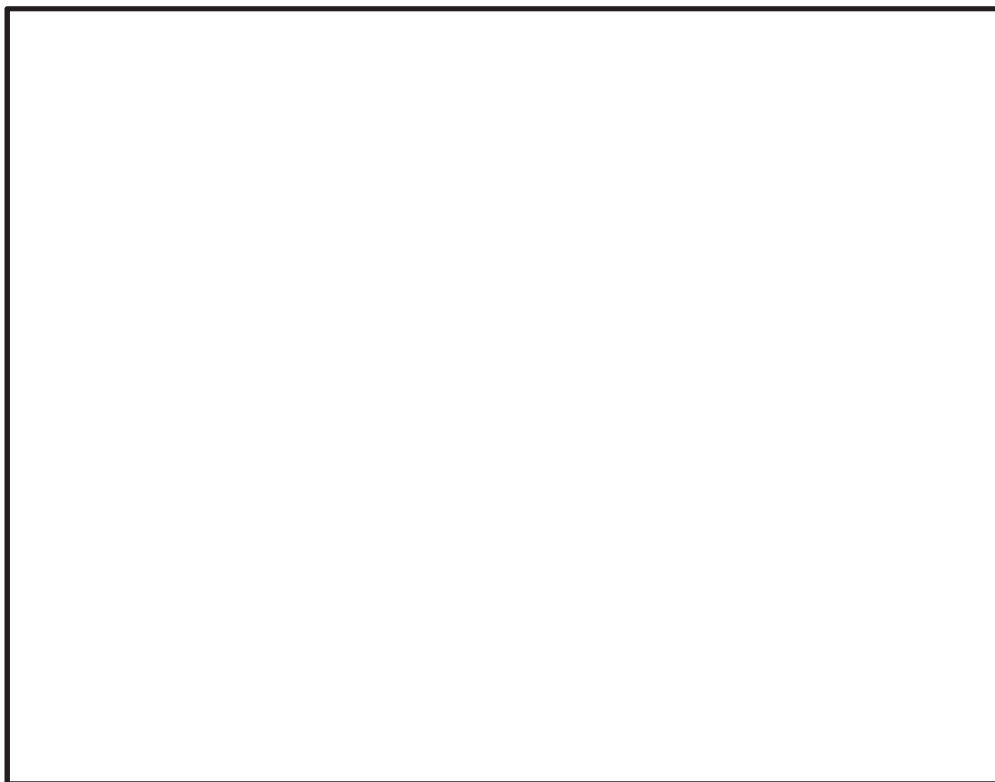


図 3 - 1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による
重量物移送範囲

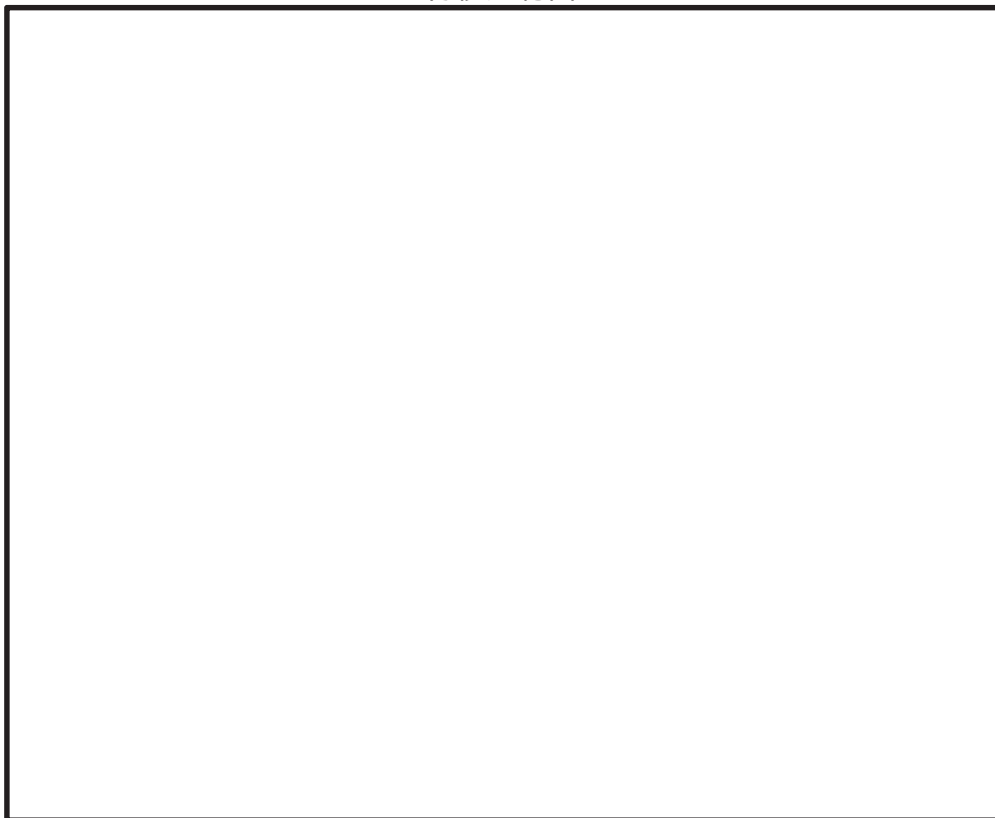


図 3 - 2 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
使用済燃料輸送容器移送範囲

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。

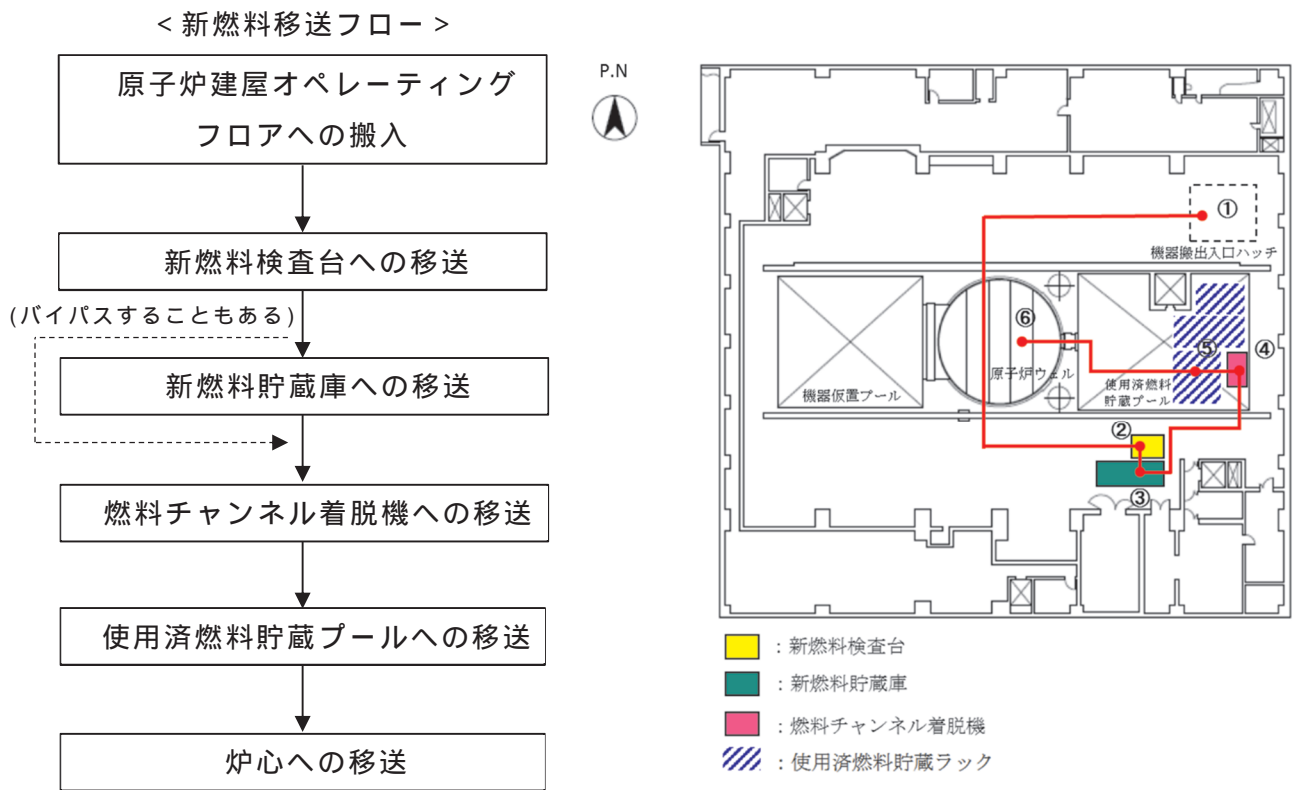


図4-1 新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）

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，フレーム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（可動台）となり昇降する設計となっている。可動台はフレームに支持されており，電気チェーンブロックを介して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

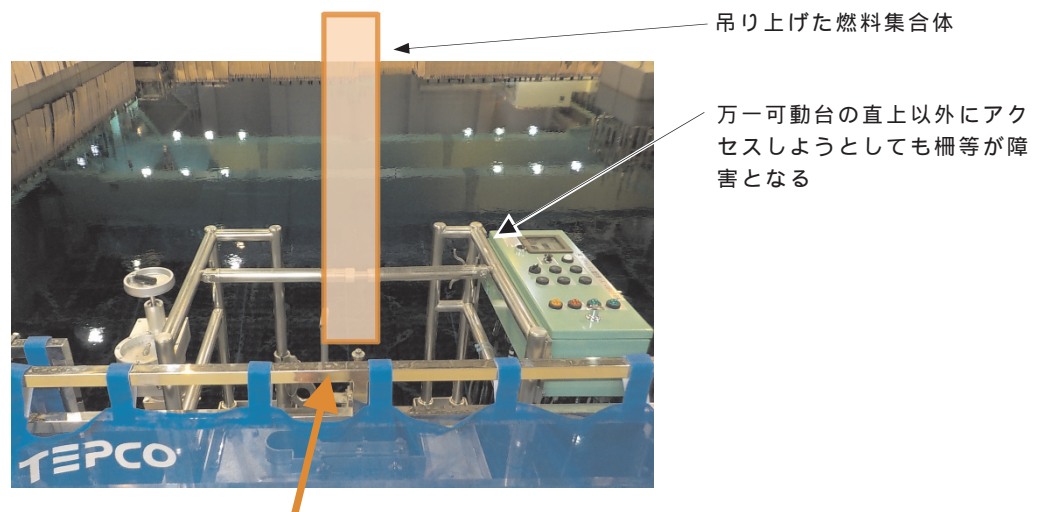
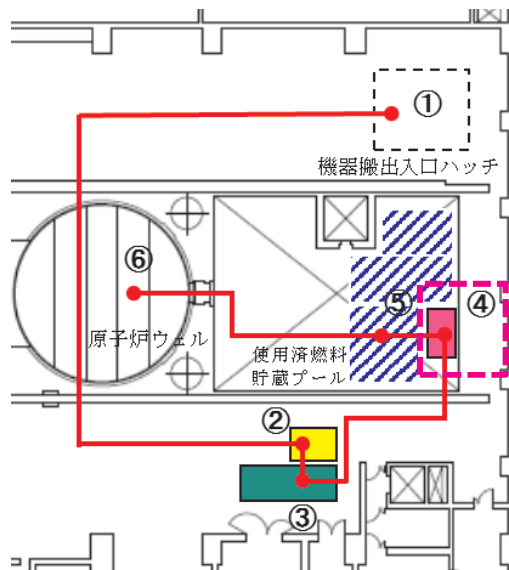
新燃料取扱時においては，原子炉建屋 4 階に搬入された新燃料輸送容器から，原子炉建屋クレーン（補巻）によって，燃料集合体を 1 体ずつ吊り上げ，新燃料検査台にて受入検査しチャンネルボックスを装着した上で，再び原子炉建屋クレーン（補巻）にて吊り上げて移動し（場合によっては新燃料貯蔵庫に貯蔵した後同様に吊り上げて移動し），燃料チャンネル着脱機に載せて使用済燃料貯蔵プールに入水し，燃料取替機に受け渡す。

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

ンネル着脱機の吊り下ろしエリアへ，作業員が直接手で触れ監視しつつクレーン操作者に指示を出して移動する。燃料チャンネル着脱機の吊り下ろしエリアでは，水面上に差し掛かる前に新燃料を燃料チャンネル着脱機上面近くまで吊り下ろす。

燃料チャンネル着脱機の可動台が，水面から深さ \square cm 程度の高さまで上昇した状態で待機しているところへ，作業員が直接手でサポートしながらクレーン操作者に指示を出し，新燃料を可動台直上にゆっくりと移動させる。可動台の真上に来たことを作業員が目視で確認し，ゆっくりと確実に可動台の上面にある燃料をホールドする四角形の孔に目視をしながら下部タイプレートの下端から挿入し，可動台下方の台座まで新燃料を降下させる。



参考図 チャンネル着脱機の可動台へ吊り下ろす直前の状況（イメージ）

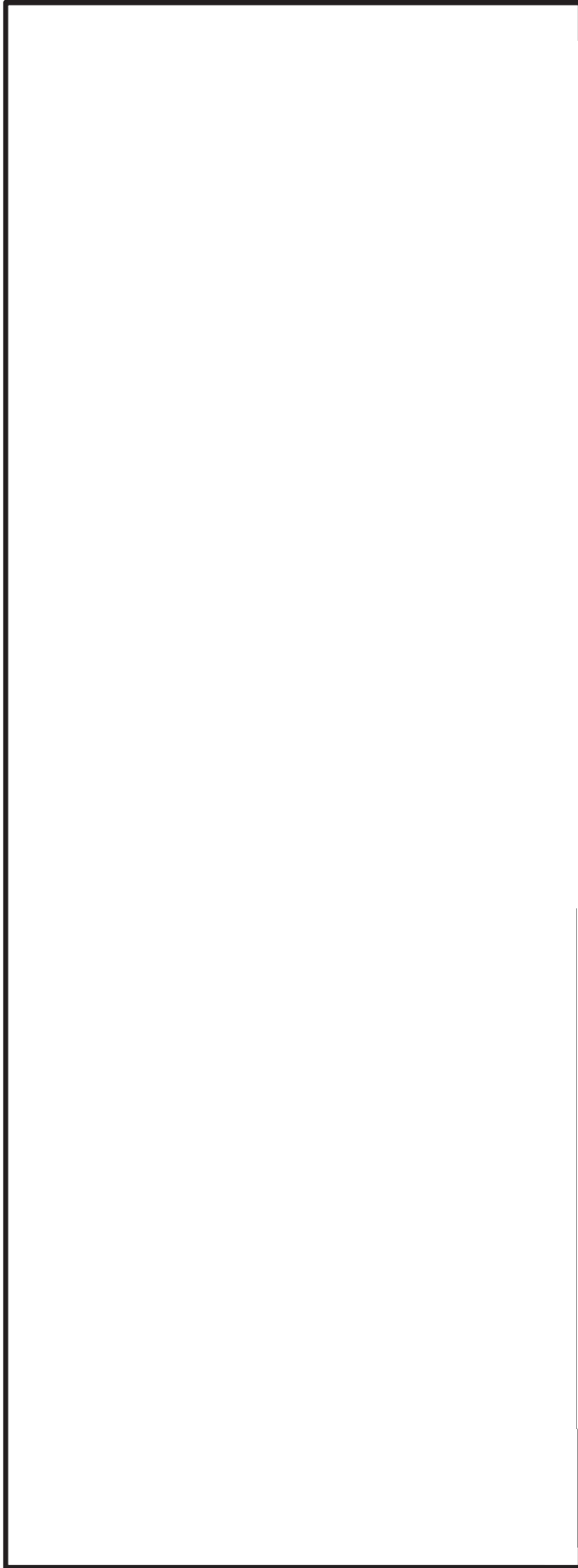


図 4 - 2 燃料チャンネル着脱機概要

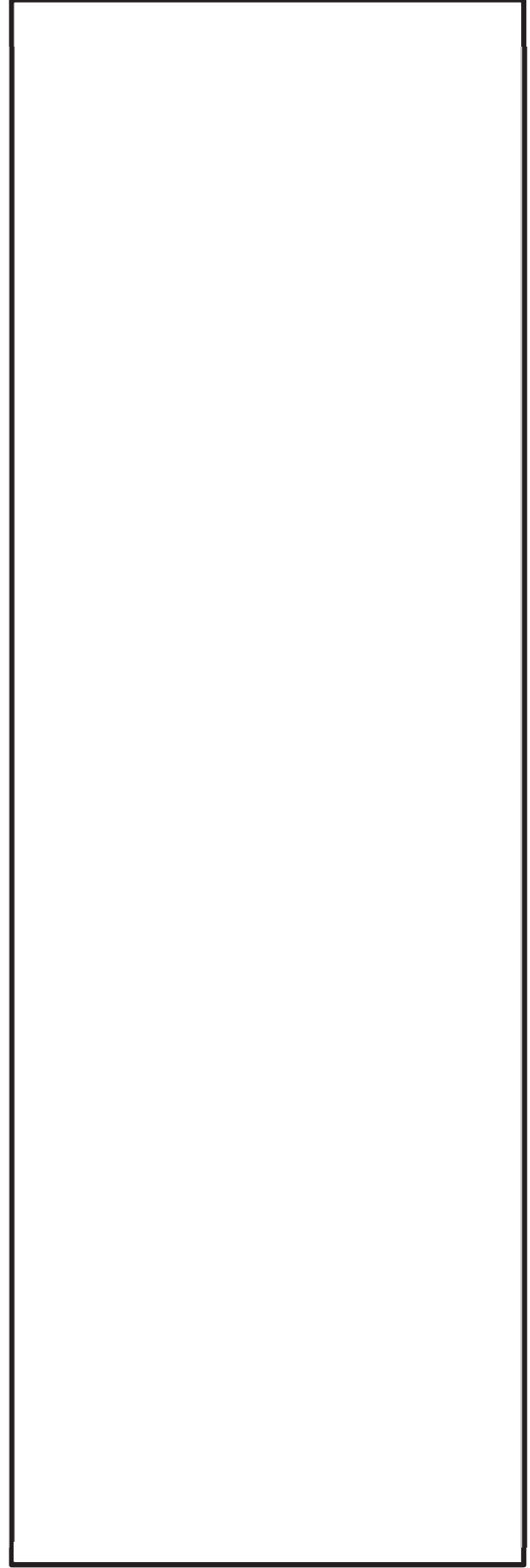


図 4 - 3 ストップアの位置

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作業選択を「キャスク搬入」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 KK6 補足-028-10-28「原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算書に関する補足説明資料」にて説明する。

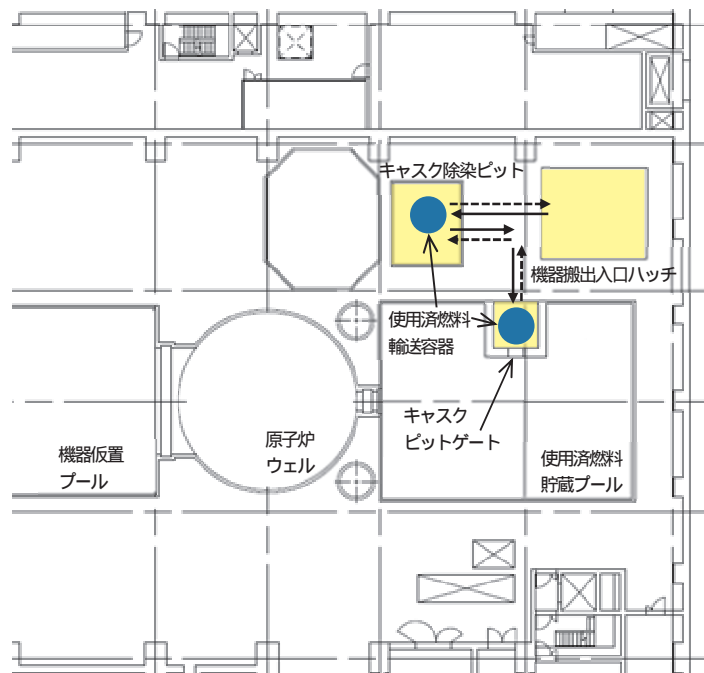
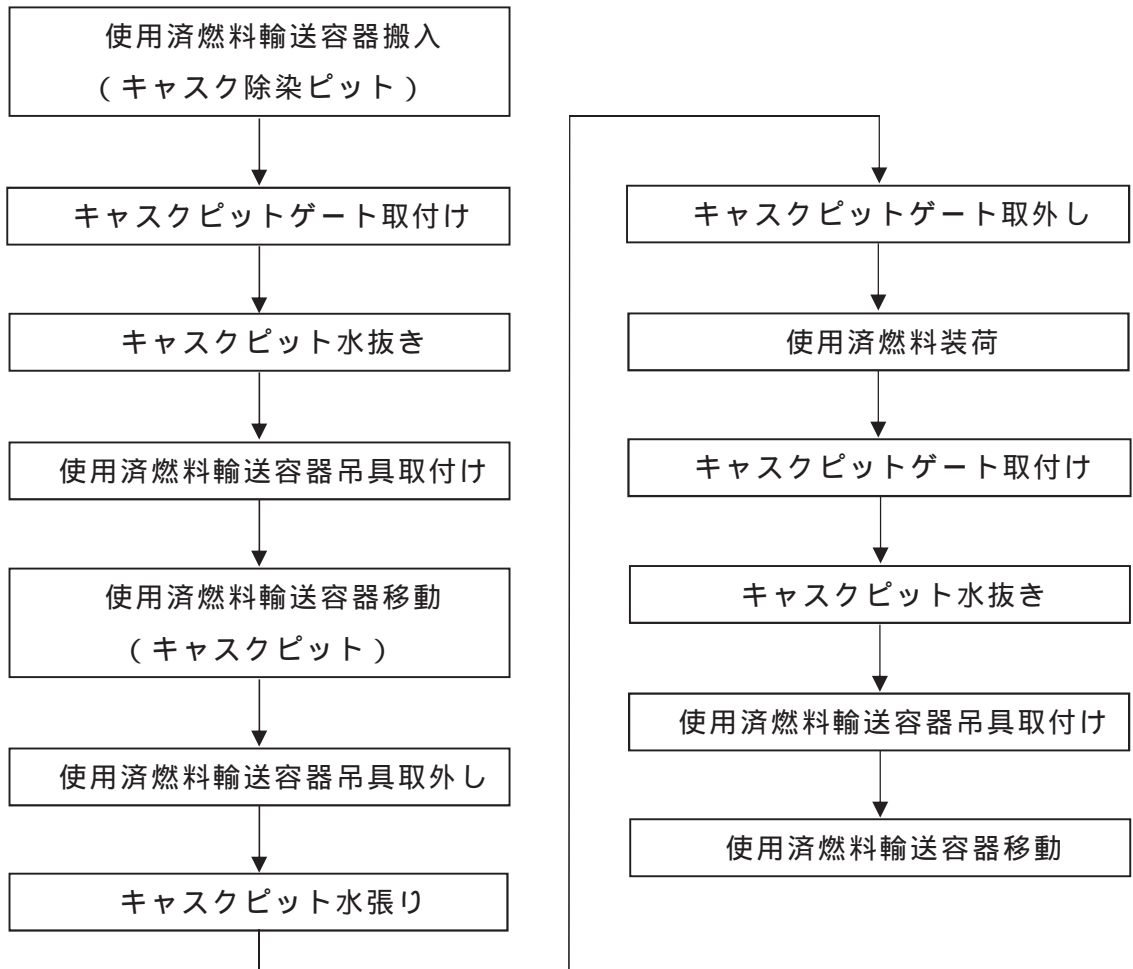


図 5 - 1 キャスク取扱い作業フロー (例)

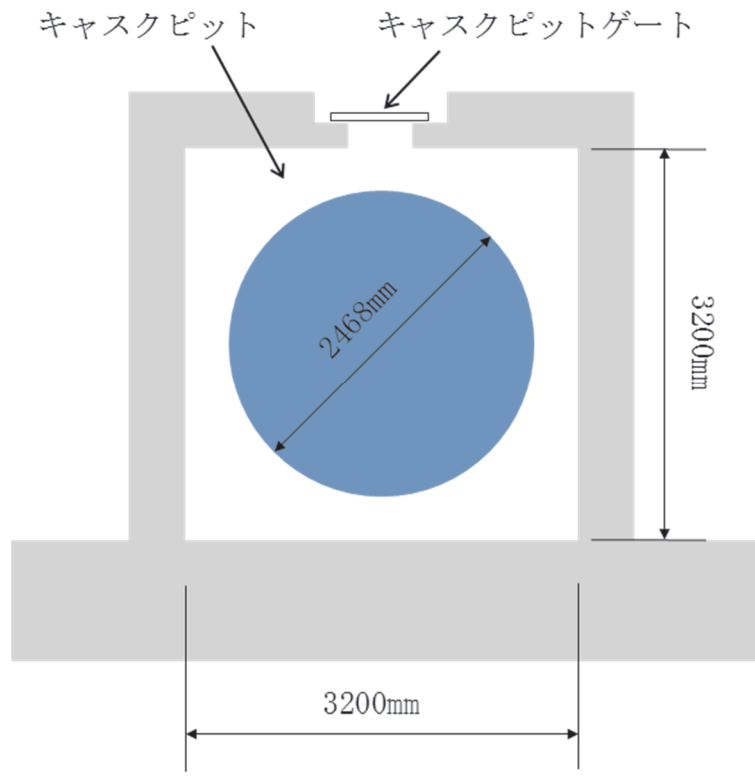


図 5 - 2 使用済燃料輸送容器とキャスクピットの位置関係（上から見た図）

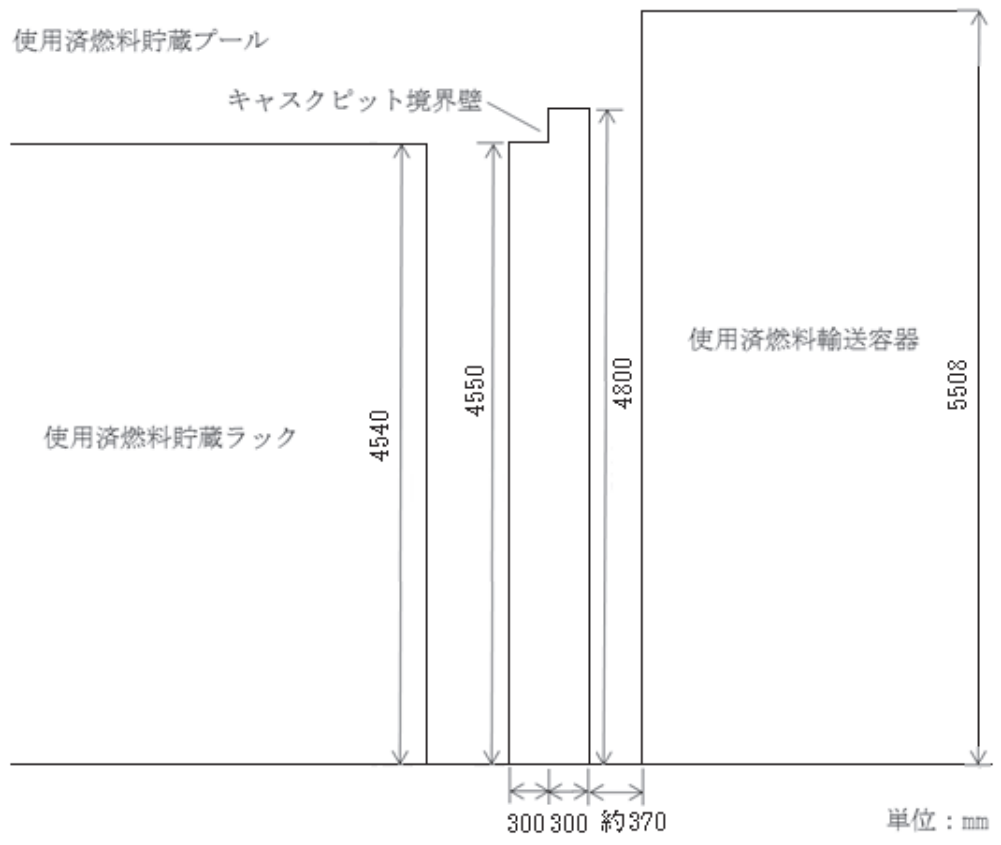


図 5 - 3 使用済燃料輸送容器とキャスクピットの位置関係（横から見た図）

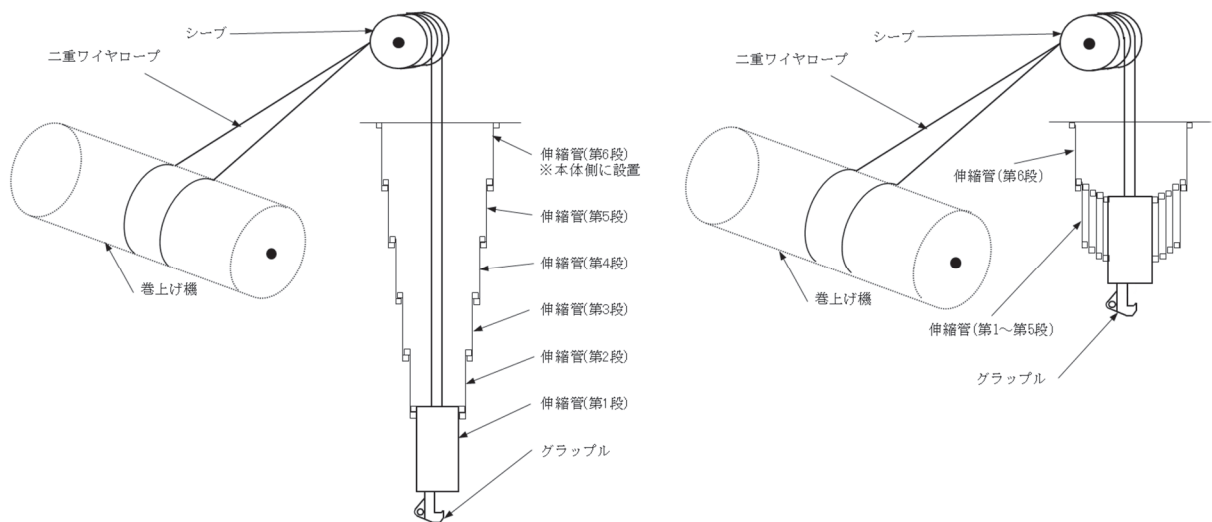
6. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について

燃料取替機は、ワイヤロープを2本有しており、2本が「燃料集合体、グラップル及び伸縮管」を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6段を除く第1段～第5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17.0 kN（定格荷重460 kg、伸縮管（第1段～第5段の荷重）約 kg、グラップル 約 kg：合計約 kg）で、安全率は約6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（グラップル、伸縮管（第1段）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)

図 6-1 ワイヤロープ概略図

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。空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及びチャンネル貯蔵ラック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	A 照明	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 屋根トラス、耐震壁等		基準地震動Ssに対する落下防止設計	
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Ss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Ss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Ssに対する落下防止設計	
6	その他クレーン類	燃料コンテナ起立台	ウォークダウンにより抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3}	
		新燃料検査台			
		機器搬出入口用ジブクレーン			
7	RCCVヘッド (取扱具含む)	RCCVヘッド(ボルト含む)	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}	
		RCCV M/I 吊具			
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	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}	
		RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	作業実績を踏まえ抽出		
		RPVオーリング	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		RPVヘッド保温材		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}	
		圧力容器上蓋仮置除染ビット 上蓋支持台	作業実績を踏まえ抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3}	
スタッドボルトトラック	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}			
9	再循環ポンプ仮置台	再循環ポンプ仮置台	機器配置図等により抽出	撤去 ^{*6}	
		ボルトスタンド	機器配置図等により抽出		
10	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	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		B シュラウドヘッドボルト	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 シュラウドヘッドボルトレンチ			
		B 蒸気乾燥器	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		B 蒸気乾燥器・気水分離器吊具	作業実績を踏まえ抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}	
		B MSラインプラグ			
		B 主蒸気ラインプラグ 操作ユニット			
		B ガイドロッド			
		A ガイドロッドつかみ具			
		A グリッドガイド	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 挿入ガイド用一時保管具			
		A インコア挿入ガイド			
		A サーベランス試験片			機器配置図等により抽出
		A 操作ポール+その他プール工具			作業実績を踏まえ抽出
		B 再循環ポンプインベラ・シャフト	機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		B 再循環ポンプインベラ・シャフトつかみ具		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}	
		A 再循環ポンプ運搬用仮設レール		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 再循環ポンプ検査水槽		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3}	
		B 再循環ポンプ検査水槽用リール		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	
		A 再循環ポンプ上部取扱接続ロッド			
		B 再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		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		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}	
		B 再循環ポンプストレッチチューブネジ部保護具		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3}	
		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
		B 再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具		機器配置図等により抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}
		B 再循環ポンプ取扱具保管棚		隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3}	
		B 再循環ポンプモータ用上部プラグ	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3,4}		
		A LPRM検出器	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 / ドライチューブ移送具			
		A LPRM / ドライチューブ取扱具			
A 引抜き IHT用錘					
A 挿入用 IHT					
A LPRM吊下げハンガ					

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		
10	内挿物（取扱具含む）	B	インコアストロングバック （原子炉内計装搬出入装置）	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	SRNM	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	中性子源		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		A	起動用中性子源ホルダ		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		離隔、固縛等による落下防止対策	
		B	制御棒 + 燃料サポート		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*4}	
		B	制御棒・燃料サポート同時つかみ具			
		A	制御棒			
		A	制御棒つかみ具			
		A	燃料チャンネル着脱機	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	チャンネル			
		A	チャンネル移動つかみ具			
		A	チャンネル取扱具			
		A	チャンネルボルトレンチ	作業実績を踏まえ抽出		
		A	ブレードガイド（ダブル）			
		A	ブレードガイド（短尺）			
A	他号機燃料取扱グラブ（収納コンテナ含む）					
11	チャンネル貯蔵ラック	チャンネル貯蔵ラック	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		
12	プール内ラック類	A	ブレードガイド貯蔵ラック	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	使用済燃料貯蔵ラック			
		A	制御棒・破損燃料貯蔵ラック		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*3}	
		B	新燃料貯蔵ラック		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	制御棒貯蔵ハンガ			
		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			
13	プールゲート類	D/Sプールゲート	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}		
		燃料プールゲートG1				
		燃料プールゲートG2				
		キャスクピットゲートG3				
14	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			
15	電源盤類	照明用トランス	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}		
		照明用分電盤				
		燃料チャンネル着脱機制御盤	機器配置図等により抽出			
		燃料プール状態表示盤				
		作業用電源箱	ウォークダウンにより抽出			
		使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱				
		機器搬出入口ハッチカバー用制御盤				
		機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン作業電源箱				
		無線通信設備補助増幅器				
		RPVヘッド自動着脱機電源箱	機器配置図等により抽出			
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	ウォークダウンにより抽出			
		燃料取替機制御室空調機現場盤	機器配置図等により抽出			
再循環ポンプ検査水槽用制御盤						
インペラ・シャフト検査装置制御盤						
16	フェンス・ラダー類	A	手摺り	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	新燃料検査台ピット用ラダー	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}
		B	D/Sプール用梯子	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}
		B	原子炉ウェル用梯子			
17	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）		離隔、固縛等による落下防止対策 ^{*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
18	作業機材類	B 真空清掃設備清掃用具格納箱	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 原子炉建屋オペレーティングフロアハッチカバー 支管用カバー収納箱		
		A 水中テレビカメラビデオ装置		
		A 水中テレビカメラコントローラ	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 SFP 操作プラットフォーム		
		A 横向水中照明具		
		A 広域水中照明具		
		A ドロップライト	作業実績を踏まえ抽出	
		A ビューイングエイド		
		A 水中カメラ		
		B 燃料グループ 工具棚	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 保管棚 (A)		
		B 保管棚 (B)		
		B 保管棚 (C)		
B 保管棚 (D)				
19	計器・カメラ・通信機器類	B エリア放射線モニタ	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 SGT5排気流量発信器		
		B ベーシング		
		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 IAEAカメラ		
		B 燃料取替エリア排気放射線モニタ (安全系)		
		B 光ジャンクションボックスch3		
		A 使用済燃料貯蔵プール温度計	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 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 スタックドレン配管Uシール水位計				
20	試験・検査用機材類	A インベラ・シャフト検査装置	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 スタッドボルト探傷装置	機器配置図等により抽出	
		B スタッドボルト用試験片	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 テストウェイト (180KG用)	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
		B テストウェイト (390KG, 460KG用)		
		B 再循環ポンプホイス用テストウェイト		
21	コンクリートプラグ・ハッチ類	機器搬出入口ハッチカバー	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*3,4
		燃料把握機調整ビットカバー	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
		キャスク洗浄ビットカバー	ウォークダウンにより抽出	機器配置図等により抽出
		D/SカナルプラグA		
		D/SカナルプラグB		
		D/SカナルプラグC		
		ウェルシールドプラグA		
		ウェルシールドプラグB		
		ウェルシールドプラグC		
		ウェルシールドプラグD		
		ウェルシールドプラグE		
		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		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーA	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
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーB		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーC		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーD		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーE		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーF		
		SFPスロットプラグA	機器配置図等により抽出	
		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				
D/SプールカバーA				
D/SプールカバーB				
D/SプールカバーC				
D/SプールカバーD				
D/SプールカバーE				

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
22	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
23	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器	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
		配管	機器配置図等により抽出	
24	その他	A チェッカ 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		
		B 掲示物		離隔，固縛等による落下防止対策
		B 鉛ガラス		
		B ダクト		
		B トップベント		
		B ブローアウトパネル		
		A ケーブル		
		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		

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6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Ss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。

*6：再循環ポンプ仮置台は基準地震動Ss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，再循環ポンプ仮置台で実施していた作業は，原子炉建屋クレーンにより実施可能なため，再循環ポンプ仮置台撤去による問題はない。

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		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	燃料コンテナ起立台	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		2	新燃料検査台	
		3	機器搬出入口用ジブクレーン	
7	RCCVヘッド(取扱具含む)	4	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
		5	RCCV M/I 吊具	
8	RPVヘッド(取扱具含む)	6	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	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 重量, 形状
		7	RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	
		8	RPVヘッド保温材	
		9	圧力容器上蓋仮置除染ビット 上蓋支持台	
		10	スタッドボルトラック	
		11	ボルトスタンド	
10	内挿物(取扱具含む)	12	蒸気乾燥器・気水分離器吊具	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		13	MSラインプラグ	
		14	主蒸気ラインプラグ 操作ユニット	
		15	ガイドロッド	
		16	再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具	
		17	再循環ポンプ検査水槽	
		18	再循環ポンプ検査水槽用リール	
		19	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	
		20	再循環ポンプストレッチチューブネジ部保護具	
		21	再循環ポンプディフューザ ウェアリングつかみ具	
		22	再循環ポンプ取扱具保管棚	
		23	再循環ポンプモータ用上部プラグ	
24	インコアストロングバック (原子炉内計装管搬出入装置)			
12	プール内ラック類	25	新燃料貯蔵ラック	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
15	電源盤類	26	照明用トランス	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 形状, 床の段差
		27	照明用分電盤	
		28	燃料チャンネル着脱機制御盤	
		29	燃料プール状態表示盤	
		30	作業用電源箱	
		31	使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	
		32	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	
		33	機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱	
		34	無線通信設備補助増幅器	
		35	RPVヘッド自動着脱機電源箱	
		36	原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	
		37	燃料取替機制御室空調現場盤	
		38	再循環ポンプ検査水槽用制御盤	
		39	インペラ・シャフト検査装置制御盤	
16	フェンス・ラダー類	40	新燃料検査台ビット用ラダー	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		41	D/Sプール用梯子	
		42	原子炉ウエル用梯子	
17	装置類	43	伸縮式電動ハッチ駆動装置	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
18	作業機材類	44	真空清掃設備清掃用具格納箱	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		45	原子炉建屋オペレーティングフロアハッチカバー 支点用カバー収納箱	
		46	燃料グループ 工具棚	
		47	保管棚(A)	
			保管棚(B)	
保管棚(C)				
保管棚(D)				
19	計器・カメラ・通信機器類	48	エリア放射線モニタ	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差
		49	SGTS排気流量発信器	
		50	ページング	
		51	燃料取替エリア排気放射線モニタ(安全系)	
		52	光ジャンクションボックスch3	
		53	水素濃度計	
54	スタックドレン配管Uシール水位計			
20	試験・検査用機材類	55	スタッドボルト用試験片	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)
21	コンクリートプラグ・ハッチ類	56	機器搬出入口ハッチカバー	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 重量, 形状
		57	新燃料検査台ビットカバー	
		58	キャスク洗浄ビットカバー	
		59	D/SカナルプラグA	
			D/SカナルプラグB	
			D/SカナルプラグC	
		60	ウエルシールドプラグA	
			ウエルシールドプラグB	
			ウエルシールドプラグC	
			ウエルシールドプラグD	
			ウエルシールドプラグE	
		61	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	
		62	新燃料貯蔵庫ハッチカバーA	
			新燃料貯蔵庫ハッチカバーB	
			新燃料貯蔵庫ハッチカバーC	
			新燃料貯蔵庫ハッチカバーD	
			新燃料貯蔵庫ハッチカバーE	
			新燃料貯蔵庫ハッチカバーF	
		63	SFPスロットプラグA	
			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				
64	D/SプールカバーA			
	D/SプールカバーB			
	D/SプールカバーC			
	D/SプールカバーD			
	D/SプールカバーE			
22	空調機	65	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
24	その他	66	消火設備	使用済燃料貯蔵プールからの距離, 床の段差

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・15t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	主巻は設工認 -1-3-3 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	主巻は設工認 -1-3-3 3.落下防止対策による。
8	RPVヘッド(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機))+スタッドボルト	主巻・専用吊具	主巻は設工認 -1-3-3 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。
		RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	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ー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
		RPVオーリング	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ー値に対して、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	主巻は設工認 -1-3-3 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。
		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。
		10	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			主巻は設工認 -1-3-3 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			主巻は設工認 -1-3-3 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・気水分離器吊具	主巻・専用吊具			主巻は設工認 -1-3-3 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			主巻は設工認 -1-3-3 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ー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
ガイドロッド	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。
再循環ポンプインベラ・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ー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
再循環ポンプインベラ・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ー値に対して、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ー値に対して、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ー値に対して、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ー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
再循環ポンプモータ用上部ブラグ	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ー値に対して、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(原子炉内計装管搬出入装置)	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。
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。
13	ブルゲート類			D/Sブルゲート
		燃料ブルゲートG1	主巻・汎用吊具(ワイヤロープ)	主巻は設工認 -1-3-3 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。
		燃料ブルゲートG2	主巻・汎用吊具(ワイヤロープ)	主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。
		キャスクビットゲートG3	主巻・汎用吊具(ワイヤロープ)	主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・15t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
14	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	主巻は設工認 -1-3-3 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	主巻は設工認 -1-3-3 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）	主巻は設工認 -1-3-3 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。
16	フェンス・ラダー類	D/Sブール用梯子	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ）	15tホイスト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。
		原子炉ウエル用梯子	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ）	15tホイスト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	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。
20	試験・検査用機材類	スタッドボルト用試験片	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。
		テストウェイト（180KG用）	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。
		テストウェイト（390KG、460KG用）	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。
		再循環ポンプホイスト用テストウェイト	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ー値に対して、余裕を持った使用荷重としている。
21	コンクリートプラグ・ハッチ類	新燃料検査台ビットカバー	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。
		キャスク洗浄ビットカバー	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。
		D/SカナルプラグA	主巻・専用吊具・汎用吊具（ナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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カナルプラグB	主巻・専用吊具・汎用吊具（ナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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カナルプラグC	主巻・専用吊具・汎用吊具（ナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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。
		ウェルシールドプラグA	主巻・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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。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。
		ウェルシールドプラグB	主巻・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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。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。
		ウェルシールドプラグC	主巻・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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。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。
		ウェルシールドプラグD	主巻・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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。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。
		ウェルシールドプラグE	主巻・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	主巻は設工認 -1-3-3 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。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。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・15t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
21	コンクリートプラグ・ハッチ類	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。
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー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。
		新燃料貯蔵庫ハッチカバー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。
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーC	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。
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーD	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。
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーE	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。
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーF	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スロットプラグA	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ）	15tホイスト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スロットプラグB	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ）	15tホイスト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スロットプラグC	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ）	15tホイスト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スロットプラグD	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ）	15tホイスト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。
		D/SプールカバーA	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	15tホイスト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。
		D/SプールカバーB	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	15tホイスト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。
		D/SプールカバーC	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	15tホイスト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。
		D/SプールカバーD	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	15tホイスト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。
		D/SプールカバーE	15tホイスト・汎用吊具（ワイヤロープ及びナイロンスリング）	15tホイスト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。

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。

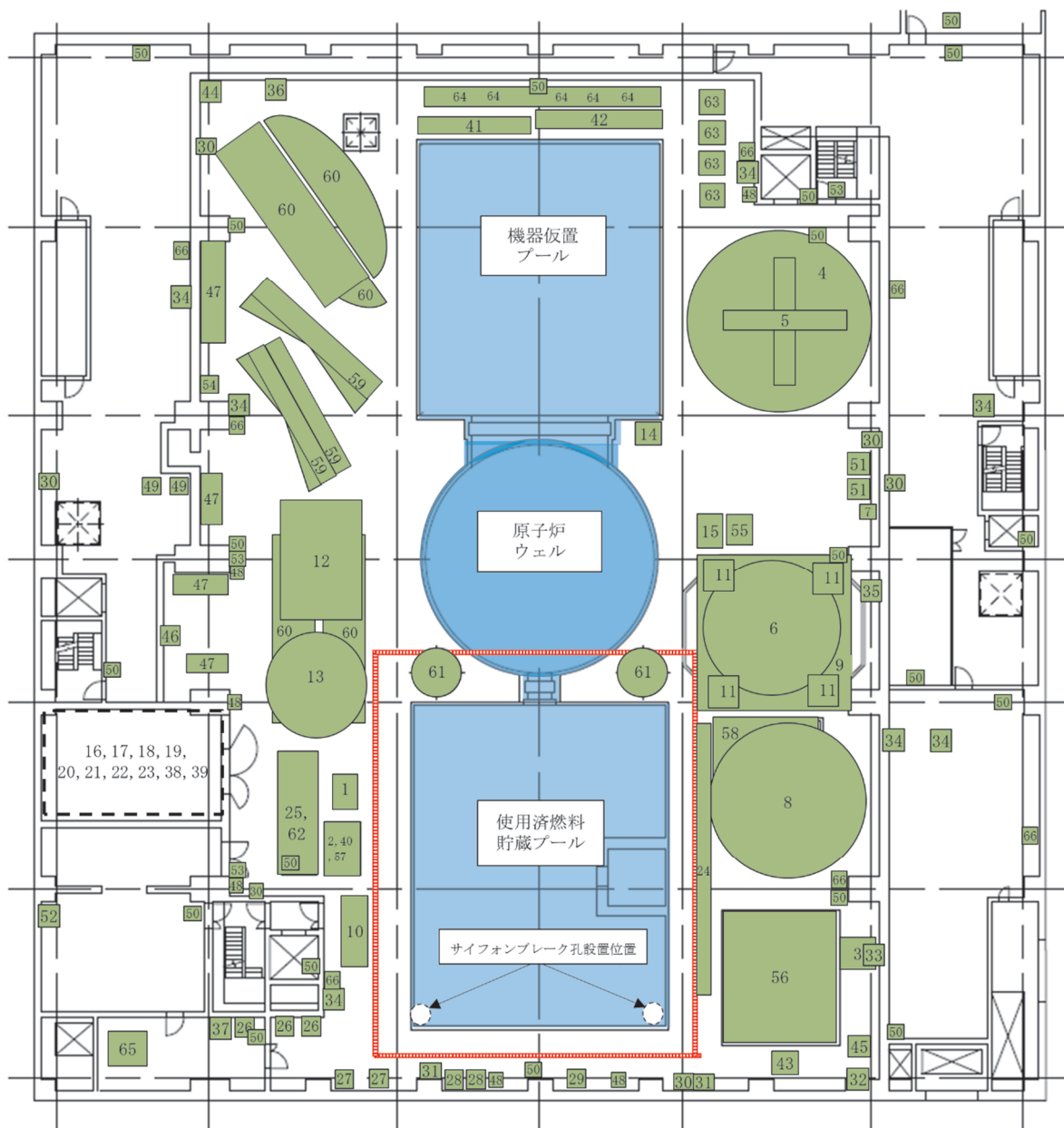


図 7 - 1 使用済燃料貯蔵プールのフロアレベルに設置するものの一覧

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6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。

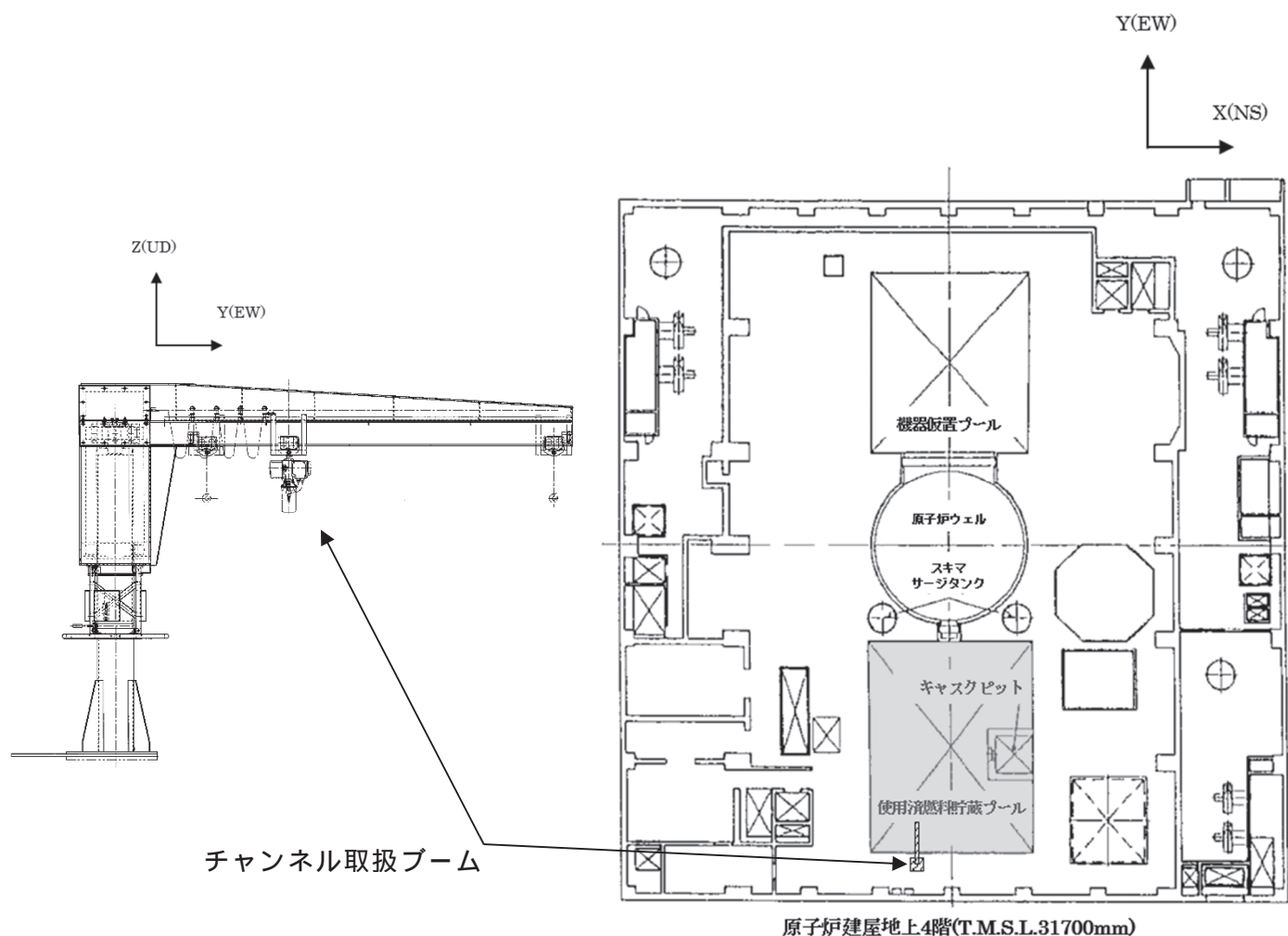


図7-2 チャンネル取扱ブームと使用済燃料貯蔵プール等との位置関係図

(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。

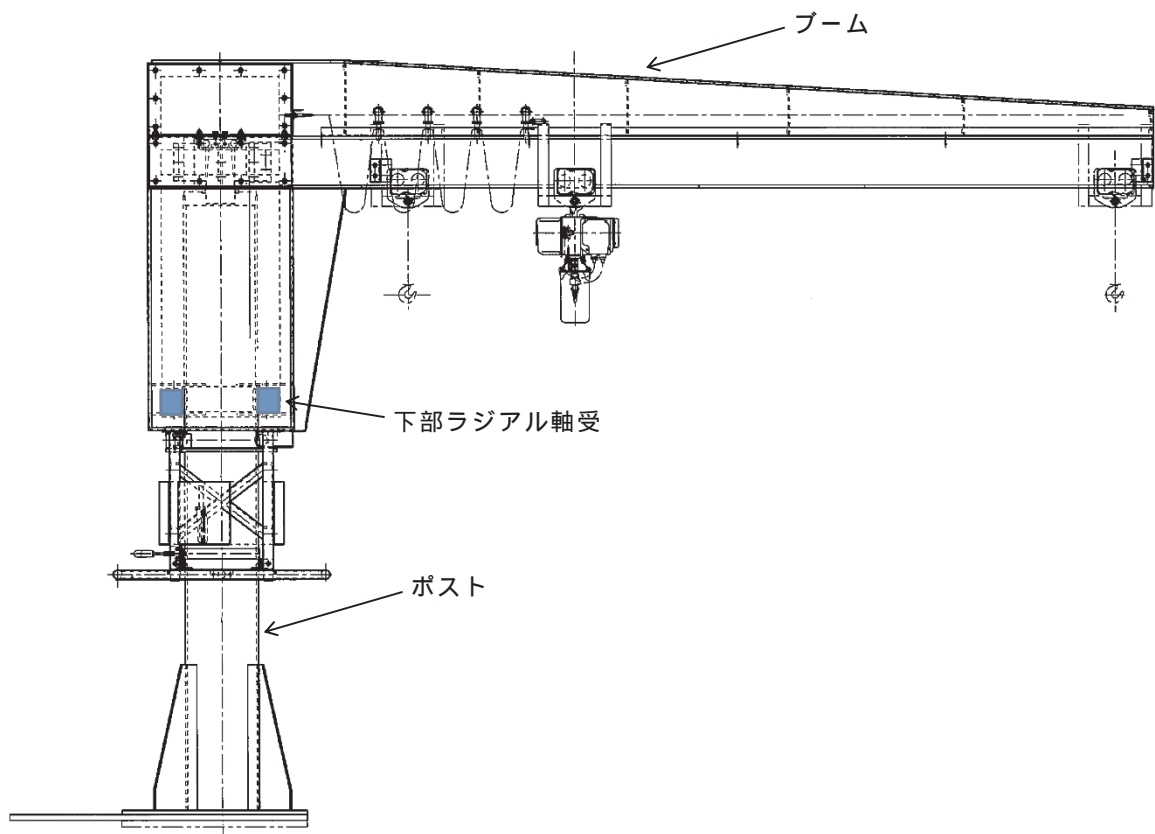
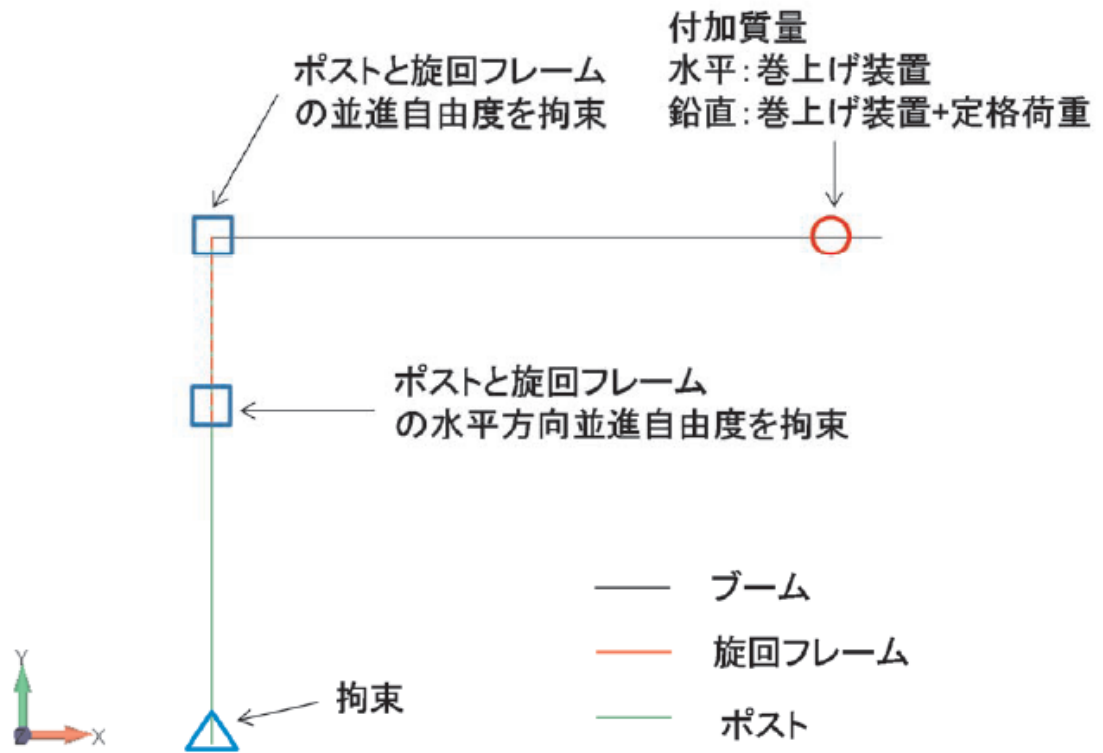


図 7-3 チャンネル取扱ブーム構造図



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, 裕度が最も厳しい下部ラジアル軸受で 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荷重の裕度

評価部位	評価項目	裕度	判定基準
下部ラジアル軸受	荷重	1.4	1.0 以上

(2) 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6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7-5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。

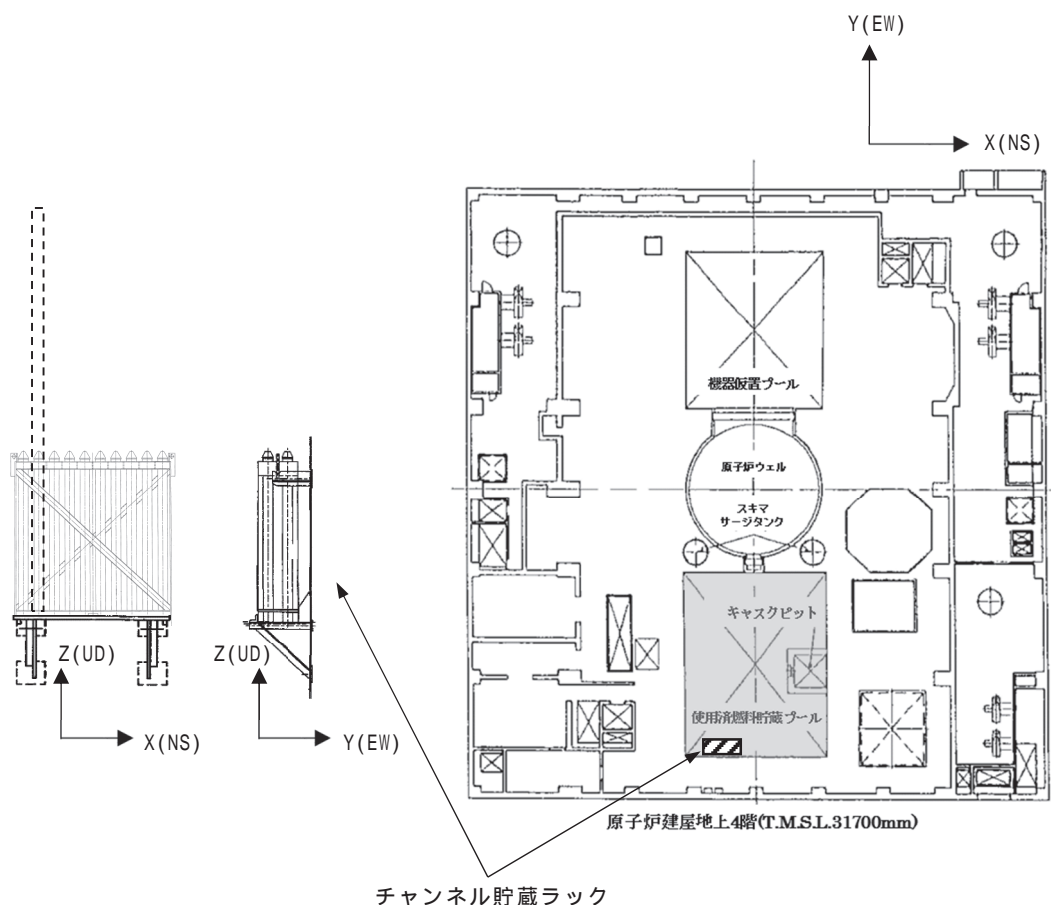


図7-5 チャンネル貯蔵ラックと使用済燃料貯蔵プール等との位置関係図

(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.22720mm から 24823mm 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 2 階(T.M.S.L.18100mm)、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)の地震力のうち最も大きい方の地震力を使用する。

(b) 構造強度評価

図 7-6 に示すチャンネル貯蔵ラックの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るため、固有値および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、応力計算結果はその他支持構造物の許容値と比較し評価する。

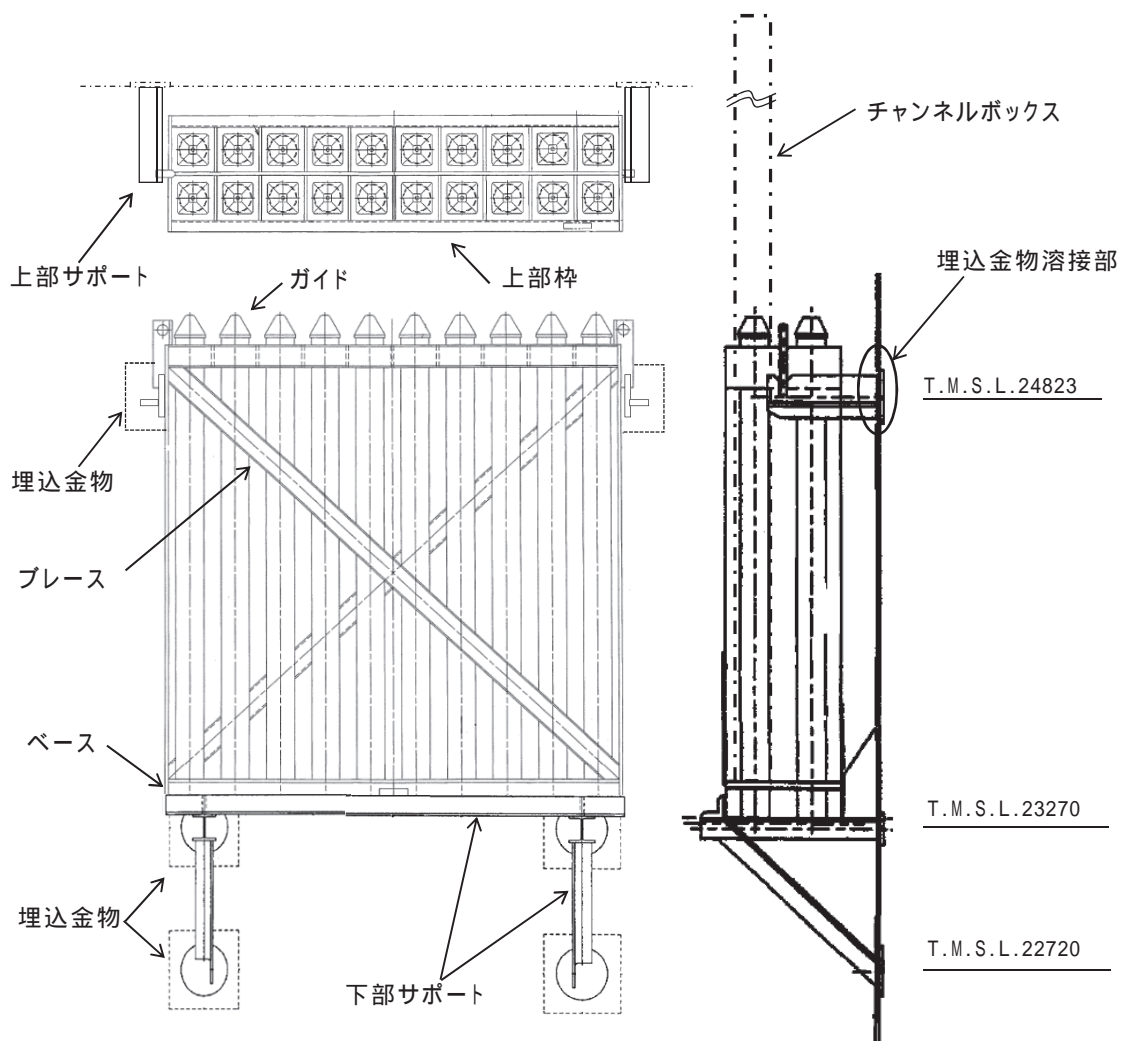


図 7-6 チャンネル貯蔵ラック構造図

注記*：溝型鋼と格子プレートを組み合わせた上部枠，ベース，ガイド及びブレースで構成され，プレートをT型に組み合わせた上部サポート及びH型鋼と等辺山形鋼から成る下部サポートを介して，壁の埋込金物に溶接で固定されている

(c) 評価結果

チャンネル貯蔵ラックの耐震評価の結果，裕度が最も厳しい上部サポートのフレーム付け根で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7-5に示す。

表7-5 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
上部サポート	埋込金物溶接部	引張	1.68	1.0 以上
		せん断	11.80	1.0 以上
		組合せ	1.65	1.0 以上

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。

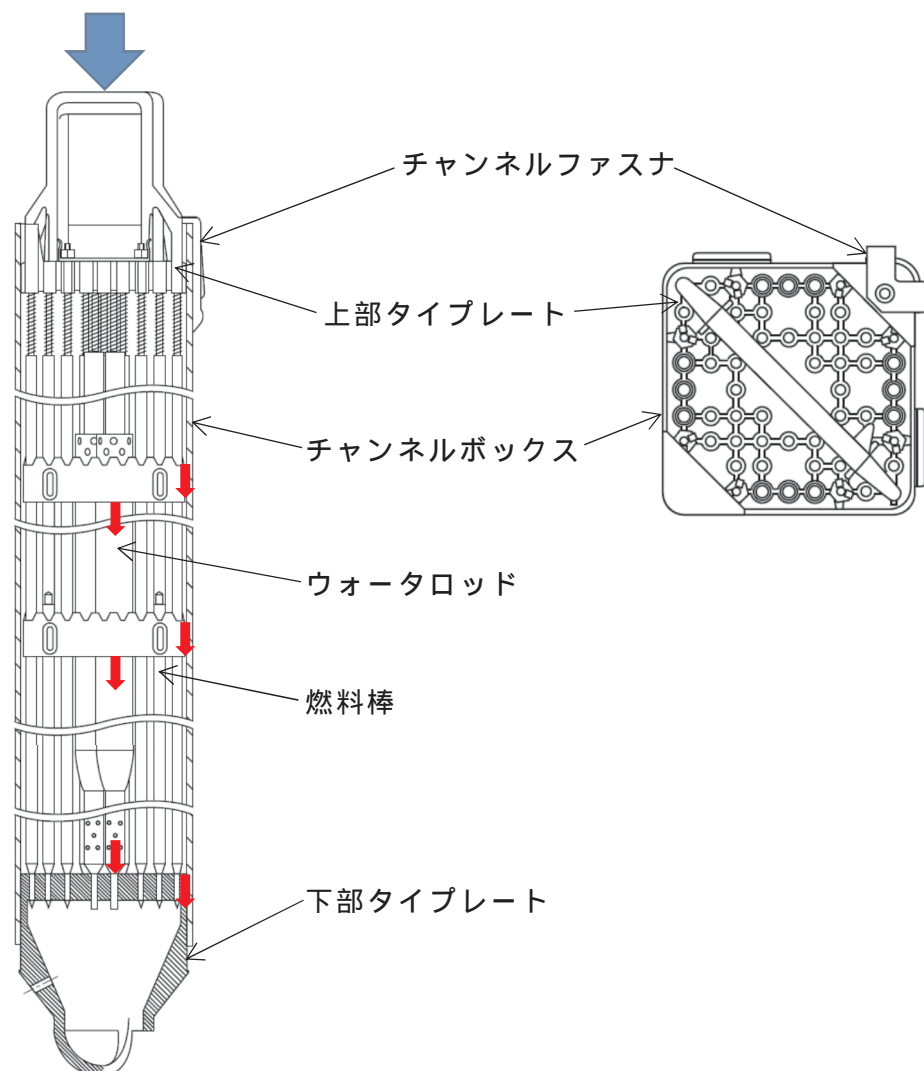


図1-1 チャンネルボックスの受ける荷重について

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pray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Spray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
別添 4 主な評価条件の柏崎刈羽原子力発電所第7号機との比較について	別 4 - 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11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	約16.4日	部分燃料取出しのため除外
第2回	約5.8日	部分燃料取出しのため除外
第3回	約32.2日	部分燃料取出しのため除外
第4回	約12.6日	
第5回	約10.5日	
第6回	約13.5日	
第7回	約14.5日	
第8回	約213.3日	中越沖地震後の追加取出しによる 全数取出し完了までの期間 (中越沖地震前に部分燃料取出しを実施)
第9回	約10.6日	部分燃料取出しのため除外
第10回	約37.3日	部分燃料取出しのため除外

(2) 停止期間（70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、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1-2参照）。

表1-2 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	全数取出	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1-2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ダ又は常設スプレイヘッダ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。

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

ここで制御棒放射能は添付書類「VI-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. スプレイ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;

- () Fire fighting;
- () Operations to mitigate fuel damage; and
- () 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イに関し、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)のスプレイを行うこと。
- ・使用済燃料貯蔵プール内燃料へのスプレイ量を見積もり、スプレイ量を決定する。
- ・スプレイは、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ドは、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 - 3 に、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を別添 1 の図 1 - 4 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^{*1}）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 h）が確保できると評価できる（可搬型スプレイヘッドのスプレイ試験については別添 1 参照）。

常設スプレイヘッドは、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 - 8 に示す。

スプレイ試験に基づく、別添 1 の図 1 - 8 と図 1 - 4 の比較より、常設スプレイヘッドを使用した場合、可搬型スプレイヘッド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ド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（常設スプレイヘッドのスプレイ試験については別添 1 参照）。

注記 * 1: 重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故 1 における評価条件

(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も 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*2)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*2:「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)

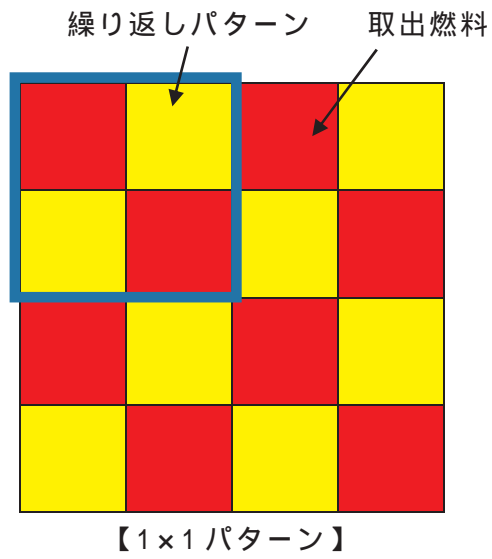


図 3 - 1 分散配置パターンの例

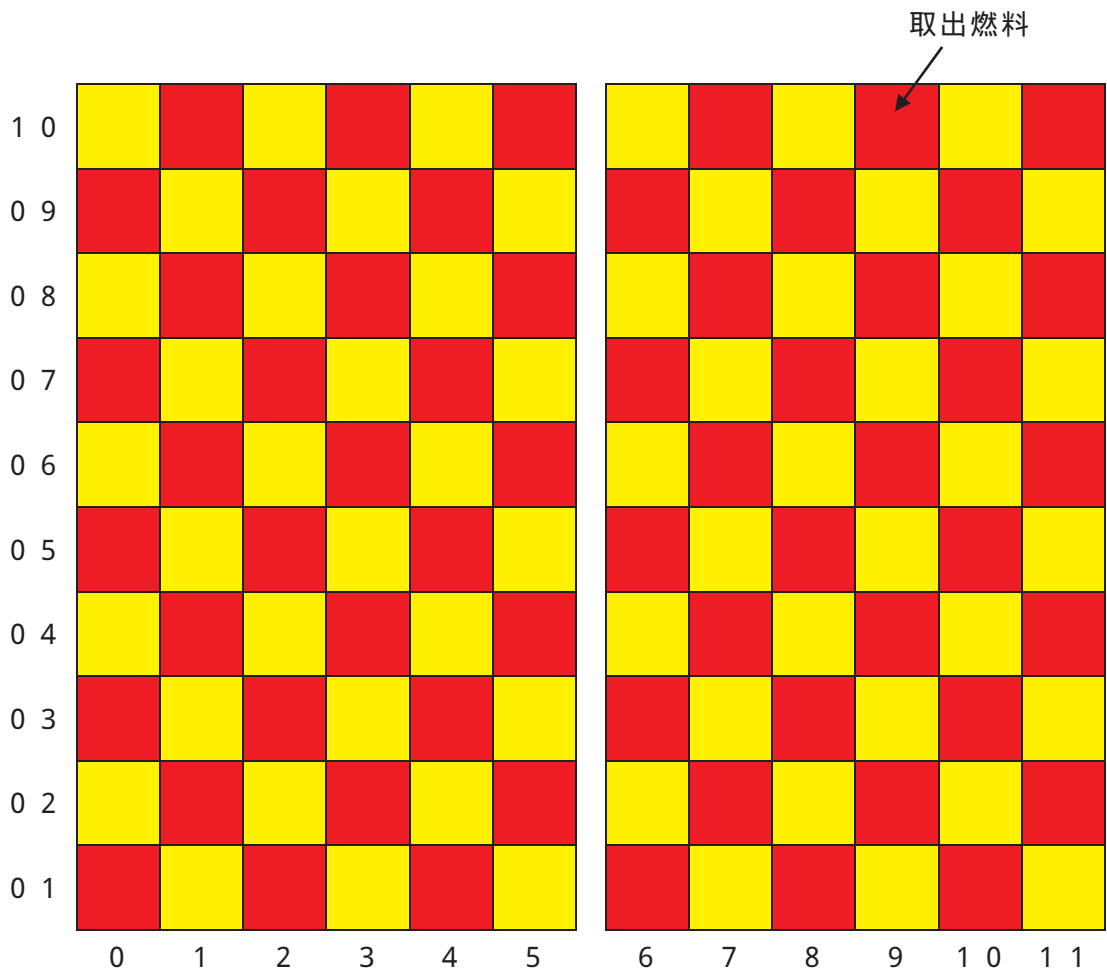


図 3 - 2 取出燃料を 120 体入りラックで分散配置した例 (1×1パターン)

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
 VI-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。

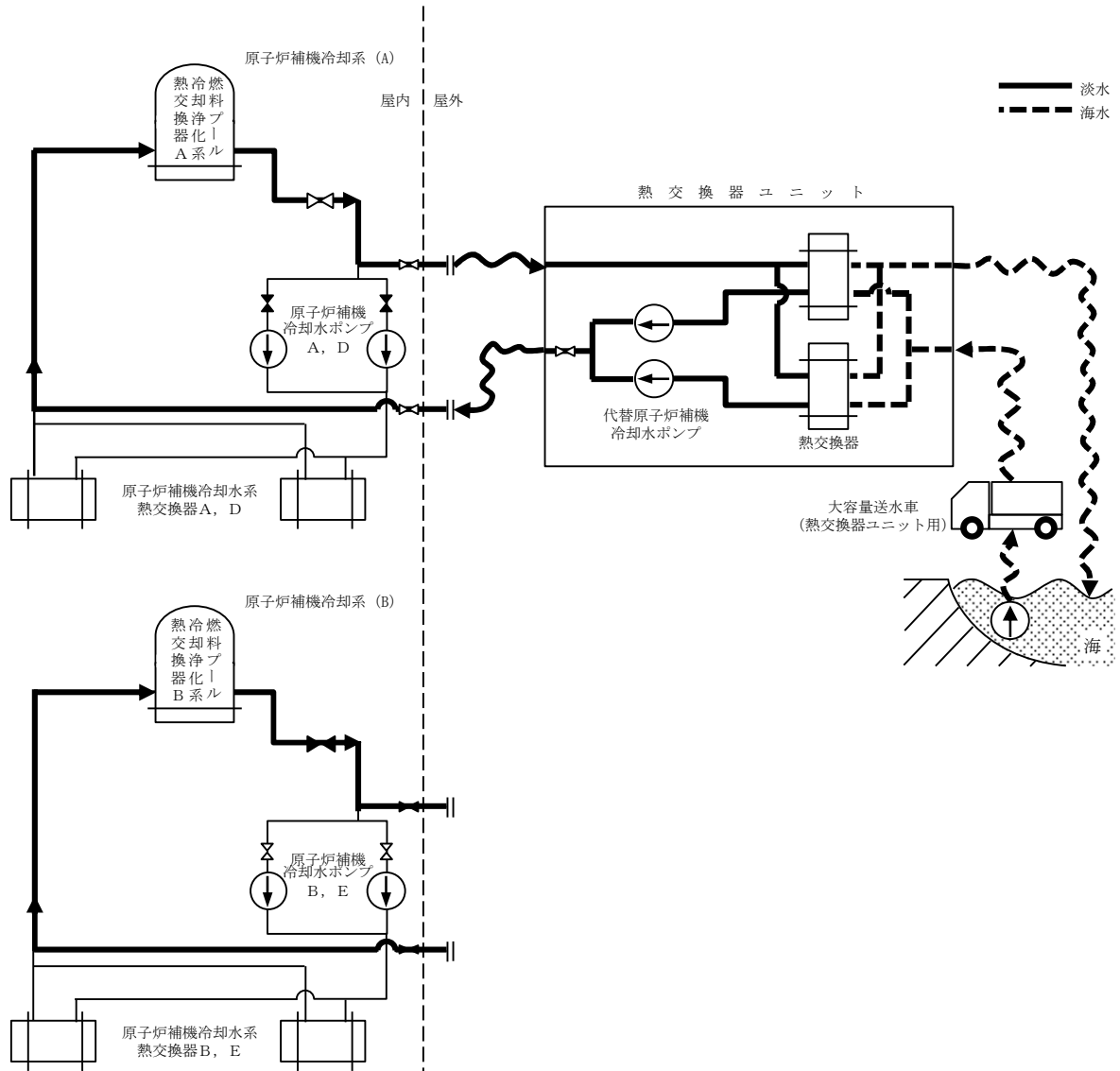


図 4-1 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系
 熱交換器冷却時の系統概要図
 (熱交換器ユニット P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000 を使用する場合)

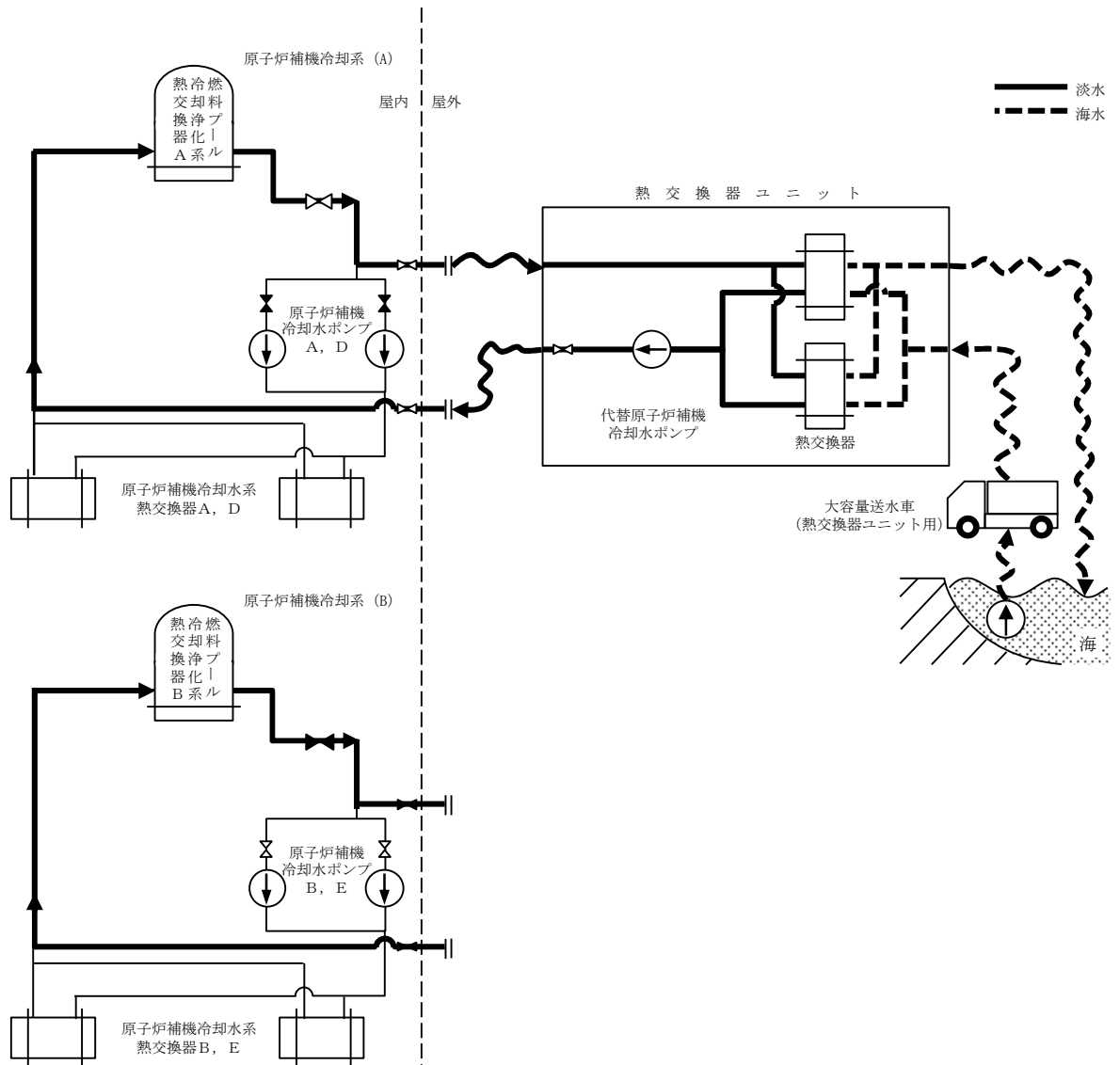


図 4-2 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系
熱交換器冷却時の系統概要図
(熱交換器ユニット P27-D1000, P27-D5000 を使用する場合)

使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

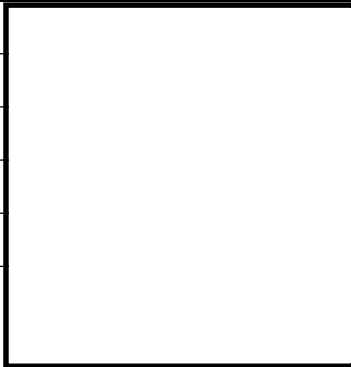
柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機で採用する可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機でのスプレイヘッドの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

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スpray 量の評価

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

図 1-4 に、スpray 分布と使用済燃料貯蔵プールとの位置関係を示す。

スpray 試験では、等間隔に配置した容器でスpray 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スpray する場合は 34 個、北側からスpray する場合は 35 個あり、南側からスpray する場合は平均 、北側からスpray する場合は平均 のスpray 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) に相当するスpray 量を求めたところ、南側からスpray する場合は約 、北側からスpray 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。

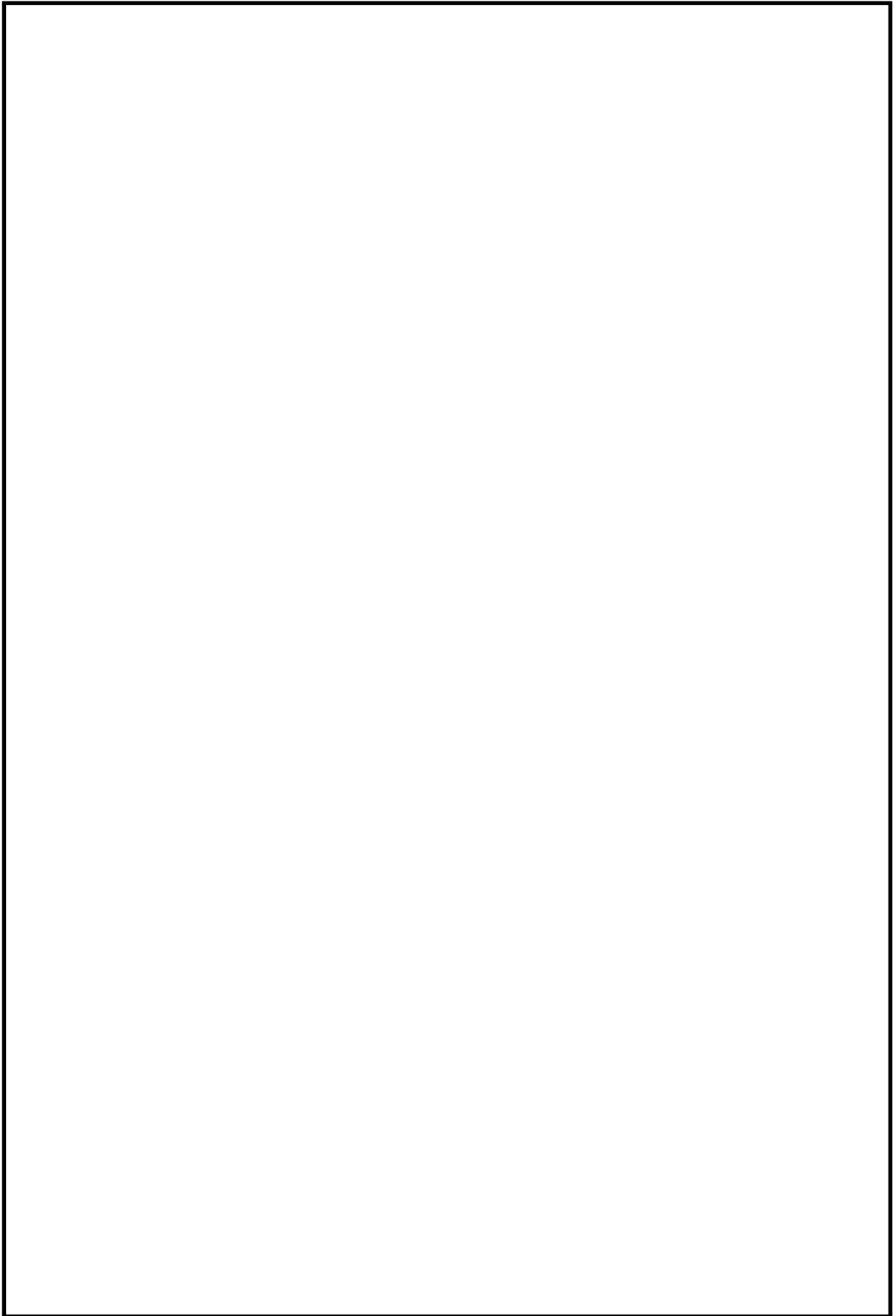


図 1-4 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの
設置位置とスプレイ分布

別 1-4

2. 常設スプレイヘッド

(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 (6 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。

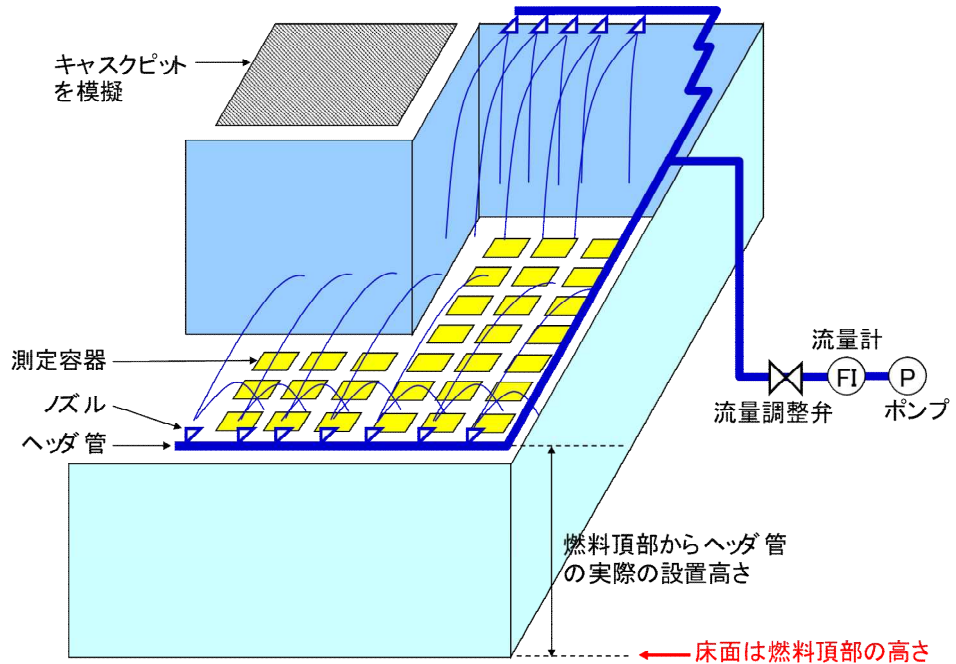


図1-5 試験設備概要図

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。

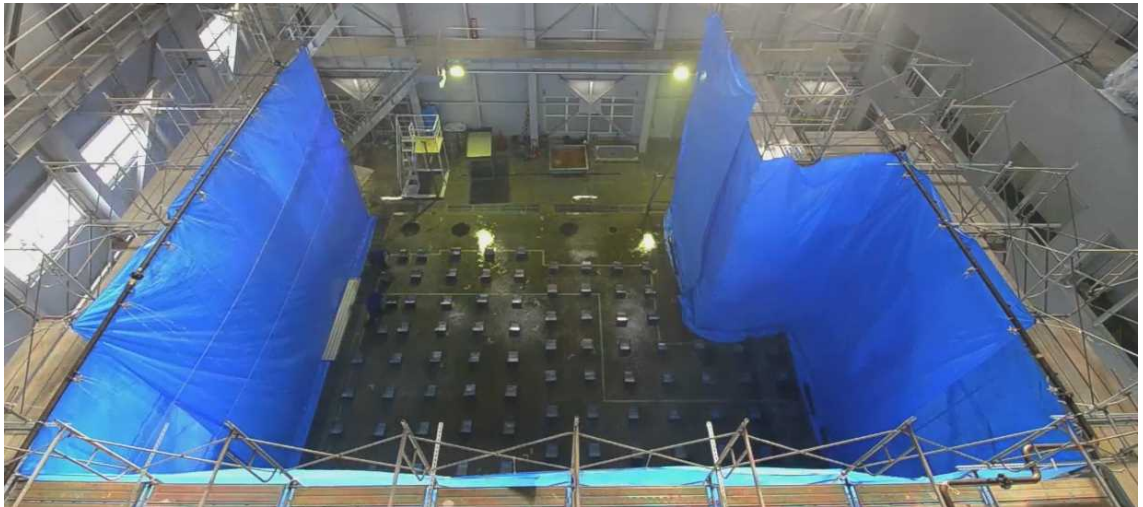


図1-6 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m³/h）



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		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

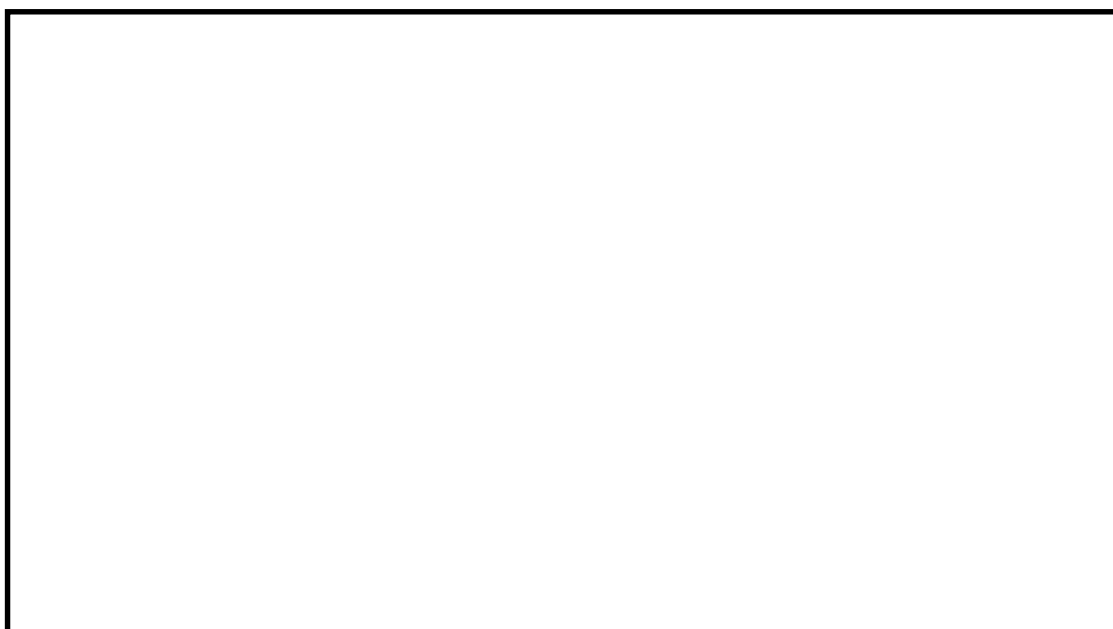


図 1-8 使用済燃料貯蔵プールのスプレイ時のスプレイ分布

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対流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対流により冷却できる。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。

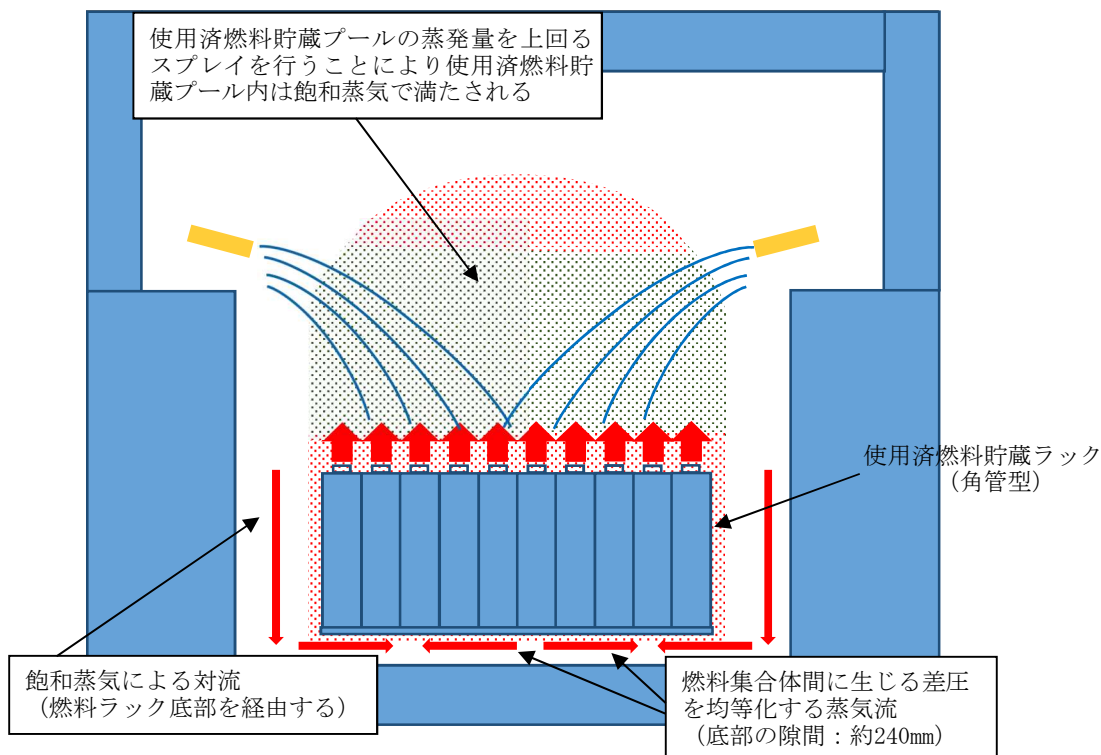


図2-1 スプレーによる水蒸気の流れ

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「VI-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。

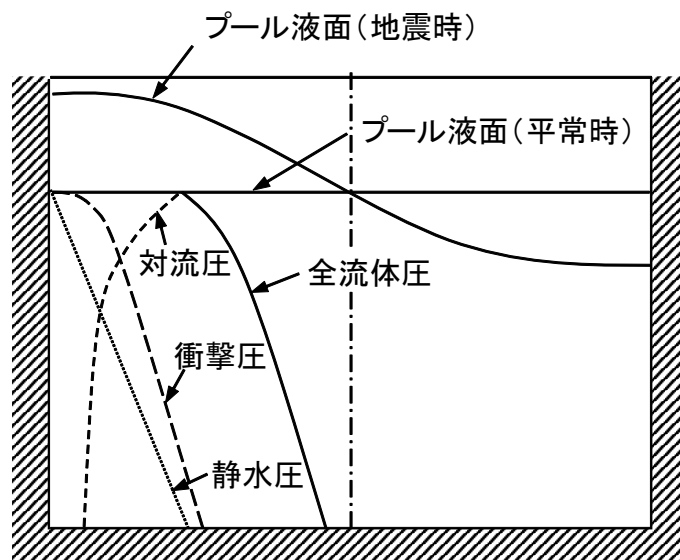


図 3-1 地震時の使用済燃料貯蔵プール側壁の圧力分布形状

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）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 : $F = \min (S_y, 0.7S_u)$

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) 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 SME S NC 1-2005/2007）付録材料図表 Part5 表 8（設計降伏点）に定める値。

- (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 SME S NC 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。

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。プールゲートは板厚 のベースプレートにステンスライニングを張りつけた構造であることから、ベースプレートの評価を行う。全流体荷重が最も大きくなる水深において、ベースプレートの高さ の範囲に作用する全流体荷重でベースプレートの強度を評価する。

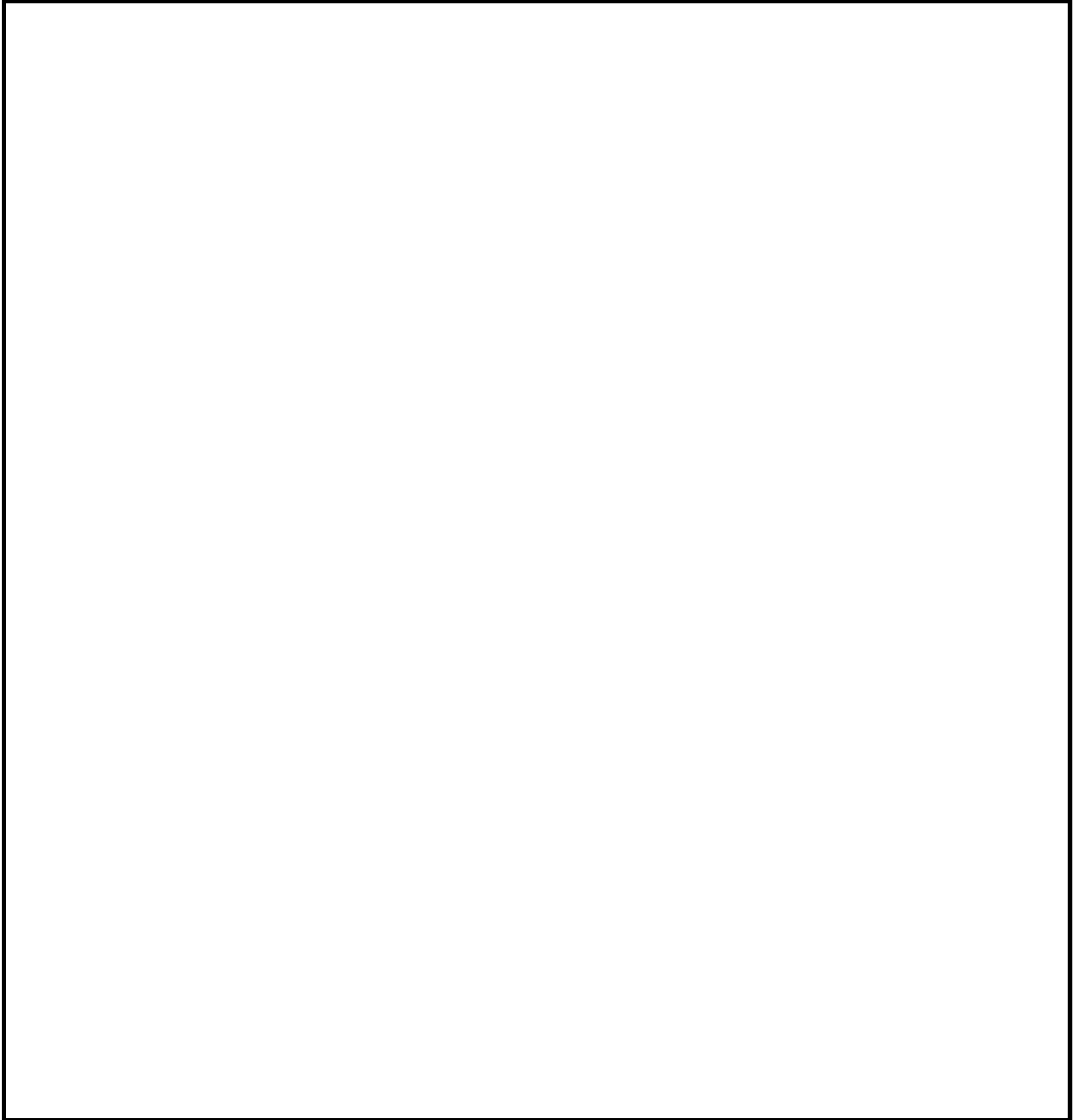


図 3-2 使用済燃料貯蔵プールゲートの評価モデル

(1) ベースプレートの応力計算

ベースプレートの応力は、両端支持梁の等分布荷重の計算式より求める。図3-3にベースプレート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 : ベースプレート長さ
- Z : 断面係数
- A : 断面積

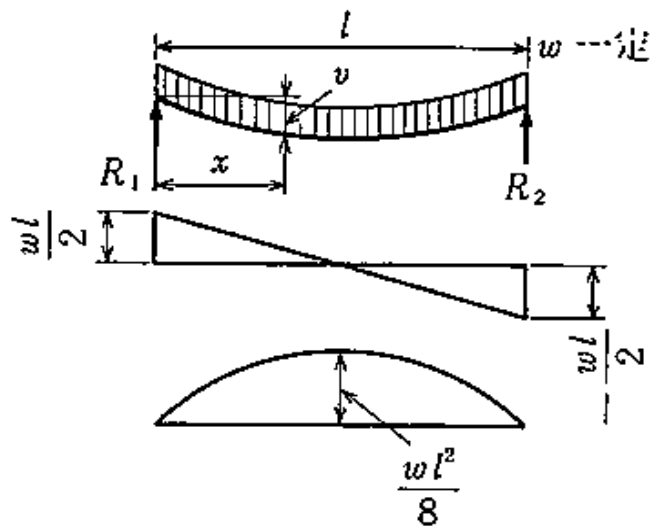


図3-3 ベースプレートの計算モデル図*1

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ベース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)	ベース 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

主な評価条件の柏崎刈羽原子力発電所第7号機との比較について

柏崎刈羽原子力発電所第6号機における使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書で使用している主な評価条件について、柏崎刈羽原子力発電所第7号機との比較を表1に示す。

表1 主な評価条件及び柏崎刈羽原子力発電所第7号機との比較

項目	7号機	6号機	備考
使用済燃料の崩壊熱	ORIGEN2で評価した崩壊熱 (10.899 MW)	7号機と同じ	使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量が6号機と比較して多く、保守的な条件である7号炉の使用済燃料の崩壊熱を使用
使用済燃料貯蔵プールからの蒸発量	約 19m ³ /h	7号機と同じ	7号機の崩壊熱条件を使用、且つ使用済燃料貯蔵プールの保有水量が7号機とほぼ同様であるため
可搬型 スプレイ ヘッド	スプレイ 分布	スプレイ試験に基づく スプレイ分布	可搬型スプレイヘッドは6,7号機共用設備であるため7号機と同じ評価条件を使用
	設置位置	7号機オペフロにおける 設置位置	スプレイ量の評価として6号機のオペフロにおいて実際に設置される位置を考慮

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
別添 1 主な評価条件の柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機との比較について	別 1 - 1

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

使用済燃料貯蔵プールディフューザ配管及びサイフォ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、サイフォンブレイク孔の設置場所を図 1-3 に示す。

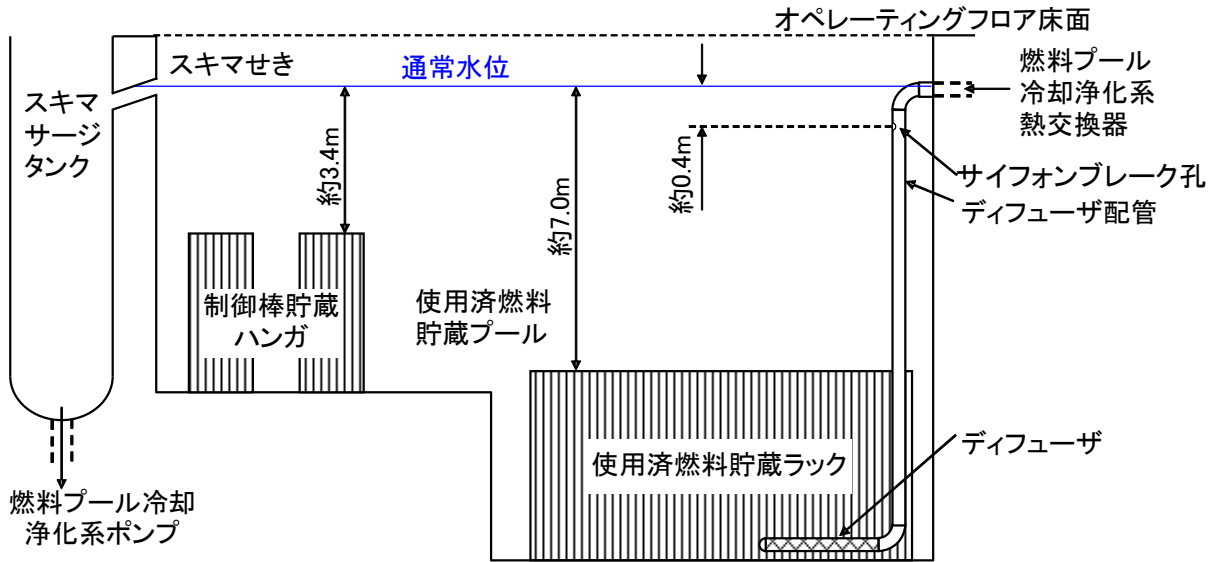


図 1-1 使用済燃料貯蔵プールに接続されている配管の概略図



図 1-2 サイフォンブレイク孔の現場写真

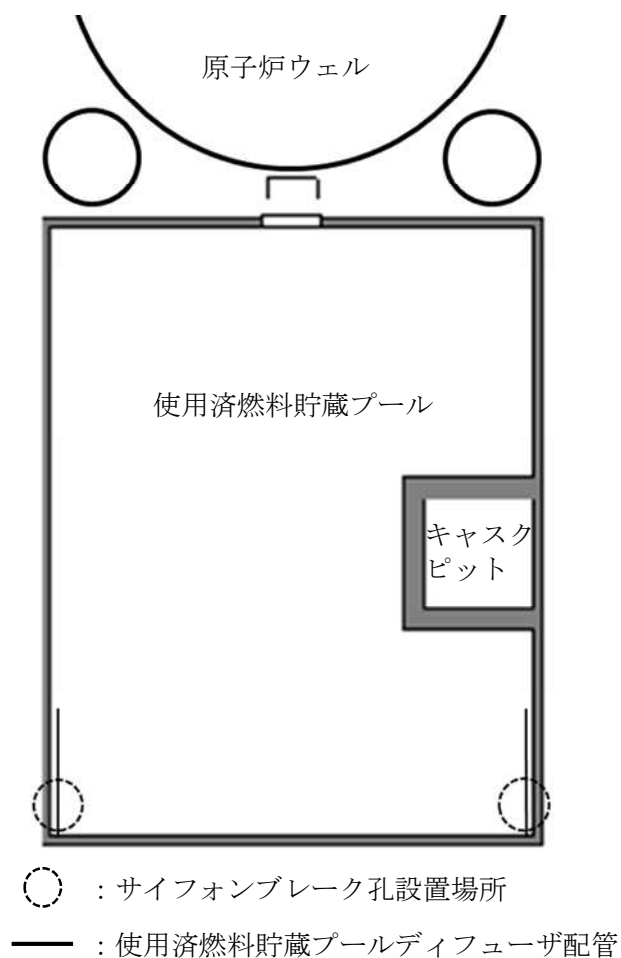


図 1-3 サイフォンブレイク孔の設置場所

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

配管内径：199.9mm

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。

配管強度について

サイフォンブレイク孔の穴径（φ 15mm）は，PPC-3422 により規定される「穴径 61mm」以下であり，かつ，管の内径の 4 分の 1（約 49mm）以下であることから，配管強度に問題はない。

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。

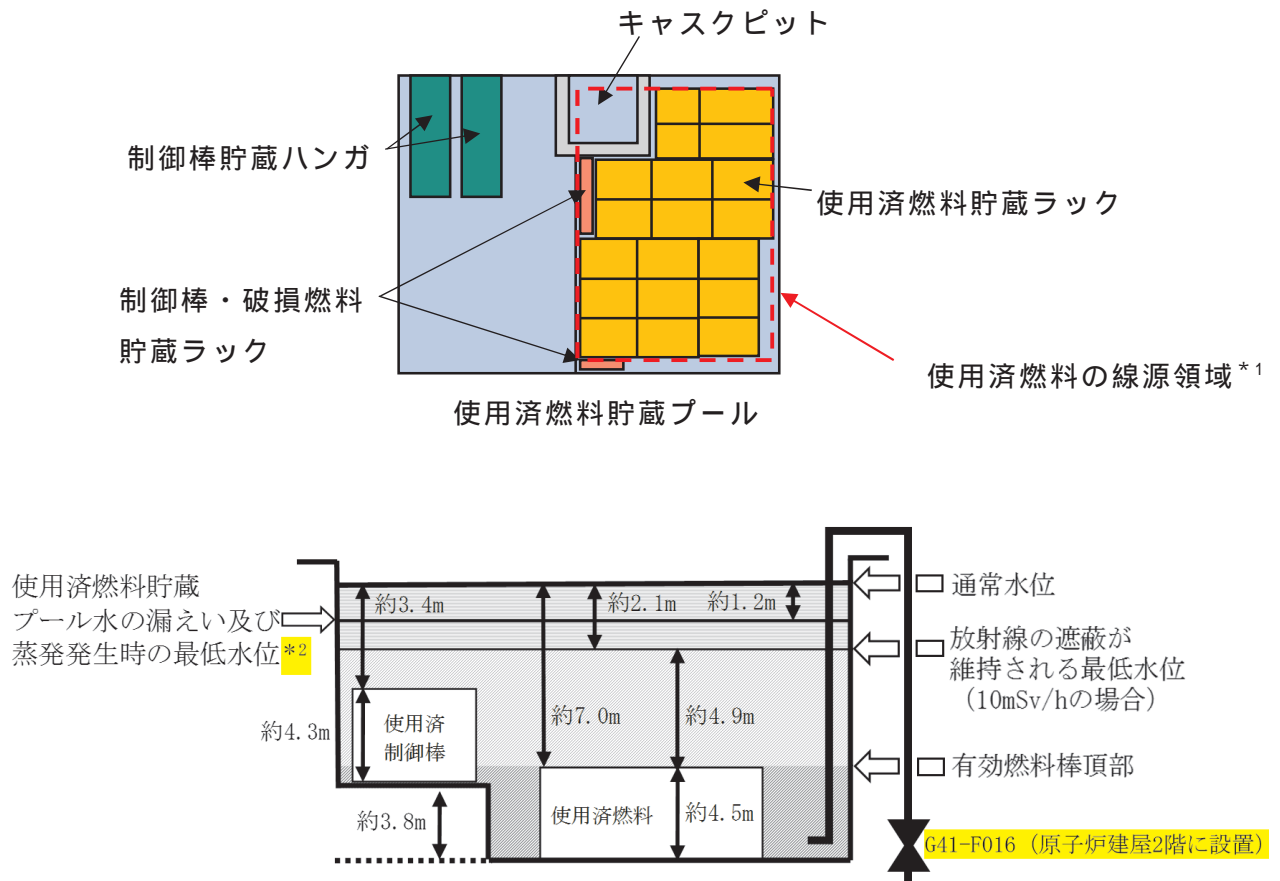


図 3 - 1 使用済燃料貯蔵プール概要図

注記 * 1 : 使用済燃料の線源領域は、使用済燃料貯蔵ラックの体積を包含する直方体として大きめに設定。制御棒・破損燃料貯蔵ラックの一部はこの直方体の外となるが、その影響は大きめに設定した線源領域の保守性に包含される。

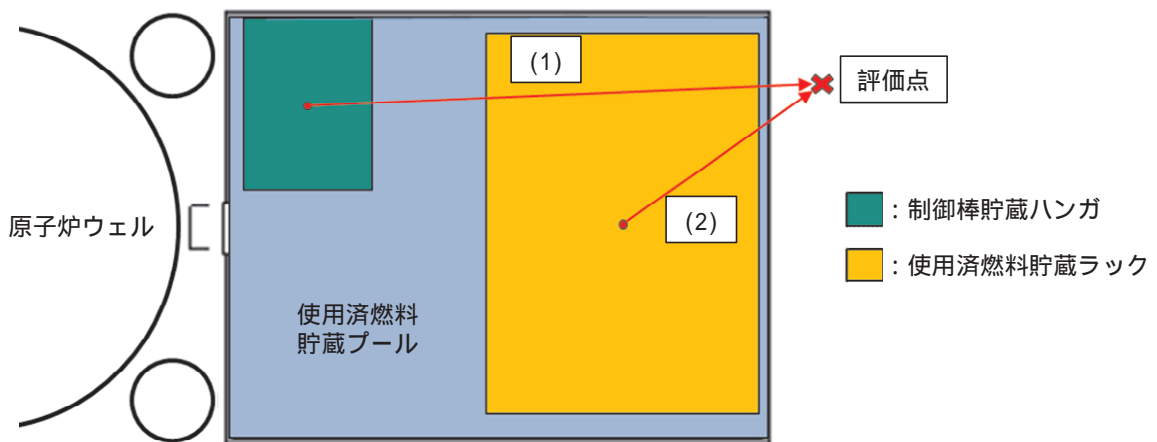
* 2 : 原子炉建屋 2 階の弁 G41-F016 (燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁) による隔離操作完了までのプール水漏えい及び燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水開始までの蒸発発生による最低水位を示す。(重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の想定事故 2 における評価結果)

(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-F016 (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) 使用済燃料貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は約11.0m

図3-2 各線源と評価点の平面位置関係

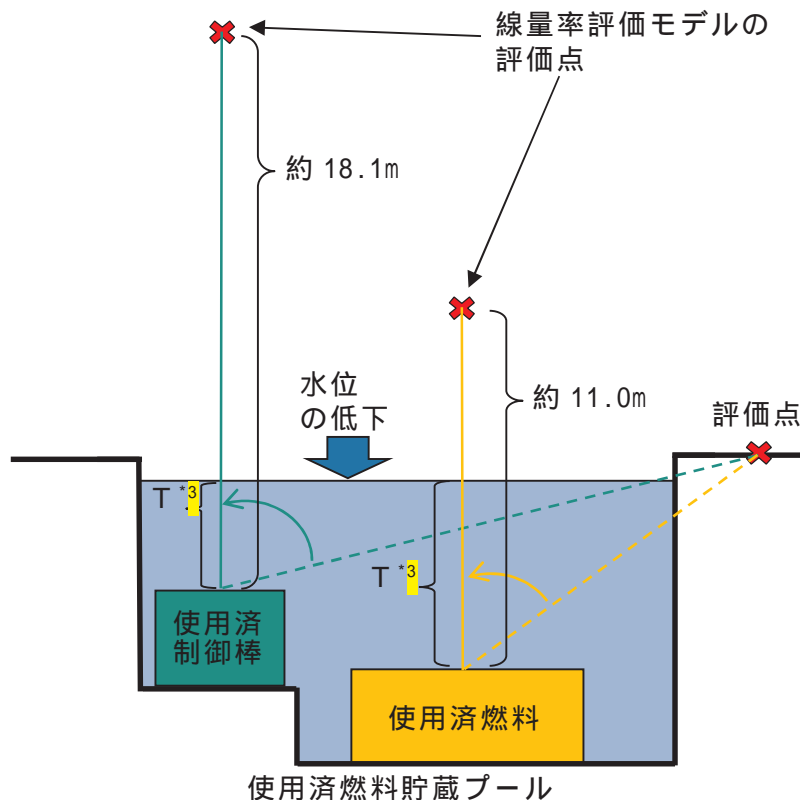


図 3 - 3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記 * 3 : 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 $11.0 - T$ (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、STEP 燃料の最高燃焼度及び炉心平均ポイド率を基に、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB*4 を適用する。

(BWR STEP ポイド率 40% UO₂<60GWD/TIHM)

注記*4: 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)。

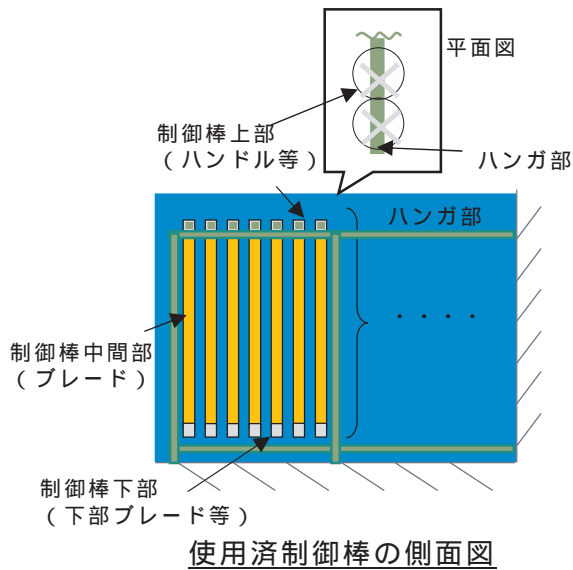
遮蔽評価をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価では使用済制御棒が冠水時、一部露出時、露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。

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 B_4C (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。

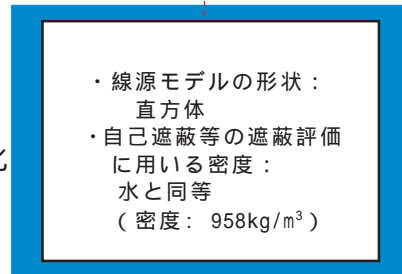
冠水時、一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であった箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まり、評価においては露出時と同様、水と設定して評価をすることで十分保守的なモデルとなっている。

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冠水時と露出時を等しく、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。

冠水時



モデル化

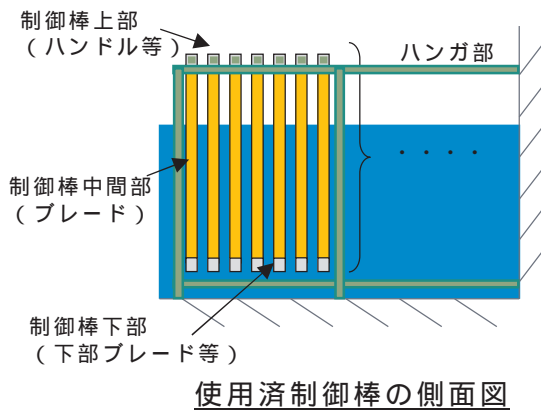


水などの媒質の遮蔽効果については、透過距離等による線量減衰を考慮し、散乱線については媒質の材質によるビルドアップ係数でその影響を考慮する。

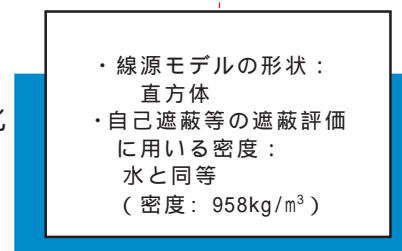
評価点

- ・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)

一部露出時



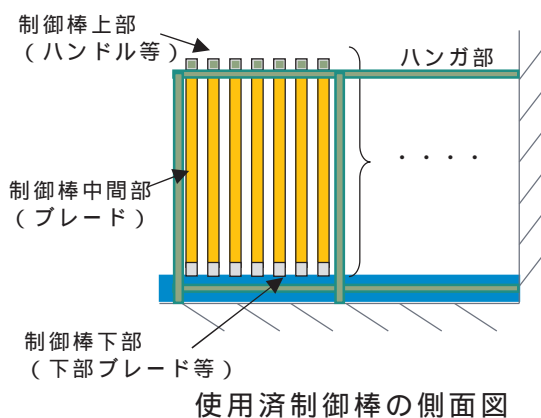
モデル化



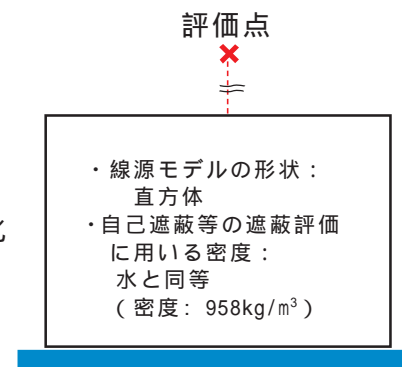
評価点

- ・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)

露出時



モデル化



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

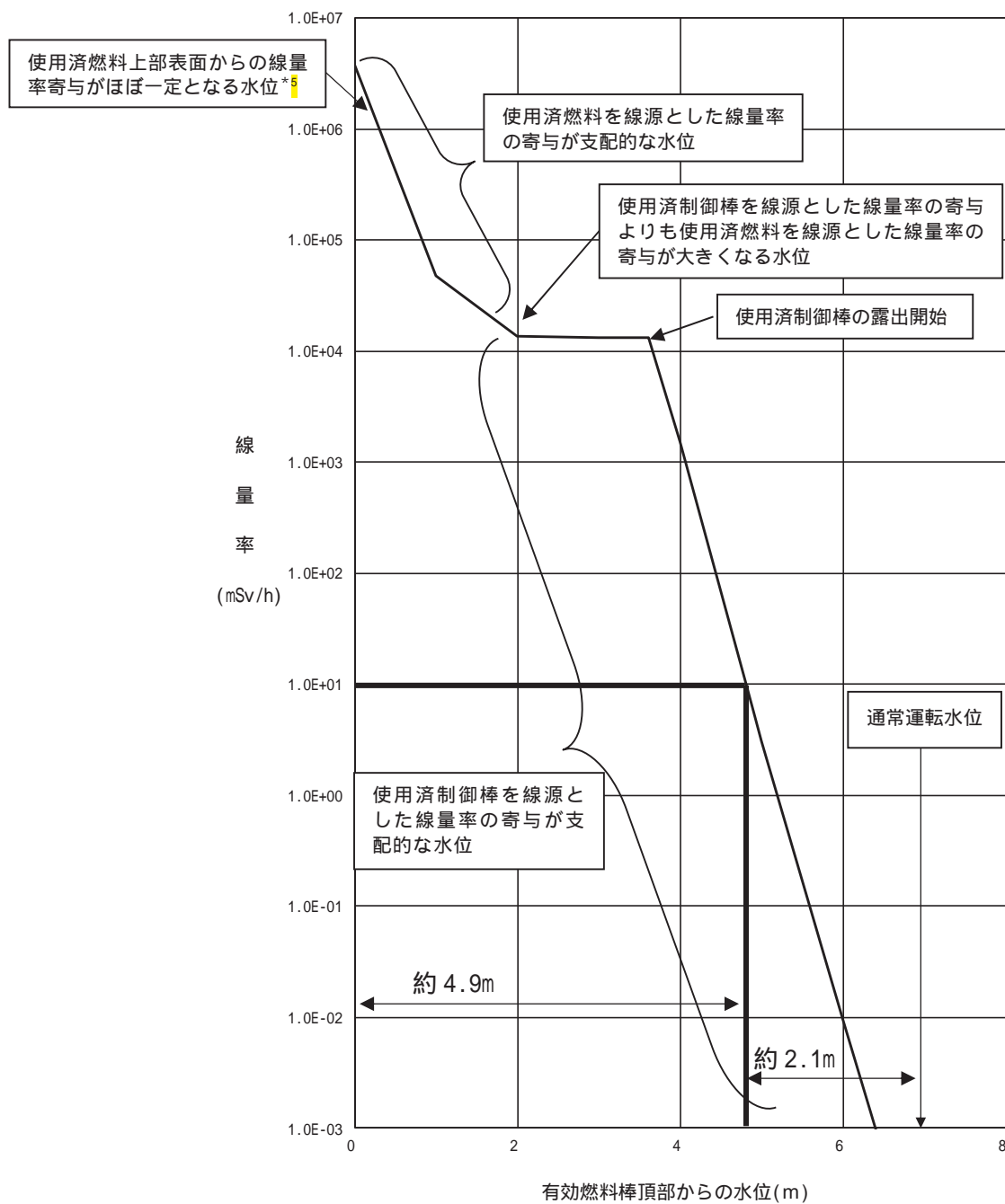


図 3 - 5 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率

注記 * 5 : 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。

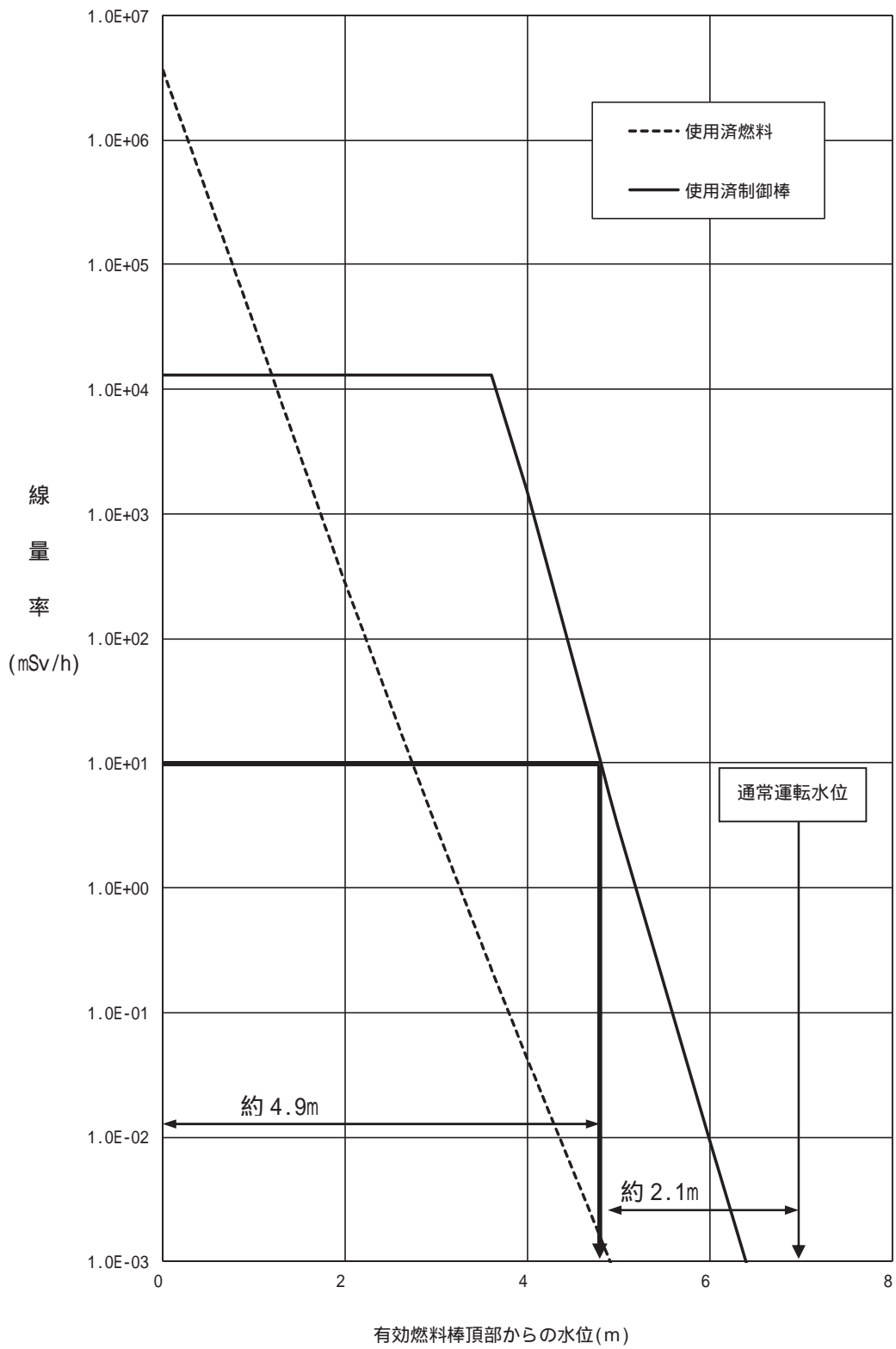


図 3 - 6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係



- (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。

主な評価条件の柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機との比較について

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機における使用済燃料貯蔵槽の遮蔽能力に関する説明書で使用している主な評価条件について、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機との比較を表 1 に示す。

表 1 主な評価条件及び柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機との比較

項目	7 号機	6 号機	備考	
使用済燃料	線源強度 (9×9 燃料 (A 型))	ORIGEN2 で評価した線源強度 (9×9 燃料 (A 型))	7 号機と同じ	貯蔵される使用済燃料が 7 号機と 6 号機で同型であることから 7 号機と同じ線源強度を使用
	線源の形状	約 9.2m × 約 12.7m × 約 3.7m (直方体)	約 9.0m × 約 12.6m × 約 3.7m (直方体)	6 号機における使用済燃料貯蔵ラックの据付範囲を考慮し設定
	線源の密度	 (燃料及び水)	 (燃料及び水)	使用済燃料及び 6 号機における使用済燃料貯蔵ラックの仕様 (ラックピッチ) を考慮し設定
使用済制御棒	線源強度	ORIGEN2 で評価した線源強度 (Hf 型, B ₄ C 型)	7 号機と同じ	貯蔵される使用済制御棒が 7 号機と 6 号機で同型であり, 貯蔵本数の条件が保守的である 7 号機と同じ線源強度を使用
	線源の形状	約 1.7m × 約 5.7m × 約 4.3m × 2 列 (直方体)	約 1.9m × 約 5.4m × 約 4.3m × 2 列 (直方体)	6 号機における制御棒貯蔵ハンガの寸法を考慮し設定
	線源の密度	0.958g/cm ³ (水)	7 号機と同じ	7 号機と同じ水密度 (100) を使用