

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-007 改 07
提出年月日	2022年10月19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)

2022年10月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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.	添付説明書名	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	1. 燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位、燃料プール水位（SA）及び燃料プールライナドレン漏えい水位について 2. 燃料プール監視カメラ（SA）について 3. 大量の水の漏えいその他要因により燃料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	
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	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	

資料 No.	添付説明書名	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	1. 燃料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物天井クレーンの待機場所について 3. 原子炉建物天井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燃料プールへの影響 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. 燃料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	1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（50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pray設備に係る安全性向上対応 4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図 別添 1 燃料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 燃料プールゲートのスロッシングに対する評価	

資料 No.	添付説明書名	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="762 293 1219 376">1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況 <li data-bbox="762 383 1219 524">2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について <li data-bbox="762 530 1219 613">3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価 <li data-bbox="762 620 1219 703">4. 燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について <li data-bbox="762 710 1219 792">5. 使用済燃料の線源強度の比較について 	

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. 燃料プール温度，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位，燃料プール水位（S A）及び燃料プールライナドレン漏えい水位について	1
1.1 燃料プール温度（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 燃料プール水位・温度（S A）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	3
1.4 燃料プール水位・温度（S A）の設定点	5
1.5 燃料プール水位・温度（S A）の測定方法	6
1.6 燃料プール水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	10
1.7 燃料プール水位（S A）（計測範囲）	11
1.8 燃料プール水位（S A）の検出原理	12
1.9 燃料プールライナドレン漏えい水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	13
1.10 先行プラントとの設備構成比較	14
2. 燃料プール監視カメラ（S A）について	15
2.1 燃料プール監視カメラ（S A）の視野概要	15
2.2 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（S A）の監視性	16
2.2.1 可視カメラと赤外線カメラの映像比較	16
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	17
2.3 燃料プール監視カメラ用冷却設備	18
2.3.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ，冷却器，エアクーラの機能及び原理	19
3. 大量の水の漏えいその他要因により燃料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	21

1. 燃料プール温度，燃料プール冷却ポンプ入口温度，燃料プール水位・温度（S A），燃料プール水位，燃料プール水位（S A）及び燃料プールライナドレン漏えい水位について
- 1.1 燃料プール温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プール温度は，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。

燃料プール温度の計測範囲は，燃料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，燃料プール水位の水位低警報設定（EL 42290mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設置位置とする。（図 1-1「燃料プール温度の設置図」参照。）

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。

温度高の警報設定値は，燃料プール温度が燃料プール冷却系により通常 52℃以下で維持されており，燃料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，燃料プールの運転上の制限値（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

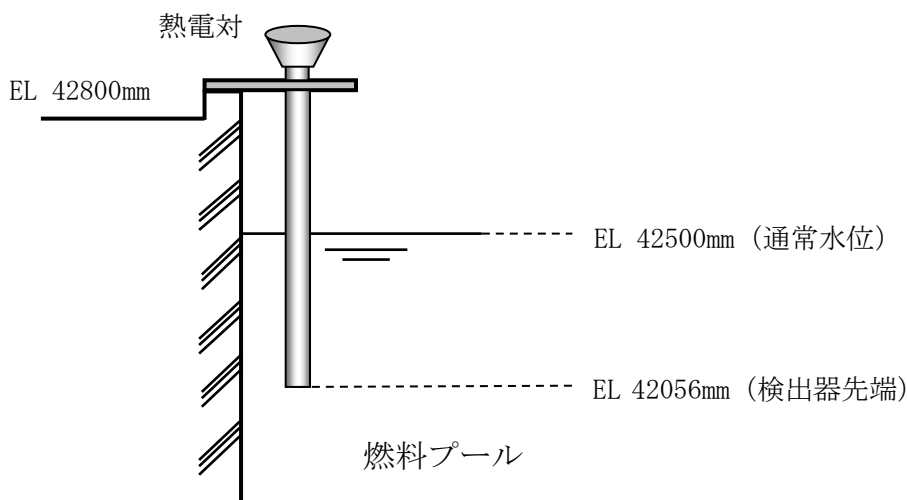


図 1-1 燃料プール温度の設置図

1.2 燃料プール冷却ポンプ入口温度（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。

燃料プール冷却ポンプ入口温度の計測範囲は，燃料プール冷却ポンプ入口における冷却水の過熱状態を監視できるように，0～150℃の温度を計測可能とする。（図 1-2「燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図」参照。）

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。

温度高の警報設定値は，燃料プール温度が燃料プール冷却系により通常 52℃以下で維持されており，燃料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，燃料プールの運転上の制限値（65℃）に余裕を持たせた温度（55℃）とする。

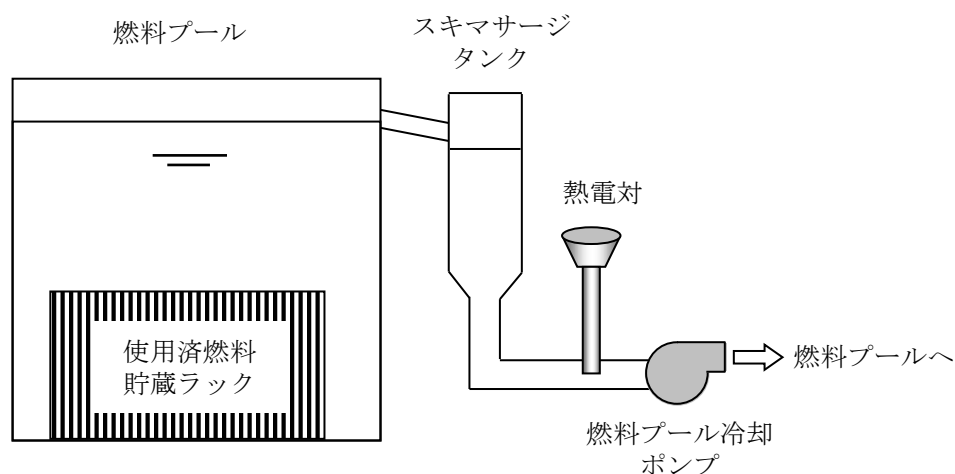


図 1-2 燃料プール冷却ポンプ入口温度の設置図

1.3 燃料プール水位・温度（S A）（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

燃料プール水位・温度（S A）の水位計測は， -1000mm^* （EL 34518mm）から6箇所
所に設置した熱電対のヒータ加熱による温度変化から水中／気中を判定することにより
間接的に水位を計測する。

燃料プール水位・温度（S A）の水位計測範囲は，想定事故1，想定事故2及び燃料
プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料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（ -1000mm^* （EL 34518mm））から
燃料プール上部（ $+6710\text{mm}^*$ （EL 42228mm））を計測範囲とする。

警報動作は， -1000mm^* （EL 34518mm）～ $+6710\text{mm}^*$ （EL 42228mm）の範囲における検
出点6箇所を設定可能であり，燃料プール水位が警報設定値以下に低下した場合には，
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1-3「燃料プール水位・温度（S A）の設置図」参照。）

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却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ポンプが停止し
た場合の水位より下の水位（ $+6710\text{mm}^*$ （通常水位 -272mm ：EL 42228mm））とする。

注記*：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）

b. 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

燃料プール水位・温度（S A）の温度計測は，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。

燃料プール水位・温度（S A）の温度計測範囲は，燃料プール内における冷却水の過
熱状態を監視できるよう， $0\sim 150^{\circ}\text{C}$ 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（EL 42150mm）においても温度計測できる設置位置
とする。

警報動作は， $0\sim 150^{\circ}\text{C}$ 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1-3「燃料プール水位・温度（S A）の設置図」参照。）

温度高の警報設定値は，燃料プール温度が燃料プール冷却系により通常 52°C 以下で
維持されており，燃料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，燃
料プールの運転上の制限値（ 65°C ）に余裕を見た温度（ 55°C ）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
（EL 42150mm）においても温度高の警報出力ができる設置位置（EL 41318mm）とする。

●：ヒータ付熱電対（水位・温度計測用：温度高警報なし）

○：熱電対（温度計測用：温度高警報発報）

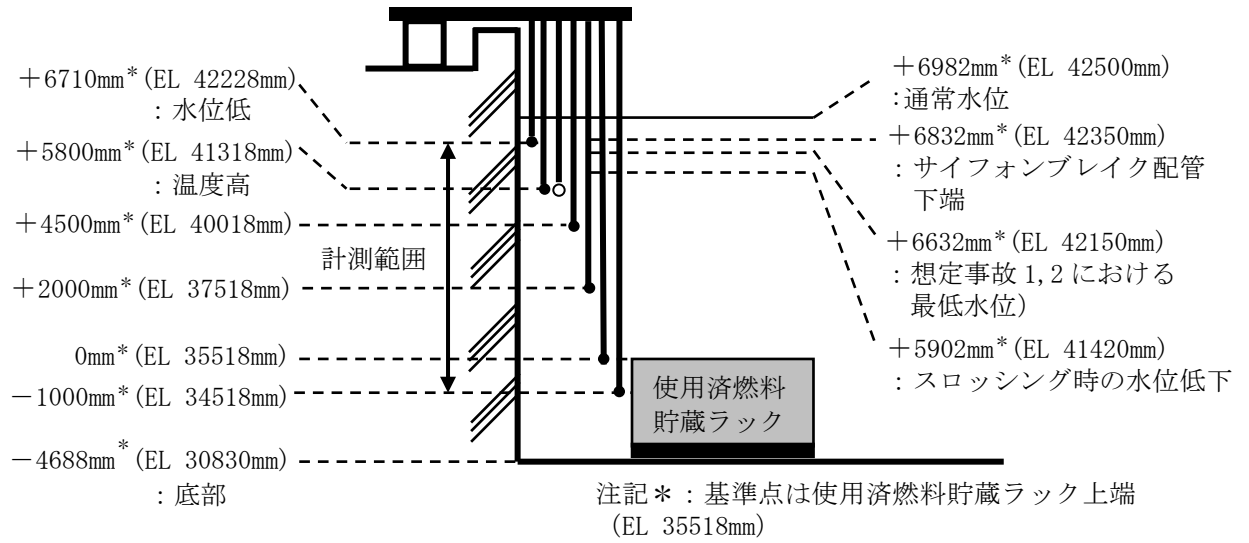


図 1-3 燃料プール水位・温度（SA）の設置図

1.4 燃料プール水位・温度（SA）の設定点

(1) 目的

燃料プールの水位低下が発生した場合に、燃料プール水位・温度（SA）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。

燃料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。

- ・燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク配管が有効に機能していることを把握すること
- ・燃料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

燃料プール水位・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1-4のとおり設定する。

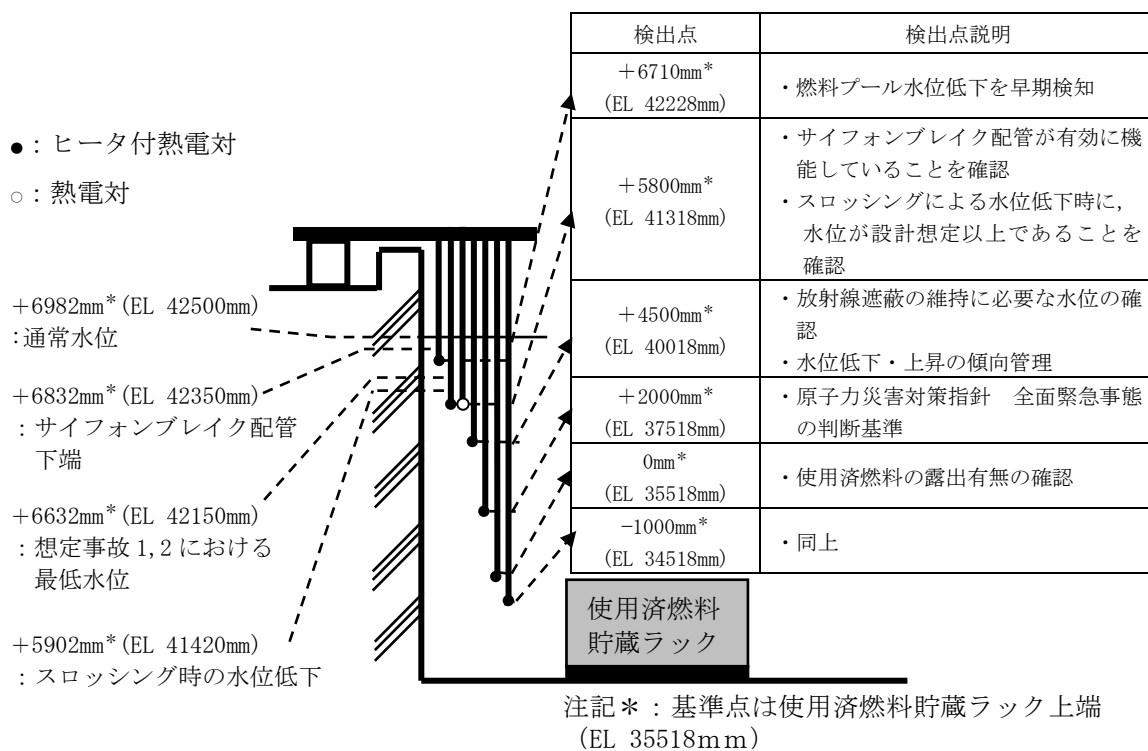


図1-4 燃料プール水位・温度（SA）の水位設定点

1.5 燃料プール水位・温度（SA）の測定方法

(1) 検出原理

燃料プール水位・温度（SA）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。

ヒータ加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間に応じて上昇する。ヒータ付熱電対の検出点が気中と水中にある場合を比較すると、熱伝達率の違いから気中にある場合の方が、温度上昇量が大きくなる。

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。検出点を燃料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燃料プール水位を計測することができる。（図1-5「ヒータ付熱電対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。

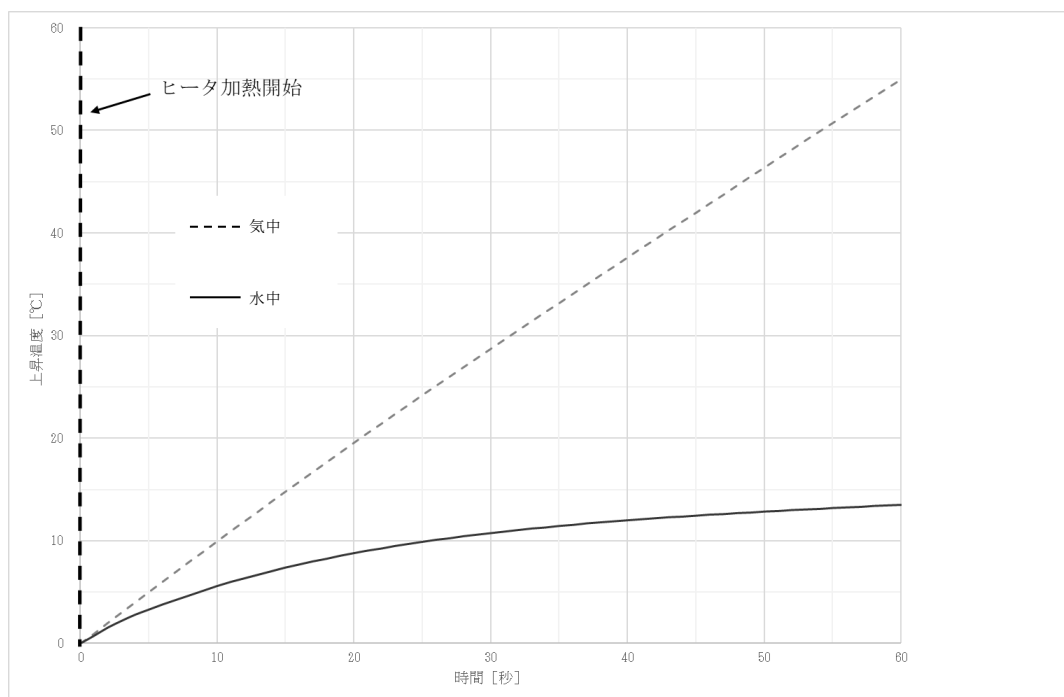
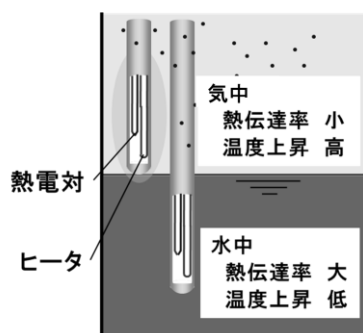


図1-5 ヒータ付熱電対による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性

燃料プールの重大事故等時において、燃料プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気中部分のセンサ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、水温を沸騰状態である 100℃まで加熱した場合と常用最高温度として 52℃まで加熱した場合における試験を実施している。水面から 50 mm 上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対 (TC1)、水面から 250 mm 下に検出点を持つ水中のヒータ付熱電対 (TC2) の応答性について比較を行った。気中 (TC1)、水中 (TC2) の順で 1 分間隔でヒータ加熱を開始している。水温 100℃、52℃のどちらの場合でも、60 秒間のヒータ加熱により気中 (TC1) は約 50℃の温度上昇、水中 (TC2) は約 10℃の温度上昇が確認でき、水中／気中の判定は可能であると言える。なお、ヒータ加熱による水位判定は 60 秒であり、その後ヒータを OFF とすることで、水中にあるヒータ付熱電対の指示はヒータ加熱前の水温に約 60 秒で復帰する。(図 1-6「高温状態の試験概要」及び図 1-7「高温状態の試験結果」参照。)

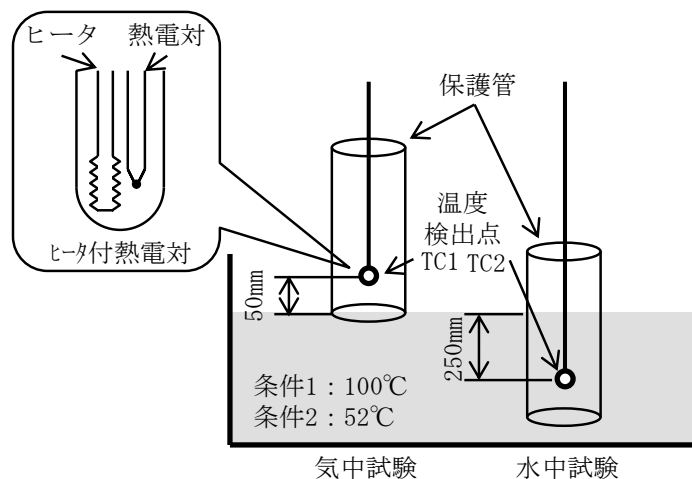


図1-6 高温状態の試験概要

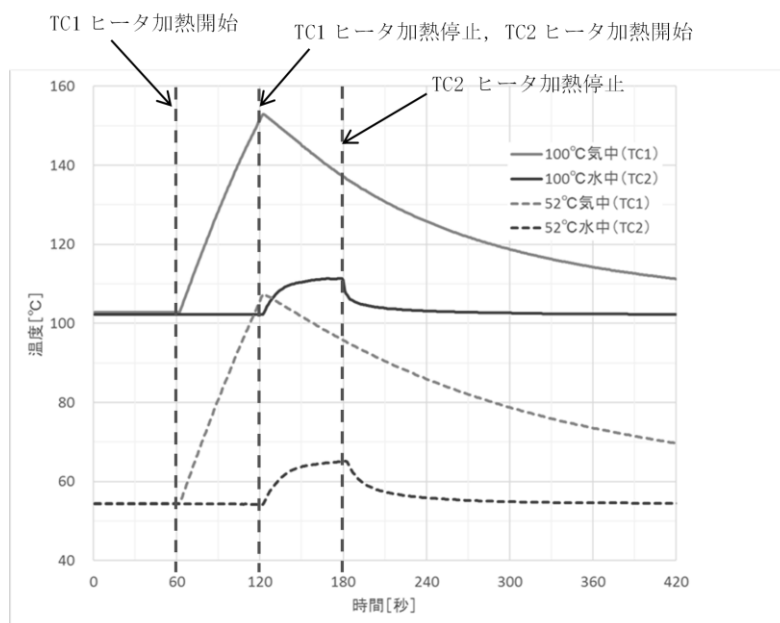


図 1-7 高温状態の試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持

燃料プール水位・温度（S A）は、熱電対による温度にて水温及び水位を計測する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、水中にある 7 箇所の温度を計測することで多重性を持つ設計とする。また、7 箇所のうち 6 箇所はヒータ付熱電対であるがすべての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで燃料プールの温度については連続して計測が可能である。また、7 箇所のうち 1 箇所は、ヒータが付いていない熱電対であり、温度を連続で計測が可能である。なお、ヒータが付いていない熱電対については、温度計測において、同じ設置高さの検出点のヒータ加熱による影響を受けない設計とする。

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って熱電対が気中又は水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計測が不可とならないように、常時各熱電対に対して、順番に一定時間（60 秒間）ヒータ ON/OFF を自動的に繰り返して実施することで、同時に水位及び温度の常時計測が可能となる設計とする。（6 個のヒータ付熱電対を上方から順に 1 分ずつヒータに電流を流し、各熱電対について 6 分に 1 回加熱させる計画：図 1-8 「燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱 ON/OFF サイクル」参照。）

燃料プール水位・温度（S A）は、設計基準事象施設及び重大事故等対処設備であるため、燃料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）計測している。

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。

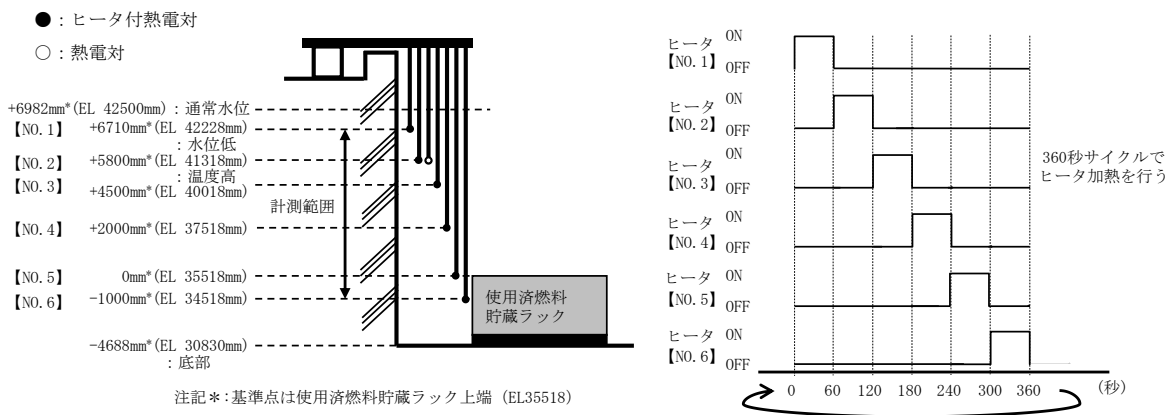


図 1-8 燃料プール水位・温度（S A）のヒータ加熱 ON/OFF サイクル

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 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，燃料プールの水位が低下する事故））における燃料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，上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないと考える。

表 1-1 想定事故時における燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	6 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 8mm
想定事故 2	約 0.08m/h	約 8mm

注：水位低下速度及び 6 分間での水位低下は燃料有効長頂部冠水部以上の水位での値を示す。

1.6 燃料プール水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プール水位は，フロート式水位検出器で計測され，燃料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。

燃料プール水位高警報については通常最大負荷時水位（EL 42543mm）から原子炉建物 4 階（EL 42800mm）の間とする。燃料プール水位低警報についてはスキマサージタンク開口部下端（EL 42350mm）より下とする。（図 1-9「燃料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，燃料プール水位の異常な上昇によって原子炉建物 4 階へプール水が溢れるのを事前に検知する水位（通常水位+60mm（EL 42560mm））とする。

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却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ポンプが停止した場合の水位より下の水位（通常水位-210mm（EL 42290mm））とする。

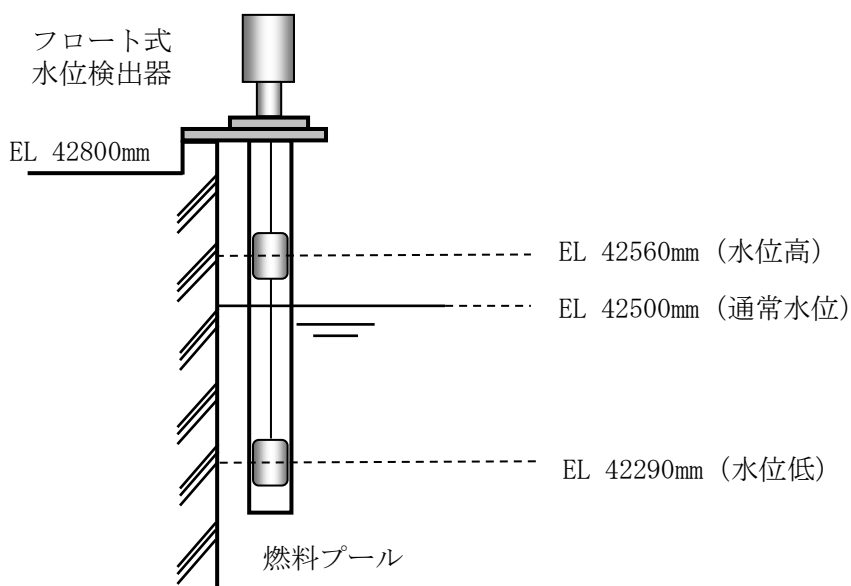


図 1-9 燃料プール水位の設置図

1.7 燃料プール水位（S A）（計測範囲）

燃料プール水位（S A）は、断続的に発信したパルスを探測に伝播し、水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を計測することで、水位を連続的に計測する。

また、燃料プール水位（S A）の計測範囲は、想定事故1、想定事故2及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料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下端近傍（ -4.30m^* （EL 31218mm））から燃料プール上端近傍（ $+7.30\text{m}^*$ （EL 42818mm））を計測範囲とする。（図1-10「燃料プール水位（S A）の設置図」参照。）

燃料プール水位（S A）は、重大事故等対処設備であるが、燃料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）計測している。

注記*：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）

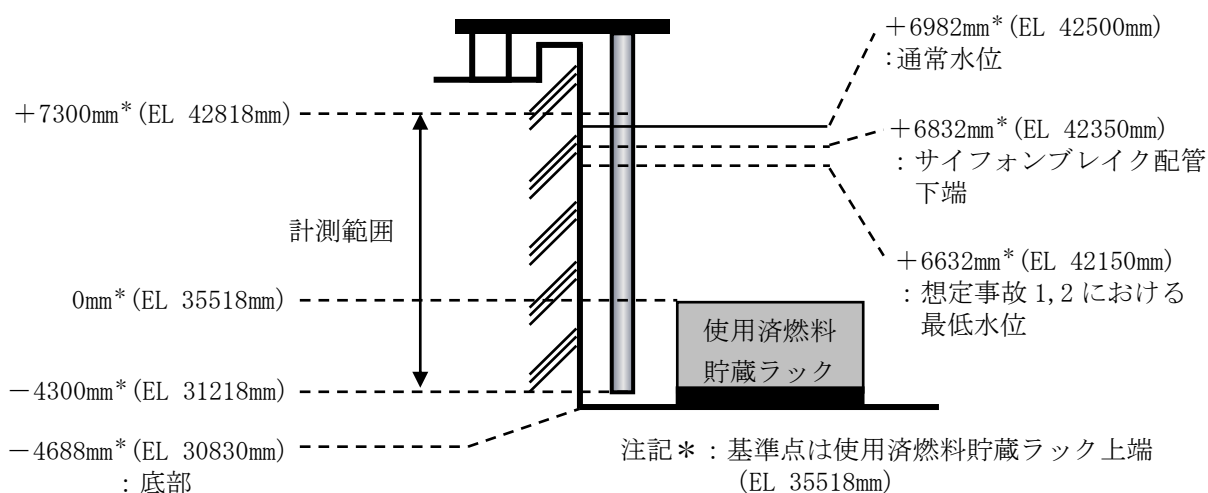


図1-10 燃料プール水位（S A）の設置図

1.8 燃料プール水位（SA）の検出原理

燃料プール水位（SA）（ガイドパルス式）は、パルス（電気信号）がインピーダンス（抵抗）の変化点で反射する性質を利用した検出器であり、演算装置からパルスを発生させ、検出器内部のプロープによりパルスを伝送し、空気と水のインピーダンスの差により、水面で反射したパルスが演算装置に戻るまでの時間を計測し、そのパルスの反射時間を演算装置にて水位に換算して計測する水位計である。

検出器は伝達回路となる導体のステンレスの芯棒（プローブ）が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められた構造となっており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位計測が可能である。（図 1-11「ガイドパルス式水位計による水位検出原理」参照。）

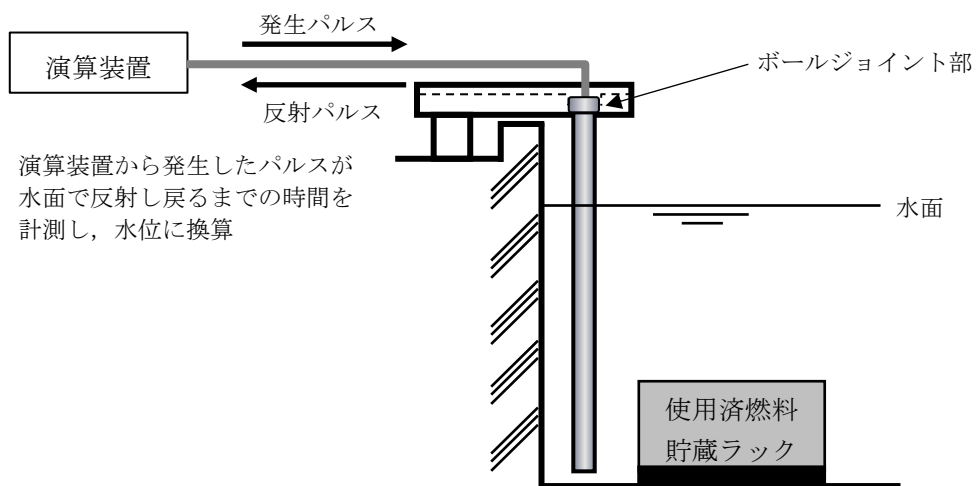


図 1-11 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

1.9 燃料プールライナドレン漏えい水位（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

燃料プールライナドレン漏えい水位は，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。

燃料プールライナドレン漏えい水位高警報は燃料プールライナからの微小漏えいを監視するためドレン止め弁（EL 28750mm）より上とする。（図 1-12「燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図」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微小漏えいを検知するため，計器の設置スペースを考慮しドレン止め弁（EL 28750mm）より+400mm（EL 29150mm）とする。なお，ドレン止め弁は常時「閉」運用としており，弁の分解点検時に開閉試験を行うとともに，毎定期事業者検査における系統構成時に「閉」を確認している。

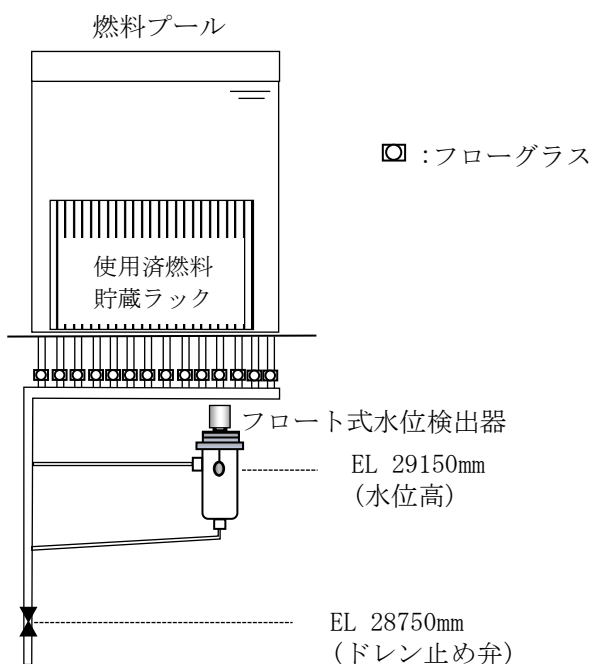


図 1-12 燃料プールライナドレン漏えい水位の設置図

1.10 先行プラントとの設備構成比較

先行プラントとの設備構成の比較を表 1-2 に示す。

先行プラントと比較すると設備構成に差異があるが，設計基準事象対象施設として，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において，燃料プールの水温及び水位を監視し，計測値が警報設定値に達した場合には警報表示できる設備構成としている。また，重大事故等対処設備として重大事故等時において，燃料プールの水温及び水位を監視できる設備構成としている。

表 1-2 先行プラントとの設備構成比較

東海第二						柏崎 7 号						島根 2 号機									
設備名称 (検出原理)	計測対象・機能 (CP要求条文)					設備名称 (検出原理)	計測対象・機能 (CP要求条文)					設備名称 (検出原理)	計測対象・機能 (CP要求条文)								
	DB水温 (34条)	DB水位 (34条)	SA水温 (69, 73条)	SA水位 (69, 73条)	警報 (47条)		DB水温 (34条)	DB水位 (34条)	SA水温 (69, 73条)	SA水位 (69, 73条)	警報 (47条)		DB水温 (34条)	DB水位 (34条)	SA水温 (69, 73条)	SA水位 (69, 73条)	警報 (47条)				
																燃料プール温度 (熱電対)	○				○
																燃料プール冷却ポンプ入口温度 (熱電対)	○				○
																燃料プール水位 (フロート式水位検出器)		○			○
																燃料プールライナドレン漏えい水位 (フロート式水位検出器)		○			○
																燃料プール水位・温度 (S A) (熱電対 (ヒータ付))	○	○	○	○	○
																—					
																燃料プール水位 (S A) (ガイドバルブ式水位検出器)					○

2. 燃料プール監視カメラ（SA）について

2.1 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概要

燃料プール監視カメラ（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料プール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、燃料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燃料プールの状態が監視できる赤外線監視カメラとする。

燃料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、一部の水面が燃料プール監視カメラ（SA）の視野外にあっても燃料プールの状態を監視することが可能である。また、使用済燃料貯蔵ラック上端が確認できる角度にあることから、燃料プール監視カメラ（SA）の設置位置は妥当である。

燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図を図2-1に示す。

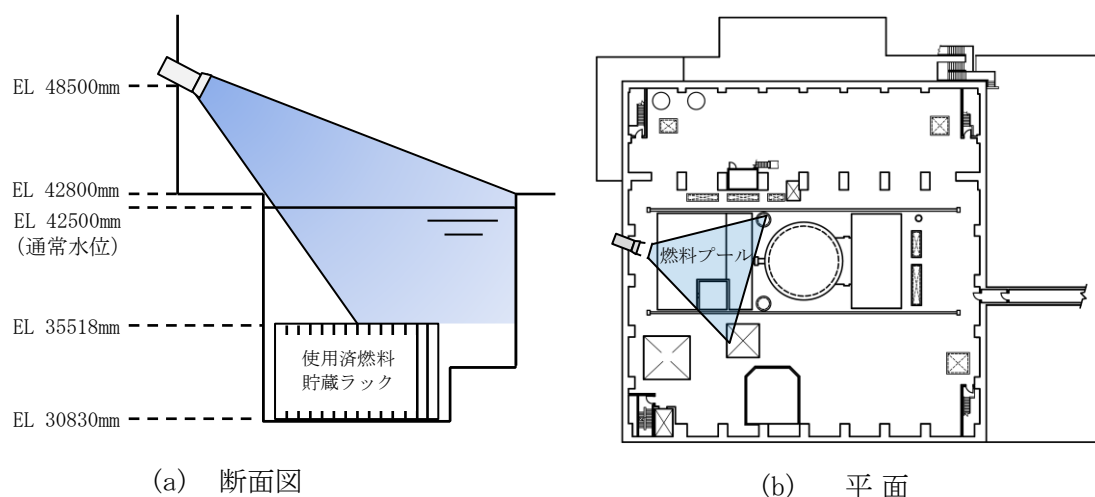


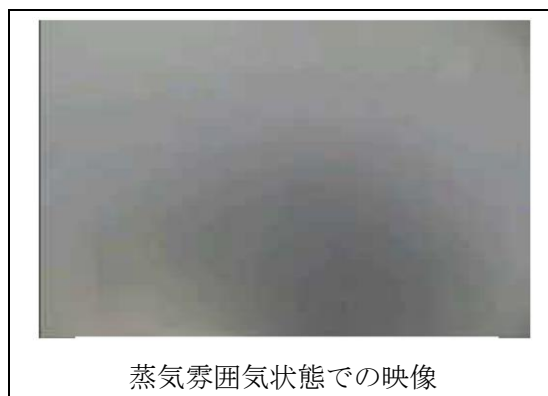
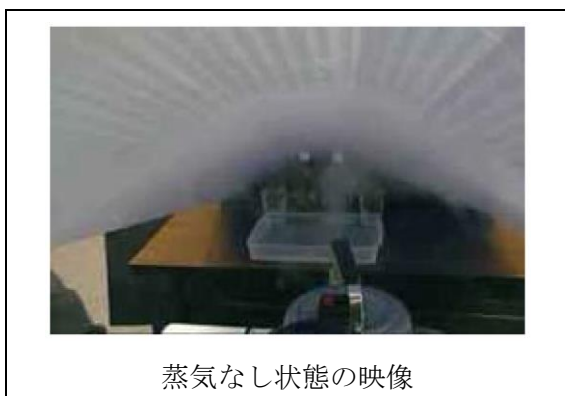
図2-1 燃料プール監視カメラ（SA）の視野概略図

2.2 蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（SA）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

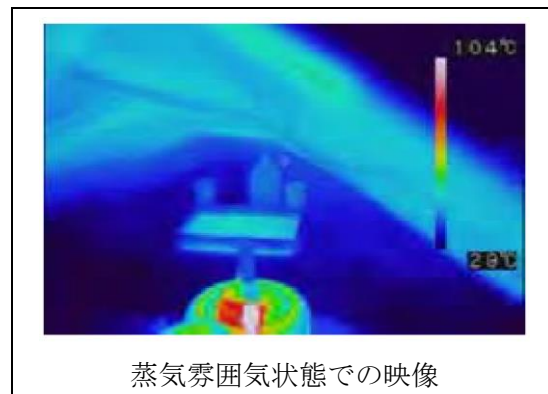
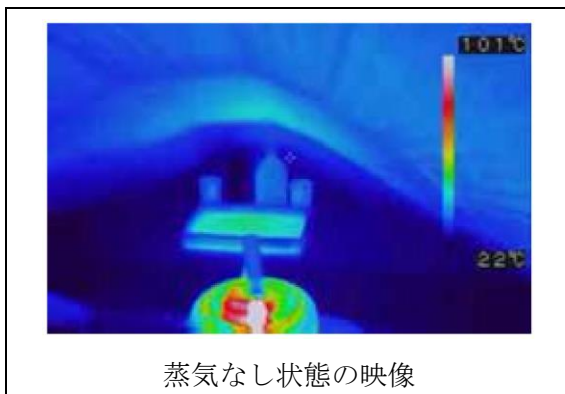


図2-2 可視カメラと赤外線カメラの映像比較

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

燃料プール監視カメラ（SA）は耐環境性向上のため燃料プール監視カメラ用冷却設備で冷却を行うが、燃料プール監視カメラ（SA）が設置されている原子炉建物原子炉棟4階の温度は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した状態での監視」参照。）

③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬

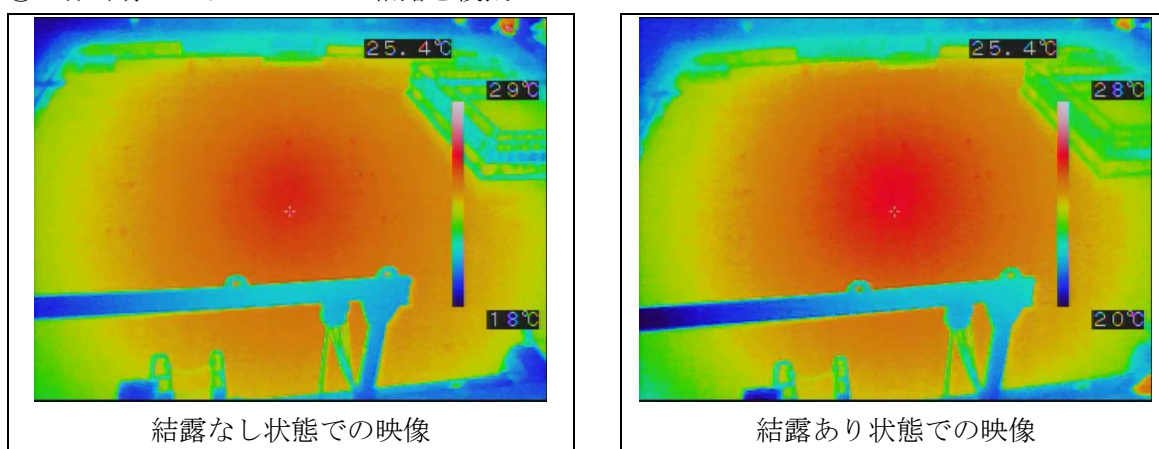


図2-3 赤外線カメラのレンズに結露が発生した状態での監視

2.3 燃料プール監視カメラ用冷却設備

燃料プール監視カメラ用冷却設備は、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燃料プール監視カメラ（S A）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2台設置し、コンプレッサは2台で必要流量330ℓ/min以上を確保する。（図2-4「燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図」参照。）

燃料プール監視カメラ用冷却設備は常設設備とし、燃料プール監視カメラ（S A）の冷却に必要な空気を設置場所（原子炉建物附属棟内）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、燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備である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高圧発電機車から給電が可能である。

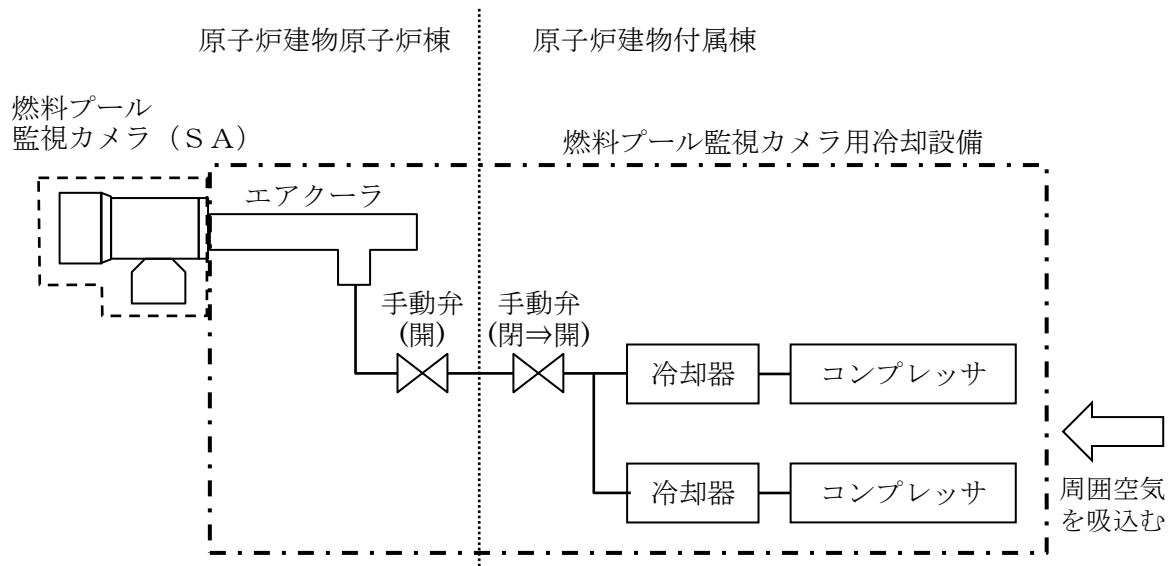


図2-4 燃料プール監視カメラ用冷却設備の概略構成図

2.3.1 燃料プール監視カメラ用冷却設備のコンプレッサ、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。

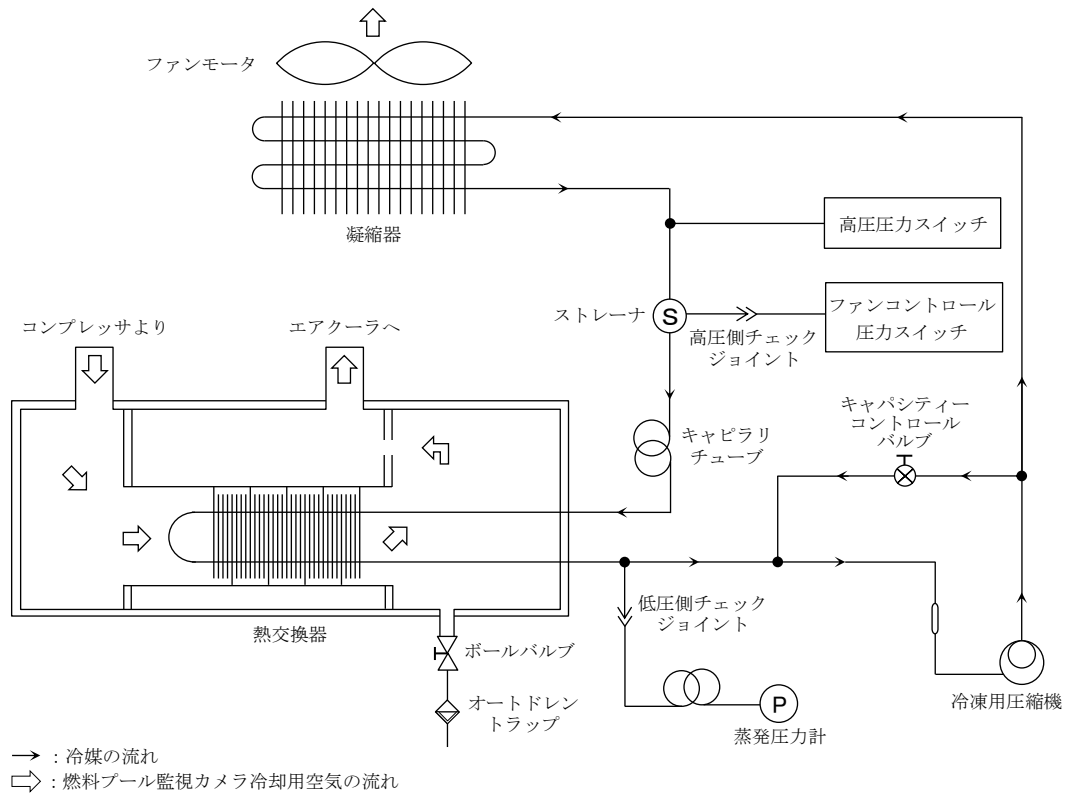


図2-5 冷却器の概要図

(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

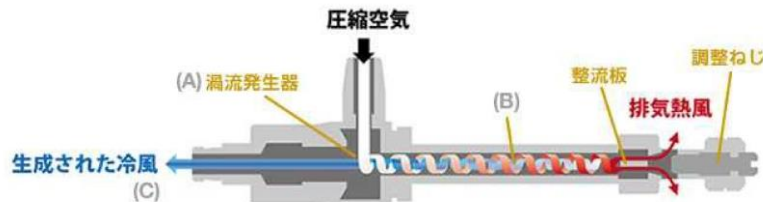
注記*：冷風率は調整ねじによりあらかじめ 25% で固定とする。

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、暖かい空気に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ねじ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燃料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

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、燃料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、燃料プール監視カメラ(SA)により燃料プールの状態を監視する。

- ・燃料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、燃料プール底部近傍までの水位低下傾向を把握するため、燃料プール水位(SA)を配備する。

【水位監視】

燃料プールの燃料貯蔵設備に関わ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、燃料プール水位・温度(SA)にて温度監視を行う。(温度は沸騰による蒸発状態では、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。)

燃料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「燃料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。

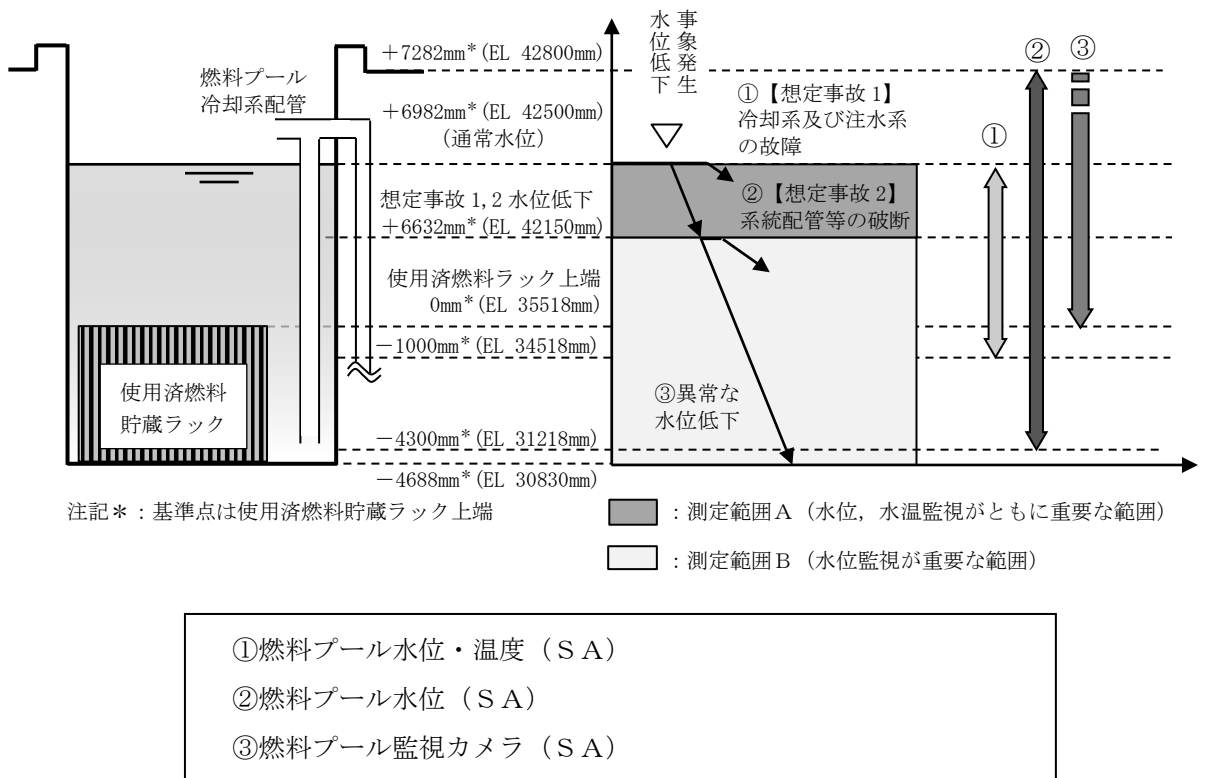


図3-1 燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

核燃料取扱設備，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
2. 未臨界性評価における計算体系設定の考え方	2
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
4. 未臨界性評価の条件	4
5. 未臨界性評価における不確定性	11
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及び妥当性について	別 3-1

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

燃料プールは、燃料プール冷却系、残留熱除去系の故障等により燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいその他要因により当該燃料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のスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能（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。

仮に燃料プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、燃料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燃料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、島根原子力発電所第 2 号機の燃料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を図 2-1 に示す。本評価の計算モデルは、使用済燃料貯蔵ラックセルを設定し、周囲での境界条件を完全反射（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な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燃料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中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。

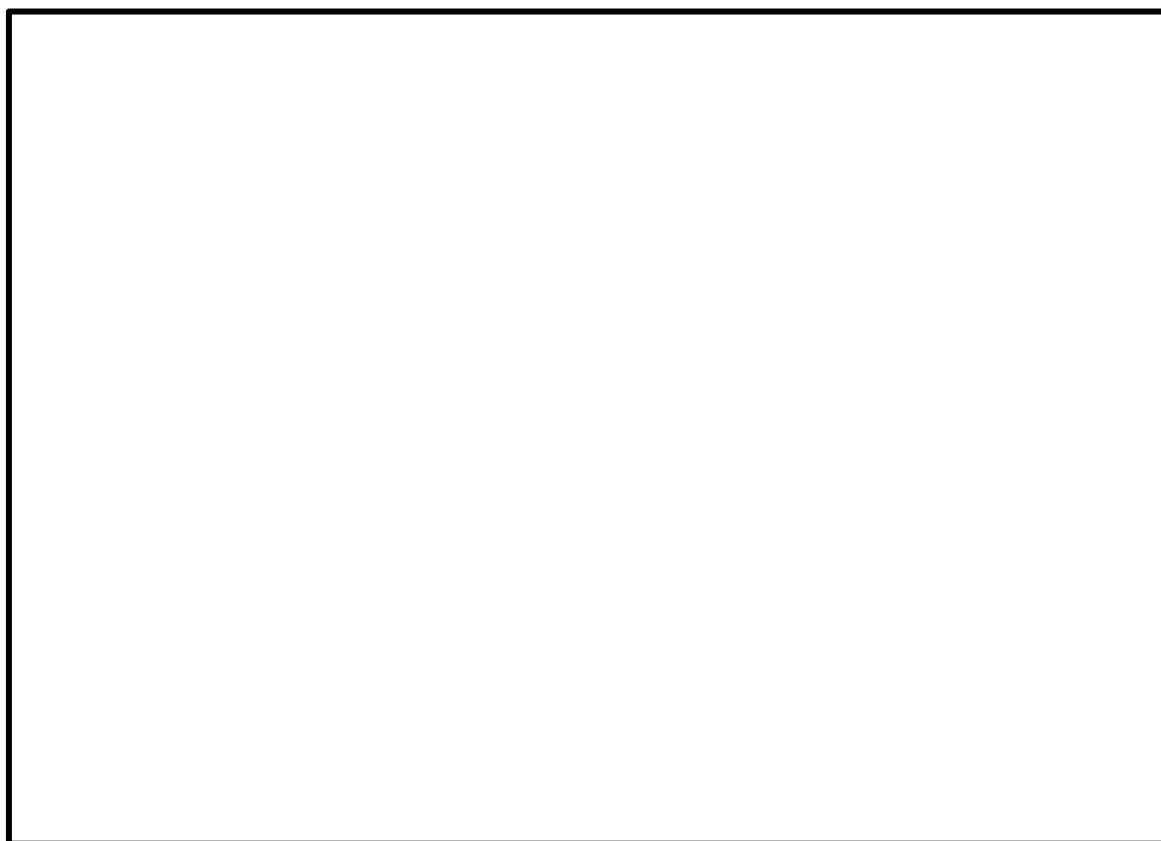


図 2-1 未臨界性評価の計算モデル

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、燃料プール水が喪失した状態で、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）にてラック及び燃料体等を冷却し、臨界とに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燃料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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール全体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、燃料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/NEUPHYS*²にて評価した無限増倍率を図4-1～5に示す。9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及び高燃焼度8×8燃料等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。いずれの燃料においても低Gd燃料の上部、又はGd濃度の低い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）及び9×9燃料（B型）であるが、値はほぼ同等のため、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改訂1，株式会社東芝，平成20年9月

*2：BWRの燃料集合体核特性計算手法について，NLR-01，原子燃料工業株式会社，平成6年4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4-6～8）。

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。

なお、ラックは板同士を溶接して製造しており、溶接部分には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。

ラック製造公差を踏まえた上で、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

	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%
	ラック板厚	□ mm
	ラック内のは*	□ mm

注記*：ラック内のは、ラックの構造から、ラックピッチからラック板厚を引くことで計算される。

4.3 プール水条件

燃料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0.95g/cm³を下回らない。水密度については、0g/cm³ □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, □ g/cm³, 1.0g/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3σ (0.001) を加えて最大で0.927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0.916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。（別添2参照）

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）

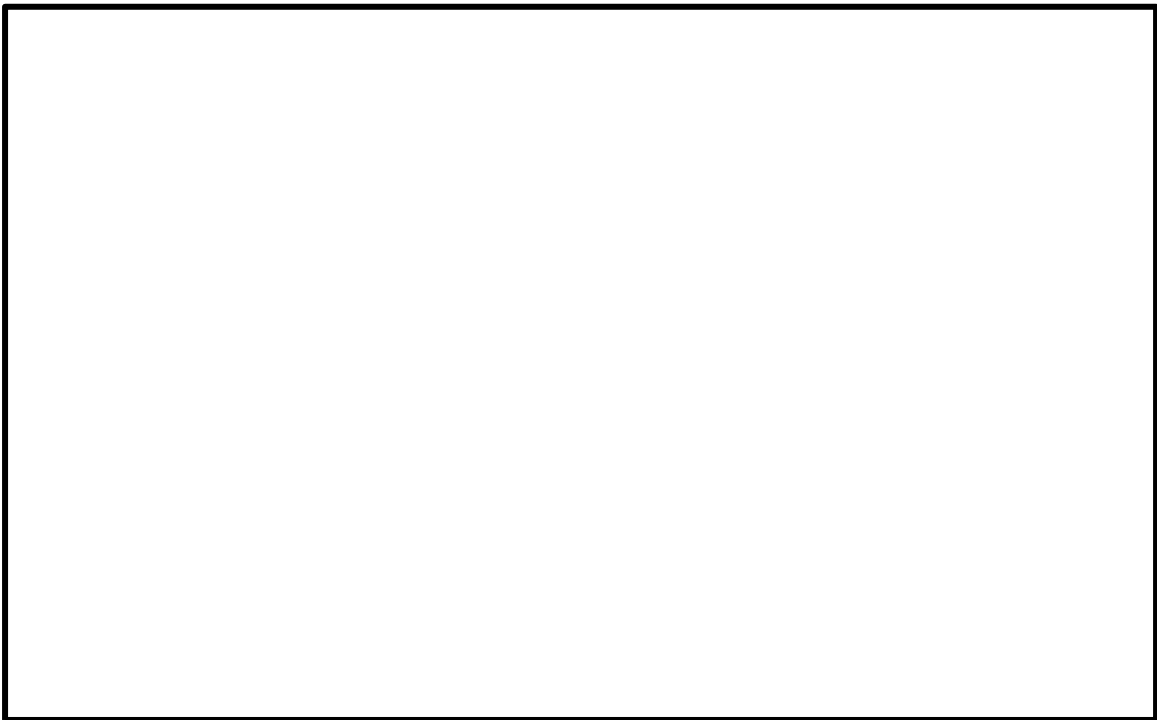


図4-1 9×9燃料（A型）の冷温時無限増倍率

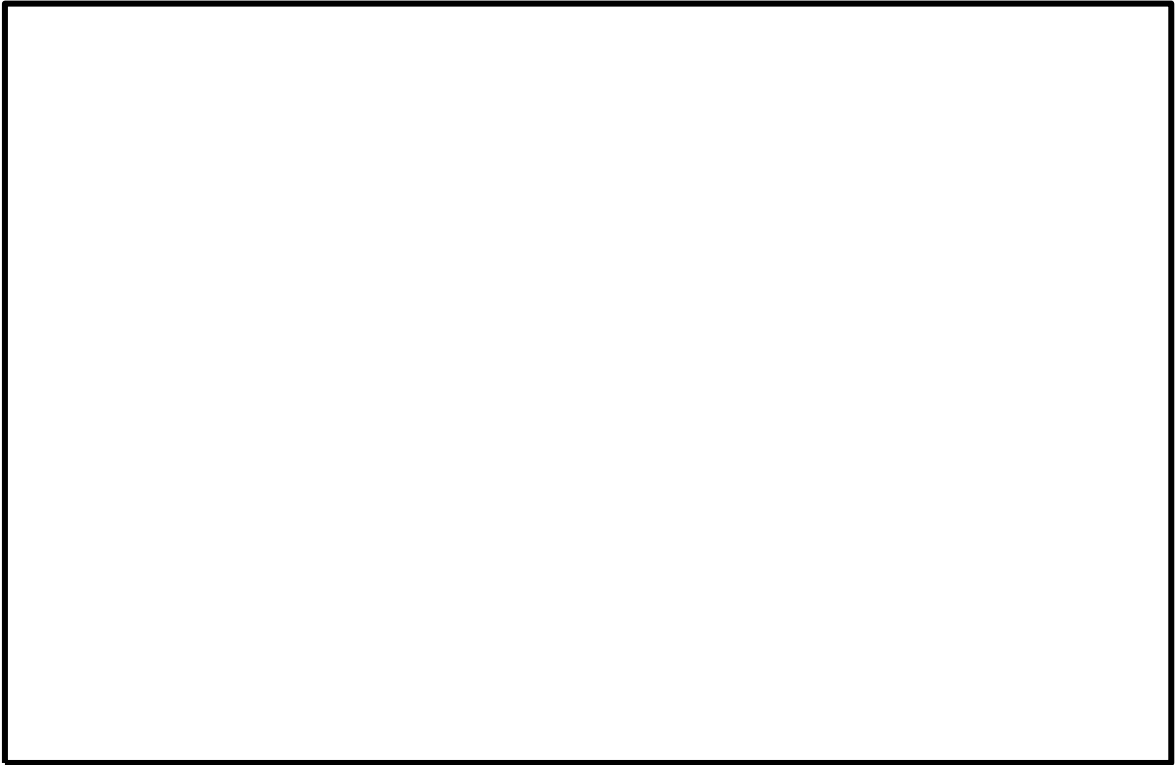


図4-2 9 × 9燃料 (B型) の冷温時無限増倍率

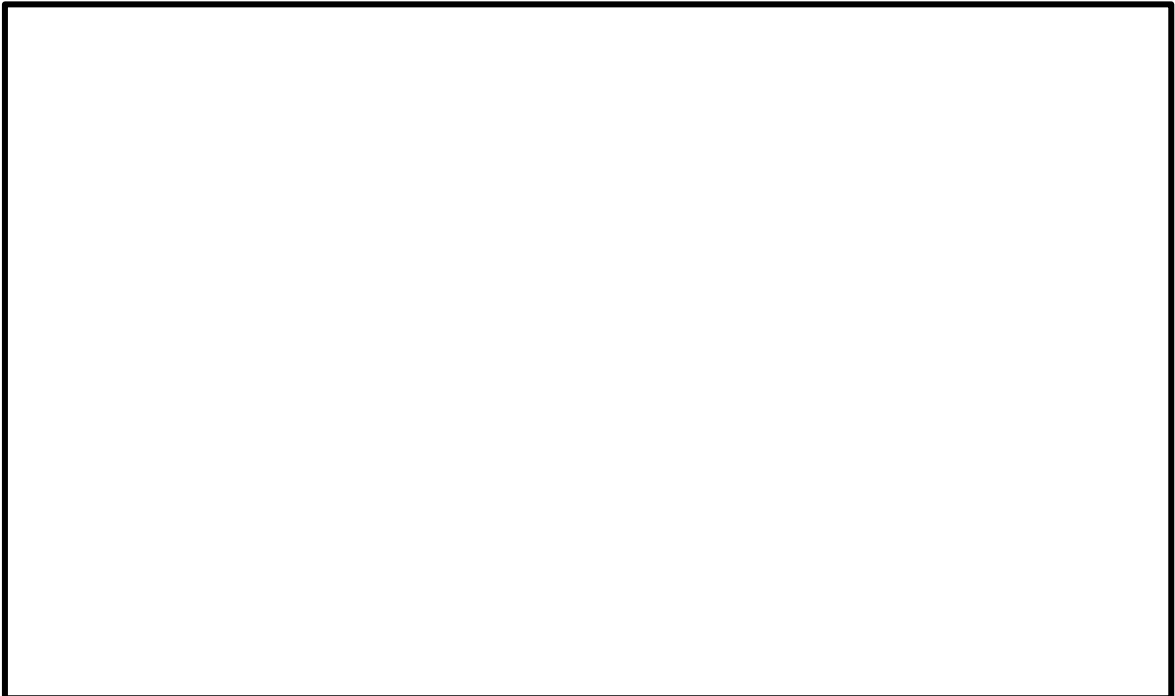


図4-3 高燃焼度 8 × 8燃料の冷温時無限増倍率



図4-4 新型8×8ジルコニウムライナ燃料の冷温時無限増倍率

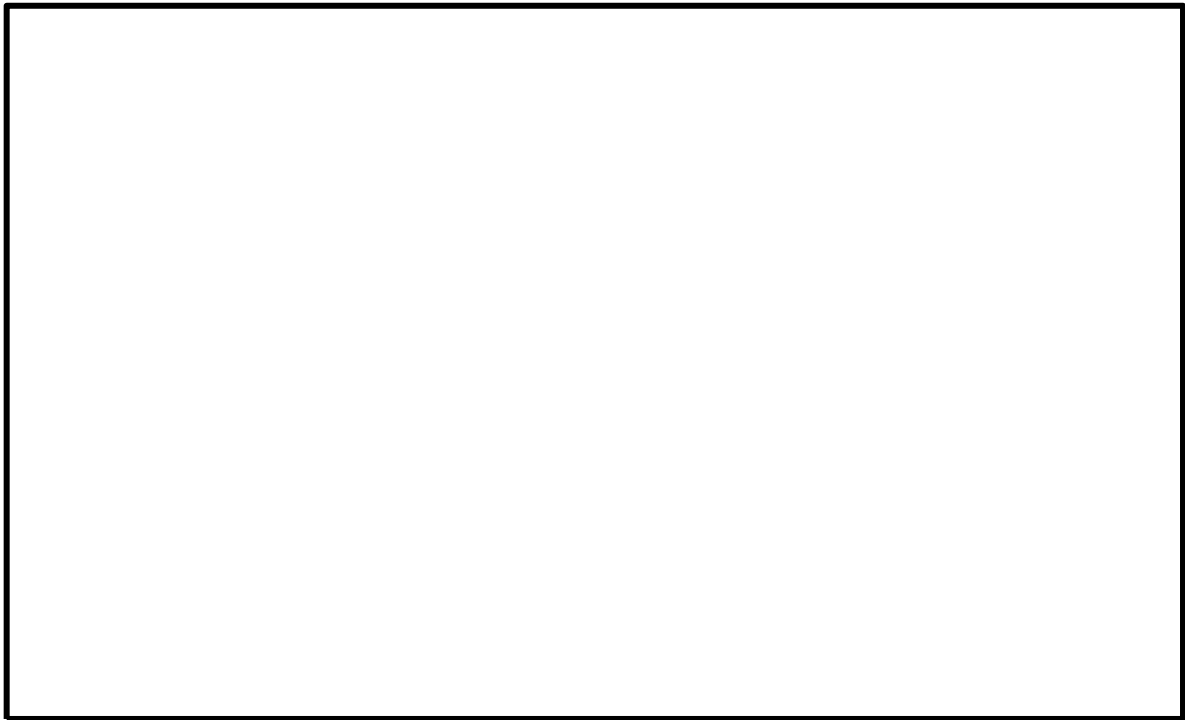


図4-5 新型8×8燃料の冷温時無限増倍率*

注記*：初装荷燃料は、タイプ1及びタイプ2の2種類の燃料からなり、Gd濃度はタイプ2の方が小さいため、より低い燃焼度でGdが燃え尽きることから無限増倍率のピーク値は大きくなる。

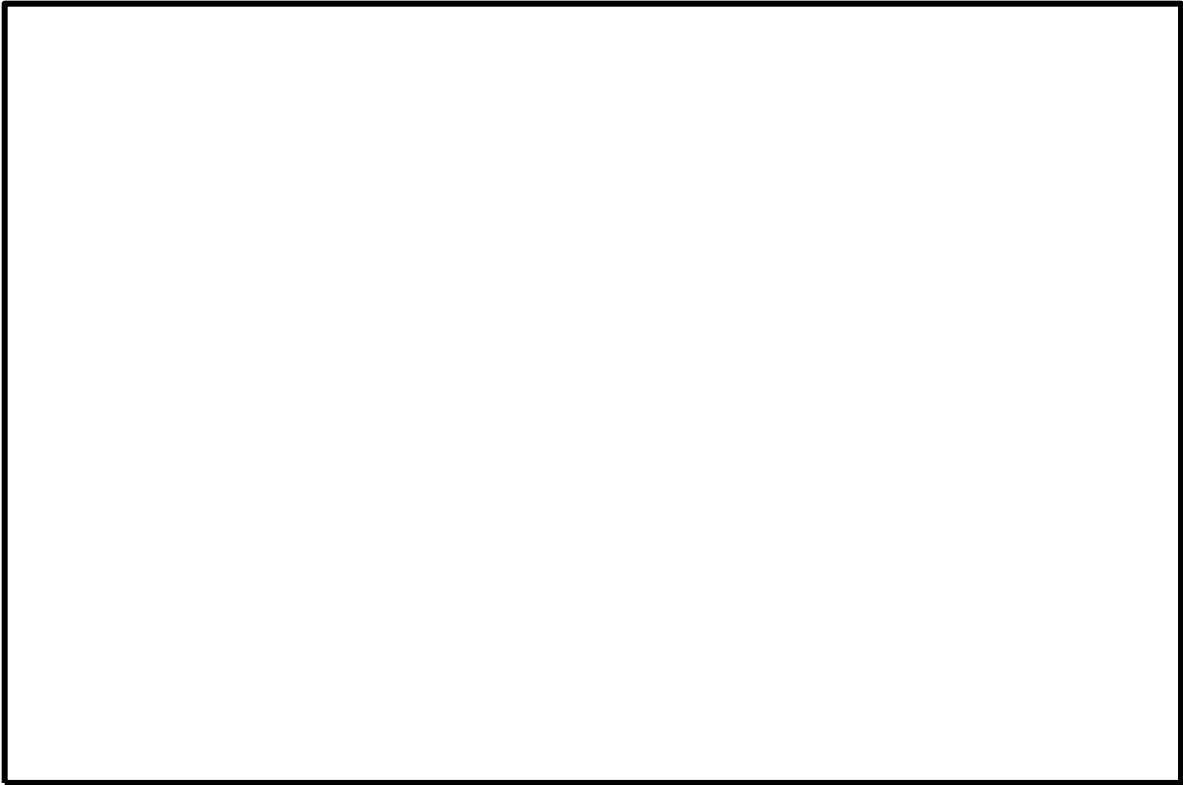


図4-6 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化

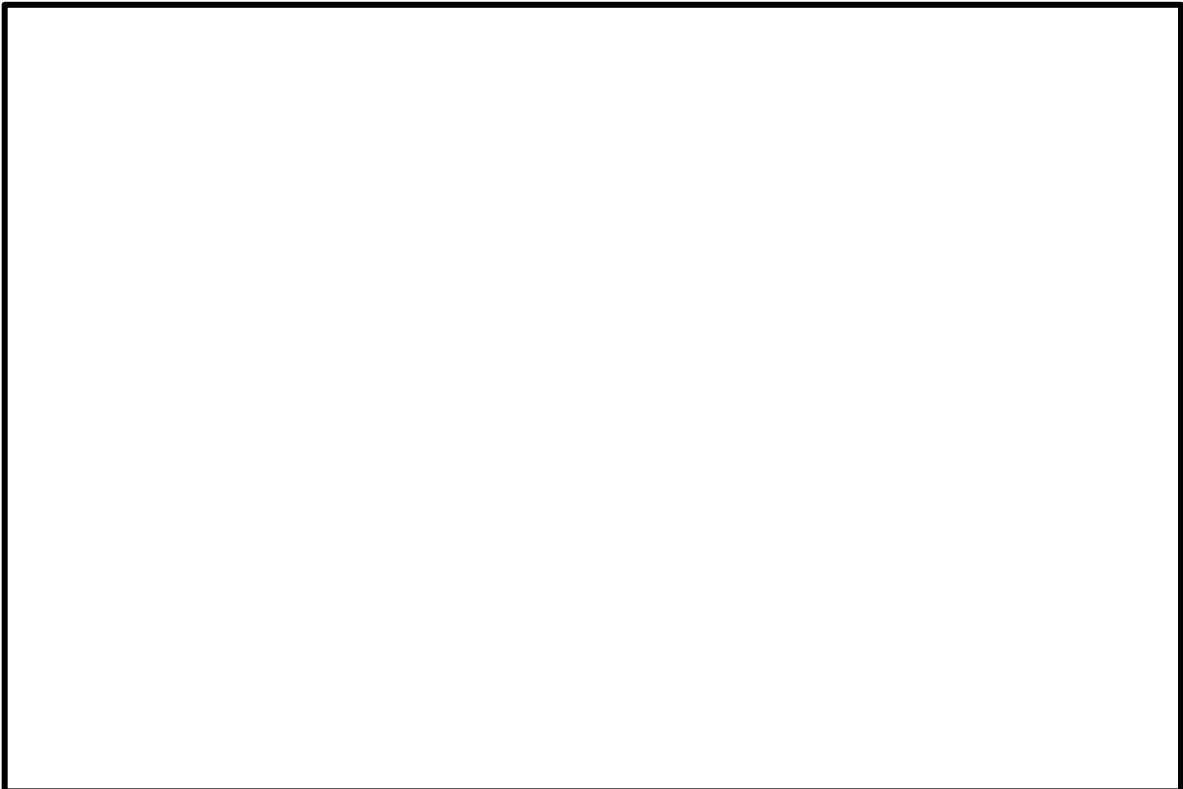


図4-7 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化

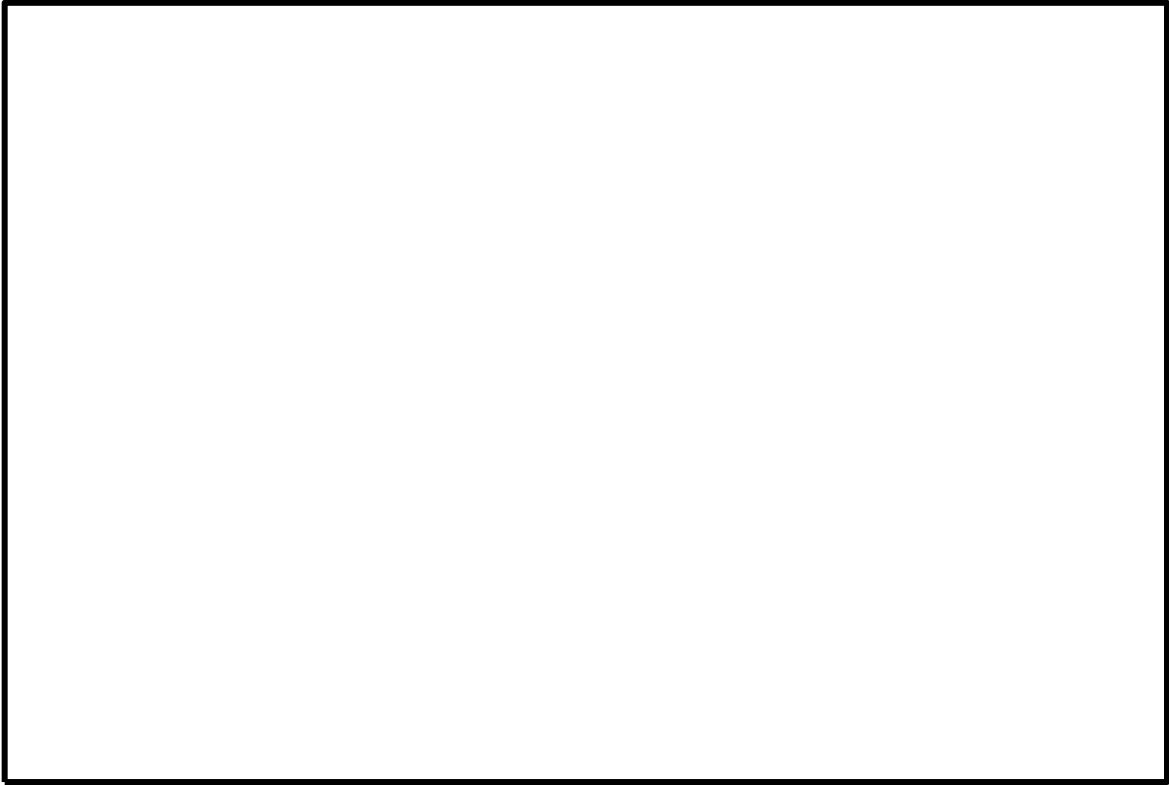


図4-8 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化

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5-1）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の燃料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3 σ （実効増倍率 [] に対し、統計誤差3 σ 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-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、島根原子力発電所第2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。

5.3 評価方法

島根原子力発電所第2号機の燃料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	燃料貯蔵設備及び BWR 燃料仕様のパラメータ範囲		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%				
	MOX 燃料 Pu 含有率	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	—	正方配列			
	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	約 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	Δk	
	平均値の不確定性	ϵ_c	
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	

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、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ため、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。

$$\begin{aligned} & \text{(^{10}B原子1個あたりの中性子吸収減損率)} [\%] \\ & = (\text{中性子照射量}) [\text{cm}^{-2}] \times (\text{^{10}B原子1個あたりの吸収反応断面積}) \\ & \quad [\text{cm}^2] \times 100 [\%] \end{aligned}$$

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 $10^{14}[\text{cm}^{-2}] \sim 10^{16}[\text{cm}^{-2}]$ 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

使用済燃料貯蔵ラックにおいて、燃料をラックセルの中央に配置した基本配置及び図 1 の全体的に偏心したパターンについて、実効増倍率を評価した。評価の結果、基本配置の場合が実効増倍率が高い結果となった。表 1 に評価結果を示す。

表 1 評価結果

燃料配置	実効増倍率 ($k_{eff} + 3\sigma$)
基本配置	0.927
偏心配置	



図 1 使用済燃料貯蔵ラック中の燃料の偏心状況

未臨界性評価の保守性及び妥当性について

未臨界評価の保守性及び妥当性について、表 1 に示す。

未臨界評価の評価条件は、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 0～1.0g/cm³ 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及び妥当性

評価条件		保守性及び妥当性	
1	未臨界性評価における計算体系	ラックセルを計算体系と設定	ラックセルの計算体系を単位格子とし、単位格子の水平方向、鉛直方向を完全反射に設定していることから、中性子の漏れがなく、保守的な条件となる。
		水平方向：完全反射	
		鉛直方向：完全反射	
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、保守的な条件となる。
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評価結果が厳しくなる組み合わせのため、保守的な条件となる。
		B-SUS のボロン濃度として、製造範囲 (<input type="text"/> wt% ～ <input type="text"/> wt%) の下限値を採用	B-SUS のボロン濃度を、製造範囲の下限値 (<input type="text"/> wt%) としているため、保守的な条件となる。
4	その他の条件	チャンネルボックス	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、保守的な条件となる。
5		ラックセル内燃料配置	ラックセル内中央に燃料が配置する基本配置の場合が、評価結果が厳しくなるため、保守的な条件となる。
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	燃料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、妥当な条件となる。

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. 燃料プール周りの主要な重量物の配置	1
2. 燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンの待機場所について	2
3. 原子炉建物天井クレーンのインターロックについて	4
4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策	6
5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における燃料プールへの影響	10
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	13
7. 燃料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	17
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. 燃料プール周りの主要な重量物の配置

落下時に燃料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。



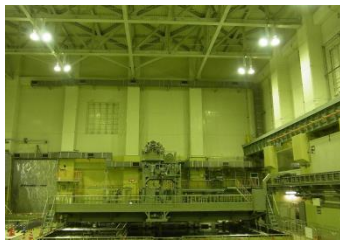
原子炉建物原子炉棟内オペフロ全体



原子炉建物天井



原子炉建物壁面



燃料取替機



原子炉建物原子炉棟4階 概略平面図



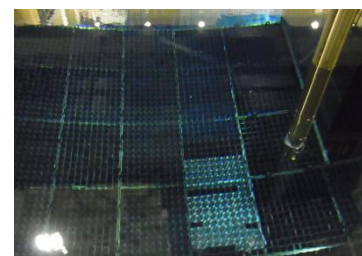
原子炉建物天井クレーン



①燃料プール側面



②燃料プール側面



③燃料プール内
(使用済燃料貯蔵ラック側)

図 1-1 燃料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物天井クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、燃料プール上へ待機配置しない運用とすることで、燃料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、ストップパから基準地震動 S_s での滑りを考慮した距離をとる、又はストップ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物天井クレーンの待機場所を示す。

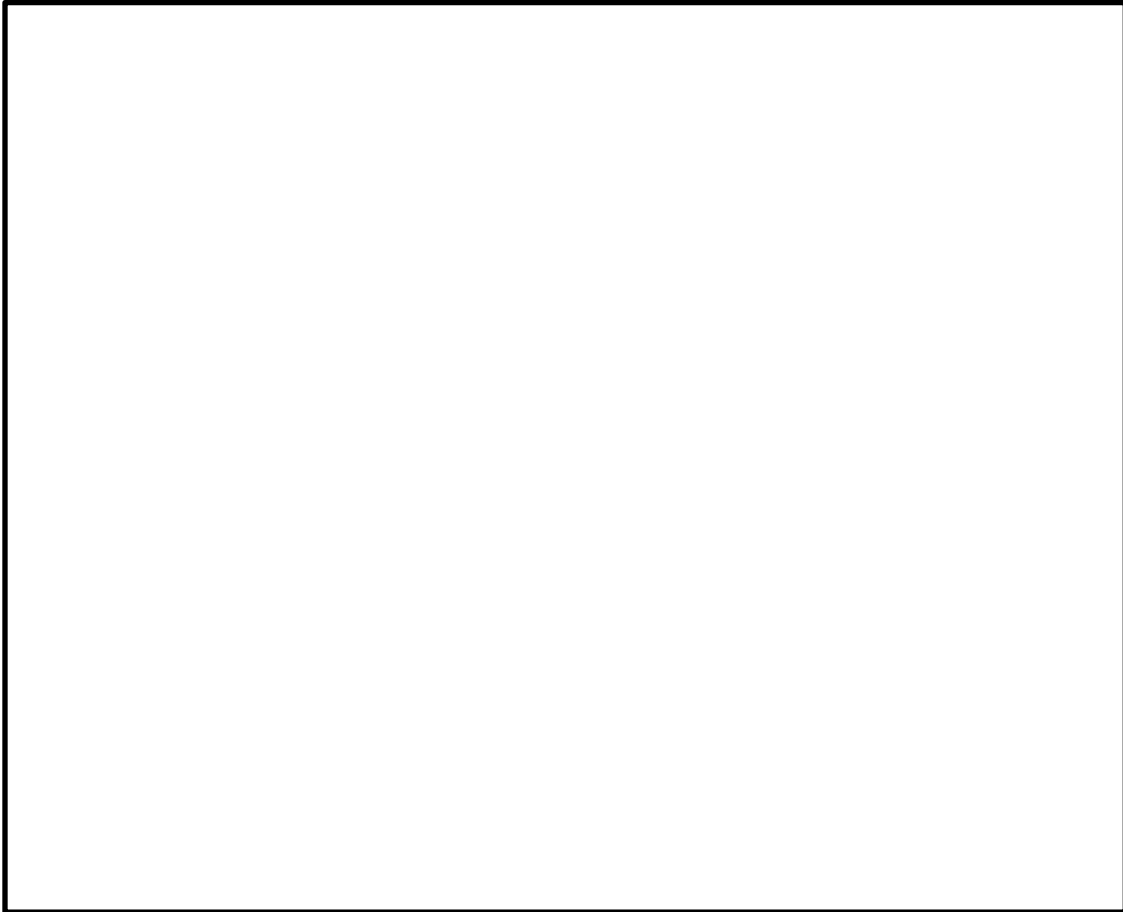


図 2-1 燃料取替機待機場所

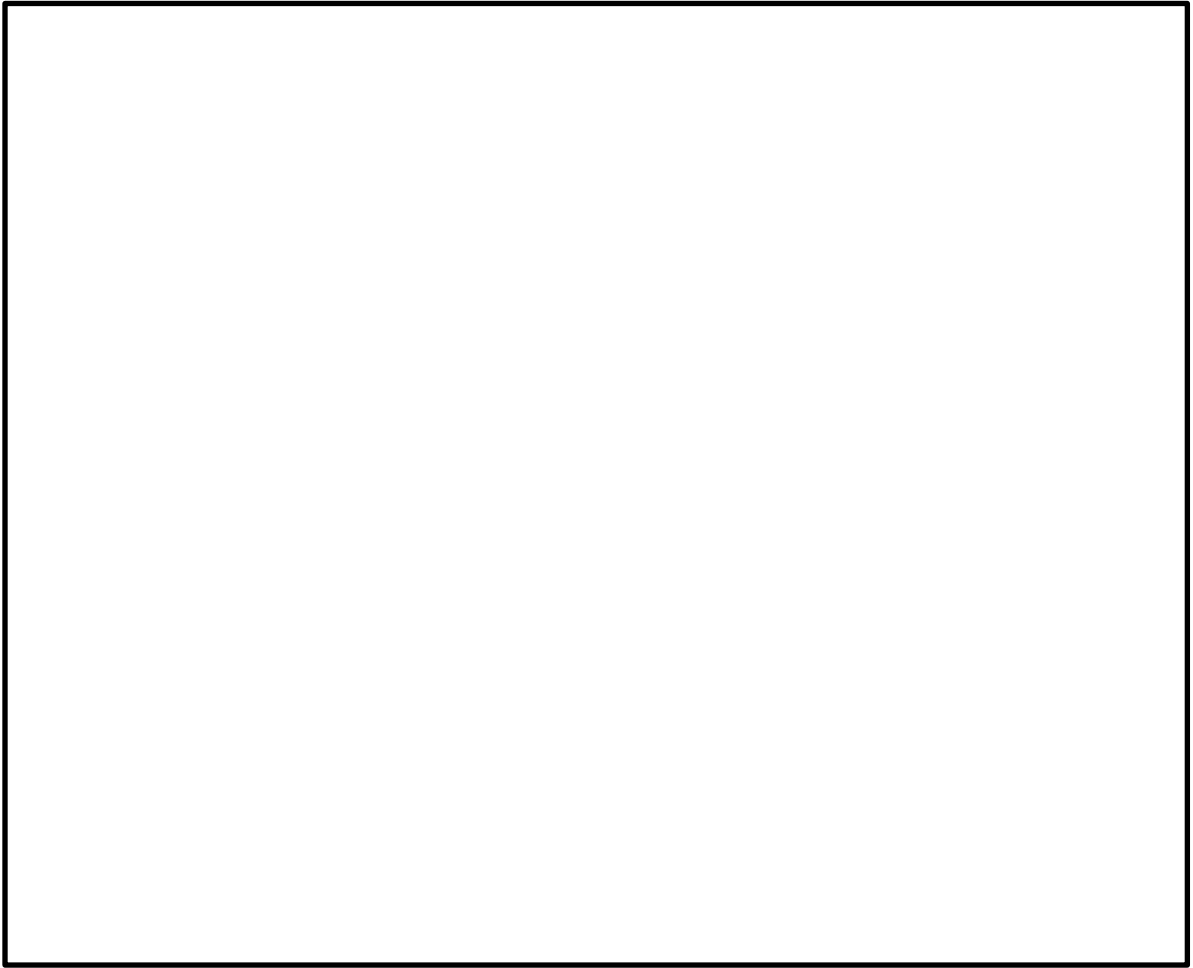


図 2-2 原子炉建物天井クレーン待機場所

3. 原子炉建物天井クレーンのインターロックについて

原子炉建物天井クレーンは、燃料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。

原子炉建物天井クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建物原子炉棟 4 階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動を行う際には、重量物及び使用済燃料輸送容器が燃料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、燃料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、燃料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のモード切替スイッチにより行う。

原子炉建物天井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 3-1～3 に示す。なお、C モードは燃料プール上へアクセス可能なモードではあるが、使用済燃料輸送容器や重量物を移送する場合には使用しない。

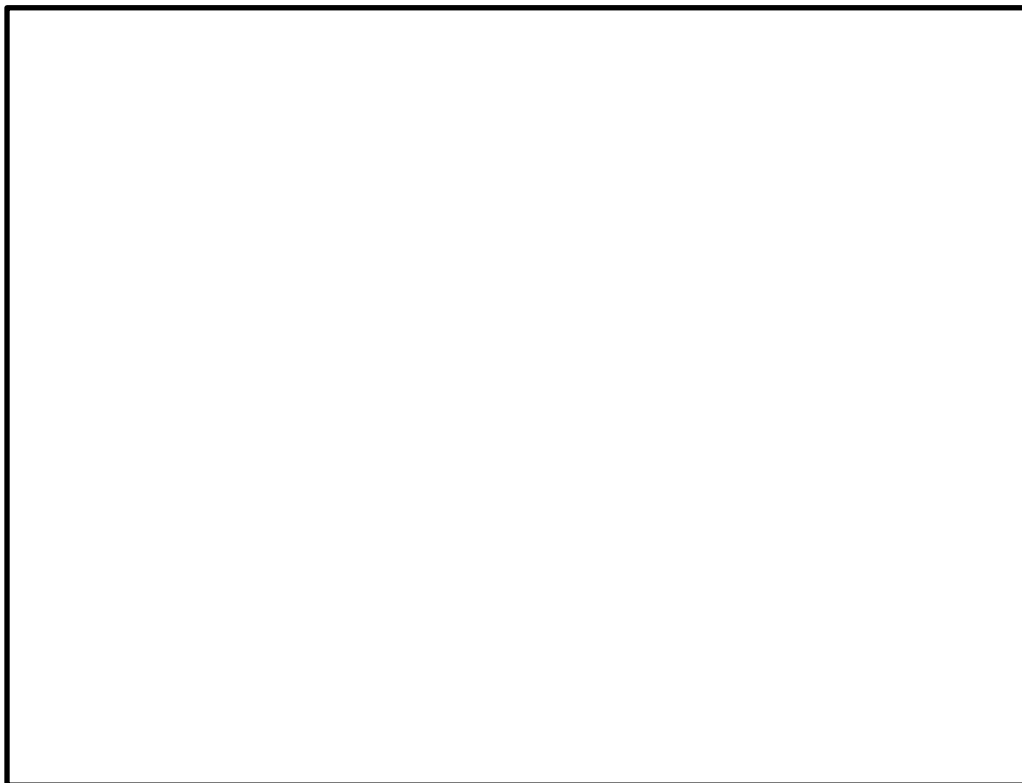


図 3-1 原子炉建物天井クレーンのインターロック (A モード) による使用済燃料輸送容器移送範囲

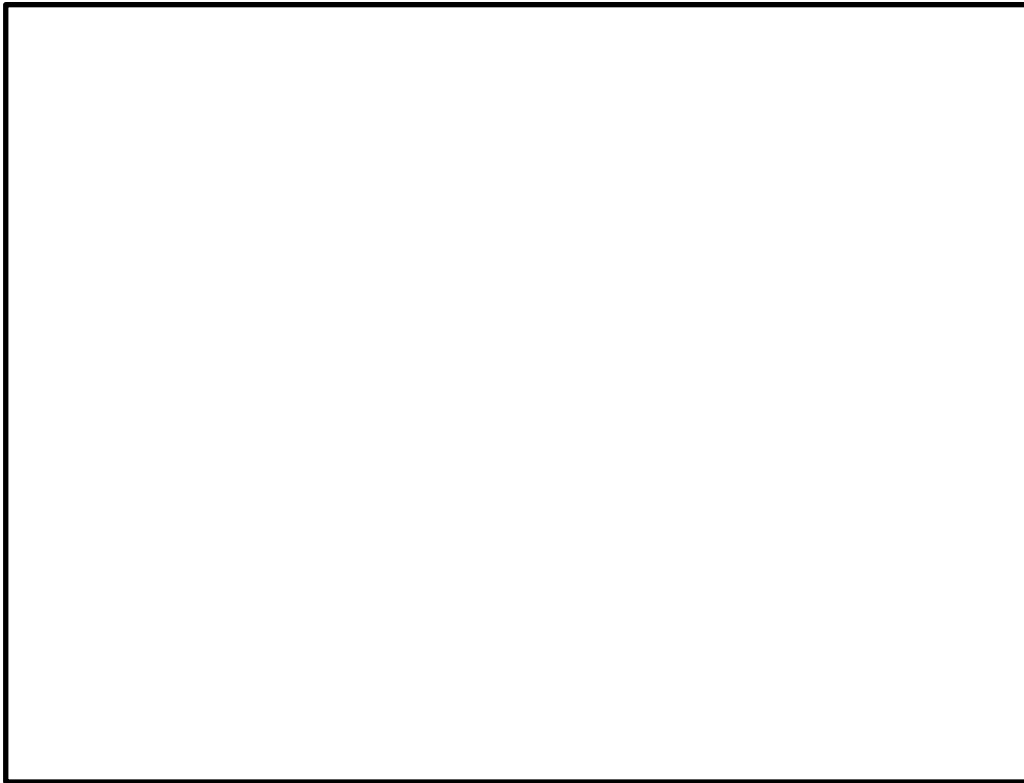


図 3-2 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Bモード) による重量物移送範囲

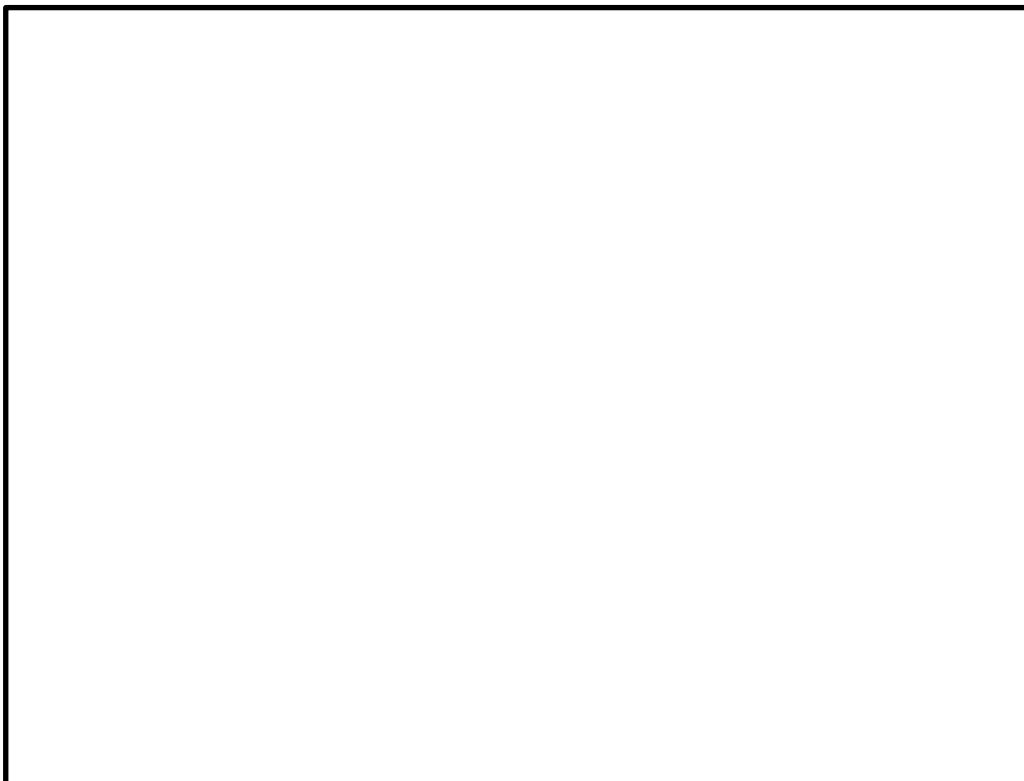


図 3-3 原子炉建物天井クレーンのインターロック (Cモード) による移送範囲

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物天井クレーン（補巻）によって原子炉建物原子炉棟4階へ搬入する。新燃料輸送容器から新燃料検査台へは新燃料を1体ずつ原子炉建物天井クレーン（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チャンネル着脱装置へ原子炉建物天井クレーン（補巻）にて移送する。新燃料貯蔵庫からチャンネル着脱装置への移送にも原子炉建物天井クレーン（補巻）を用いる。吊具として使用するワイヤロープ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。チャンネル着脱装置から燃料プールのラック、ラック間及びラックー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。

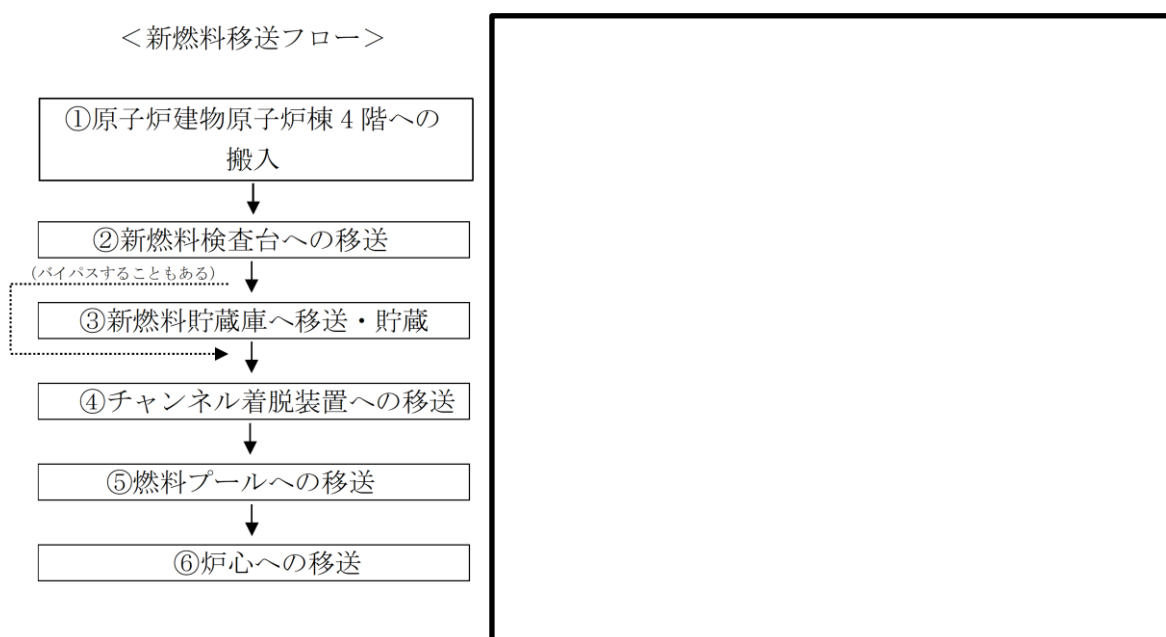


図4-1 新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）

図4-1に示すとおり、新燃料を燃料プールへ移送する際は、可能な限り燃料プール上を移送しない運用とし、燃料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）。

原子炉建物天井クレーンは、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、動力電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。

チャンネル着脱装置（図4-2）は、燃料プールの側面に設置され、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。チャンネル着脱装置は、1体のみ燃料体等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、

直接燃料プールライニングに衝突しないため、燃料プールライニングを損傷させることはない。なお、チャンネル着脱装置のカートは通常時は燃料プール底部で待機しており、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し、遮蔽水深として 2460 mmを確保できる構造とする。また、燃料集合体外観検査時には、チャンネル着脱装置上部において放射線量を測定し、線量を管理する運用とする。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する。

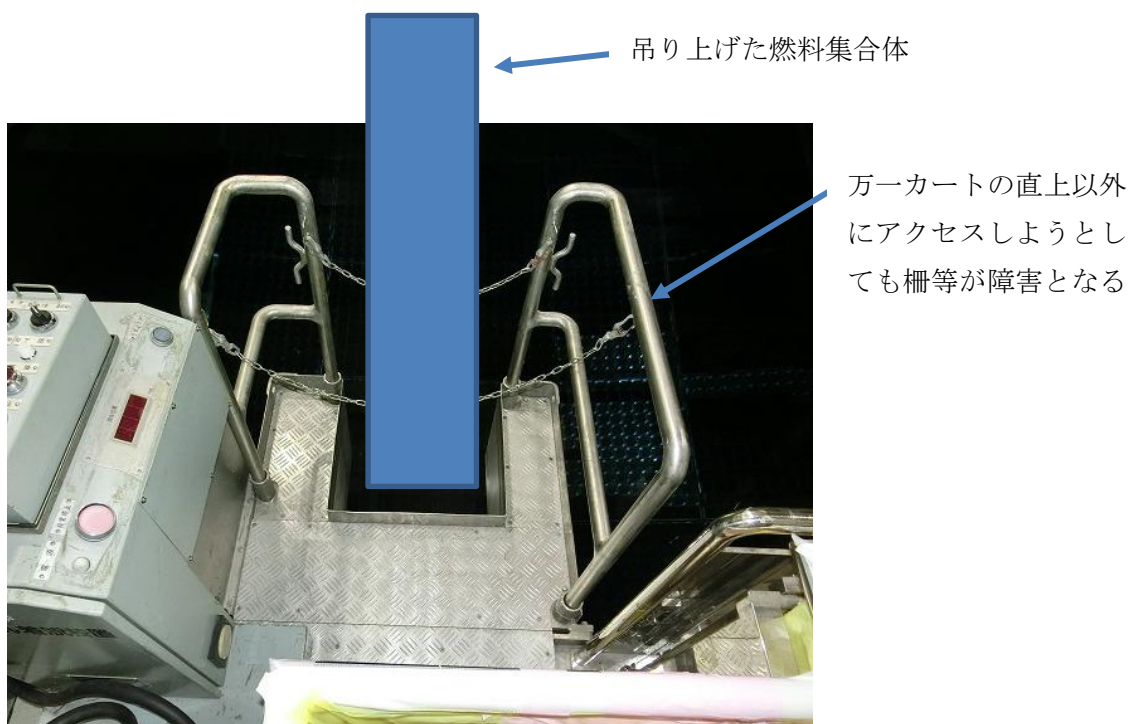
【参考】新燃料の入水作業

新燃料取扱時においては、原子炉建物原子炉棟 4階に搬入された新燃料輸送容器から、原子炉建物天井クレーン（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、再び原子炉建物天井クレーン（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）、燃料プールに入水し、チャンネル着脱装置に載せ、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、原子炉建物天井クレーン（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、安全率 6 以上のワイヤロープ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チャンネル着脱装置の直近までは、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（最大約 1.2 m）に吊り上げながら移動する。新燃料は、燃料プールのチャンネル着脱装置上に移動し、参考図のように、金属製の柵に囲まれたチャンネル着脱装置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。チャンネル着脱装置の吊り下ろしエリアでは、新燃料をチャンネル着脱装置近くまで吊り下ろす。

チャンネル着脱装置のカートが、水面から深さ 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、新燃料をカート直上にゆっくりと移動させる。カートの真上に来たことを作業員が目視で確認し、ゆっくりと確実にカート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、カート下方の台座まで新燃料を降下し着座させる。



参考図 チャンネル着脱装置のカートへ吊り下ろす直前の状況（イメージ）

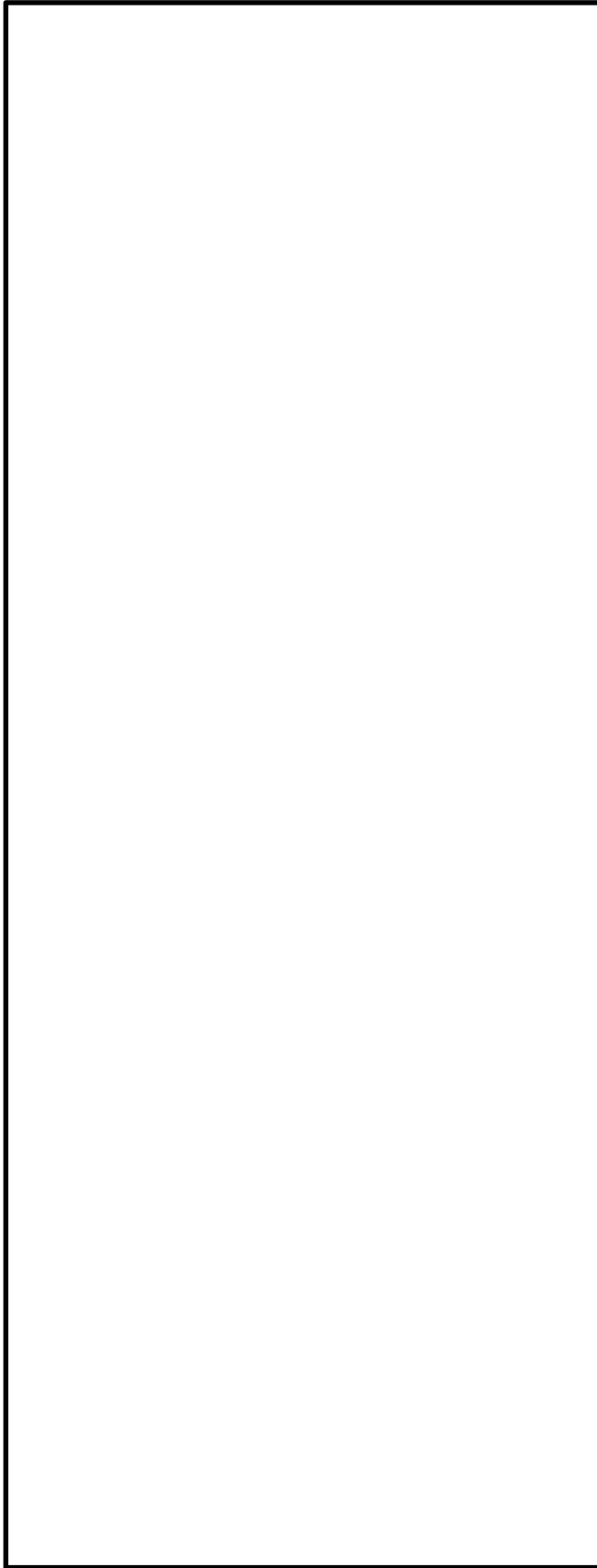


図 4-2 チャンネル着脱装置概要図

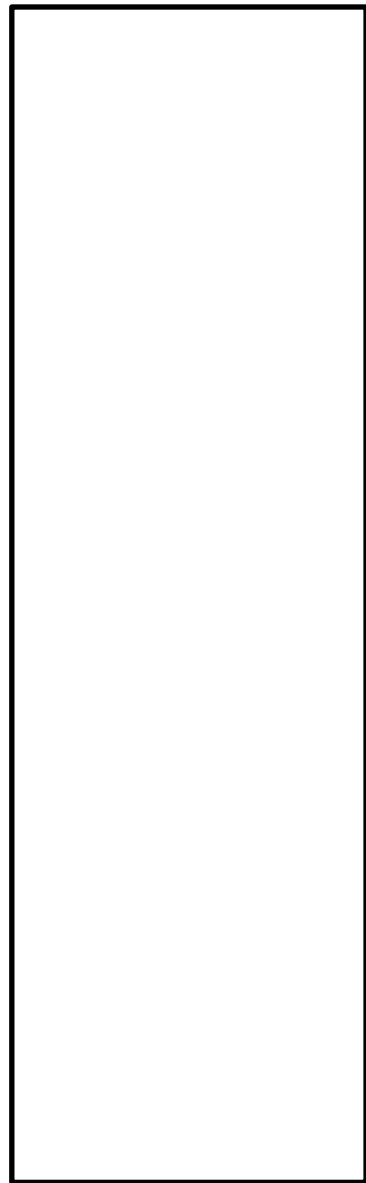


図 4-3 ストッパーの位置

5. 使用済燃料輸送容器取扱い作業時における燃料プールへの影響

使用済燃料輸送容器の取扱い作業は原子炉建物天井クレーン（主巻）を使用し、機器搬出入口ハッチより原子炉建物原子炉棟4階へ使用済燃料輸送容器の移送を行い、キャスク置場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置場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物天井クレーンの運転は、使用済燃料輸送容器が燃料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、燃料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、原子炉建物天井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、キャスク置場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物天井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置場にて取り扱う際には、キャスク置場を燃料プールと隔離して、キャスク置場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、燃料プール水位維持のための燃料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置場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、キャスク置場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5.2m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5.6m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置場を横から見た位置関係を示す。

キャスク置場から取り出した使用済燃料輸送容器は、燃料プール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置場はキャスクピットゲートにより燃料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置場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置場壁の隙間は約70cmであり、燃料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NS2 補足-027「工事計画に係る説明資料（機器配管系の耐震性についての説明書）」にて説明する。

<キャスク取扱い作業移送フロー>

(バイパスすることもある)

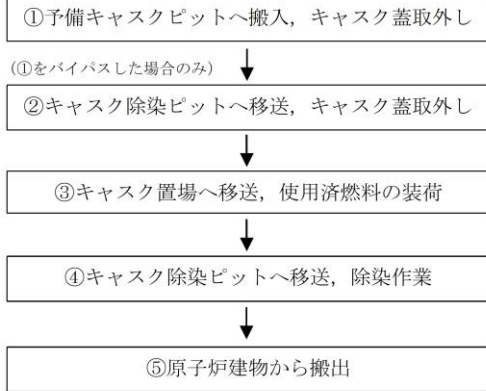


図 5-1 使用済燃料輸送容器取扱い作業フロー (例)

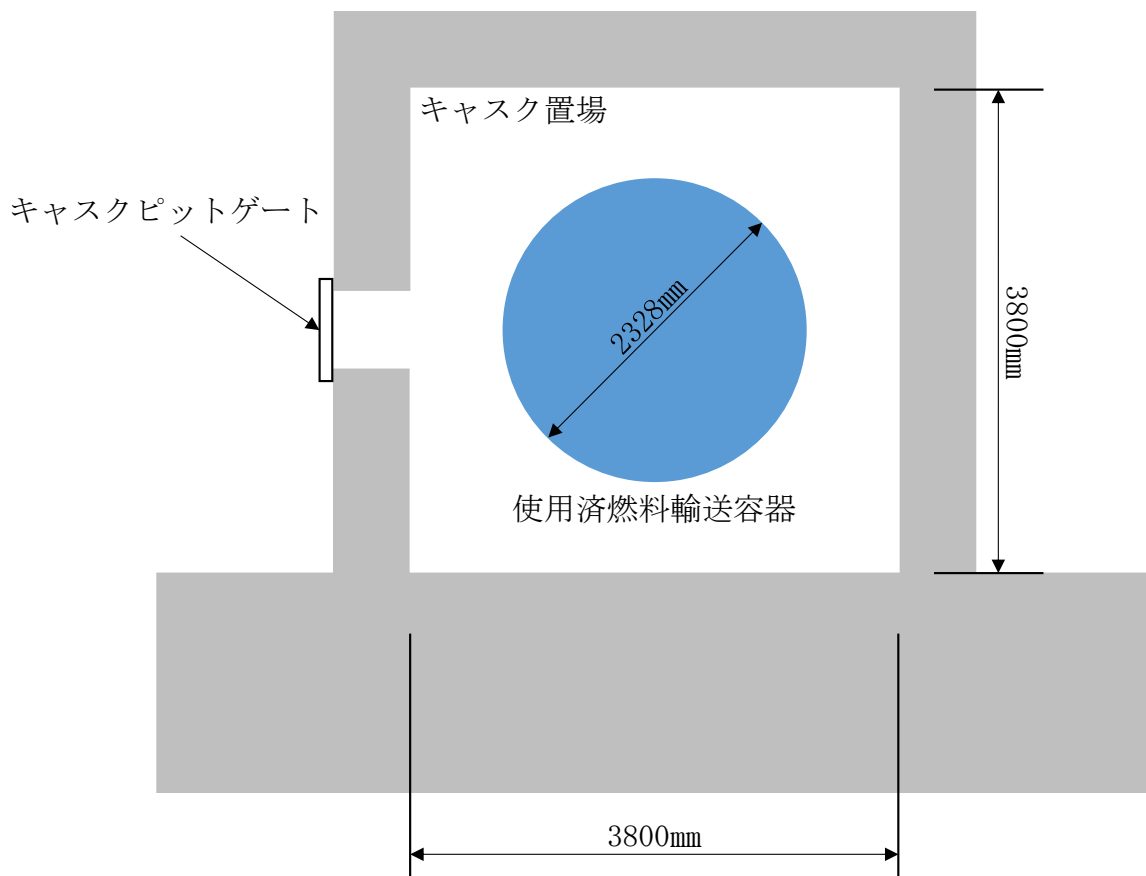


図 5-2 使用済燃料輸送容器とキャスク置場の位置関係 (上から見た図)

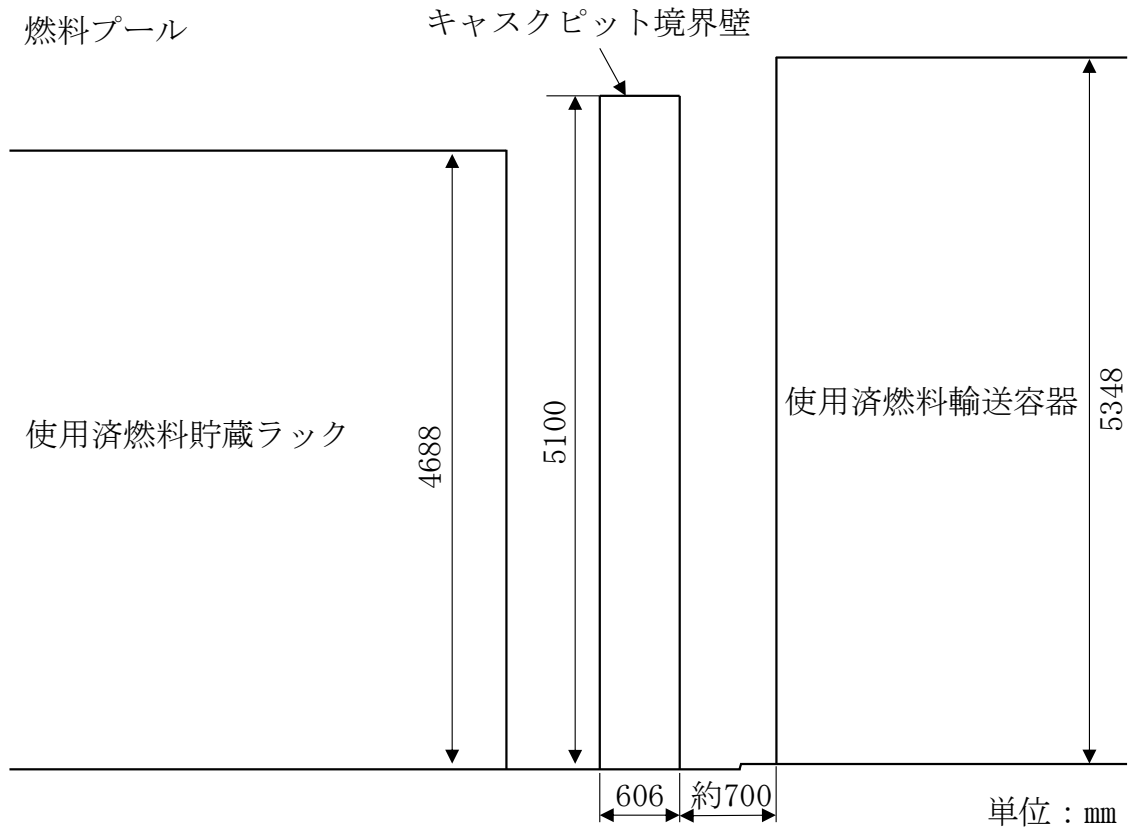


図 5-3 使用済燃料輸送容器とカスク置場の位置関係（横から見た図）

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本のワイヤロープ（グラップル側）が「燃料集合体及びグラップル」を、もう1本のワイヤロープ（伸縮管側）が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている（図 6-1 参照）。

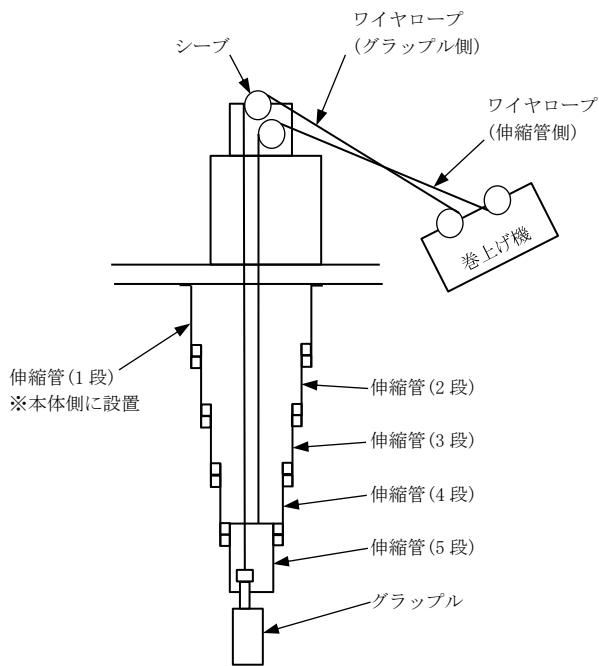
燃料取替機は、定格荷重を 450kg としており、0.5t 未満のためクレーン構造規格適用除外揚重機となるが、ホイスト、走行レール、ガーダの設計については、クレーン構造規格を準用し、その他の部品は、JIS 及びメーカー社内基準等に基づいた設計としており、各ワイヤロープは、当該規格要求を満足する安全率を有した設計としている。

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り荷（燃料集合体 約 \square kg）、伸縮管（本体側に設置（固定）された第 1 段を除く第 2 段～5 段の荷重；約 \square kg）及びグラップル（約 \square kg）を保持可能な設計としている。

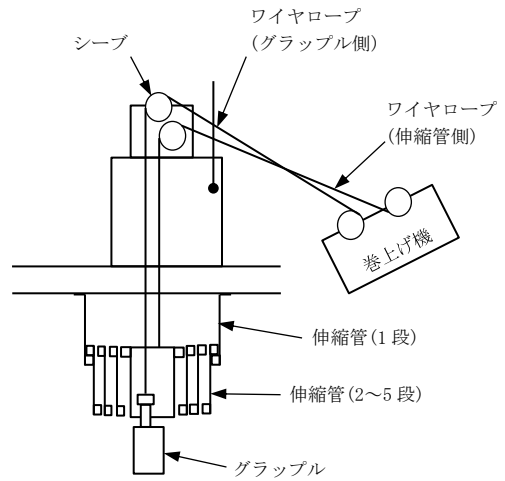
ワイヤロープの破断荷重（ \square kN）に対し、使用上の最大荷重は 11.3kN（定格荷重 450kg、グラップル約 \square kg、伸縮管（第 2 段～5 段の荷重）約 \square kg：合計約 \square kg）で、安全率は約 6.7 であり、クレーン構造規格要求（安全率 3.55）を満足した設計となっている。

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。

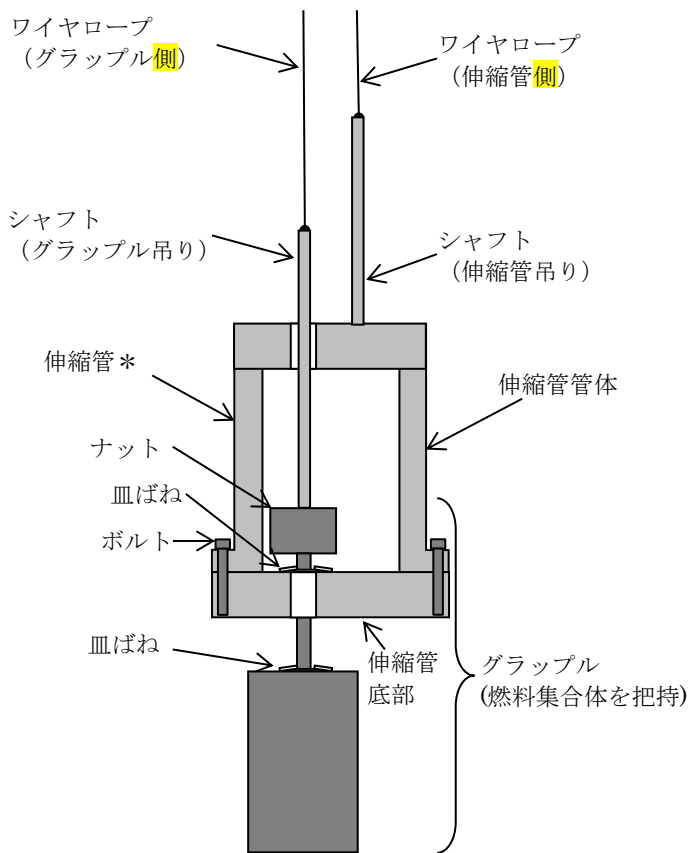
なお、ワイヤロープ（グラップル側）が切断した場合、伸縮管（5 段）の底部とグラップルのナットが衝突するが、グラップルのナットはグラップルシャフトにねじ込みで固定されていること、また、伸縮管の底部は \square 本のボルトで固定されており、ボルトの引張強さ 520N/mm² に対し、発生応力は約 \square N/mm² であることから、衝撃に対し十分な強度を有し、吊り荷及びグラップルを保持可能な設計としている。



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)



*伸縮管は模式図とし、先端の管(5段)のみを記載しています。

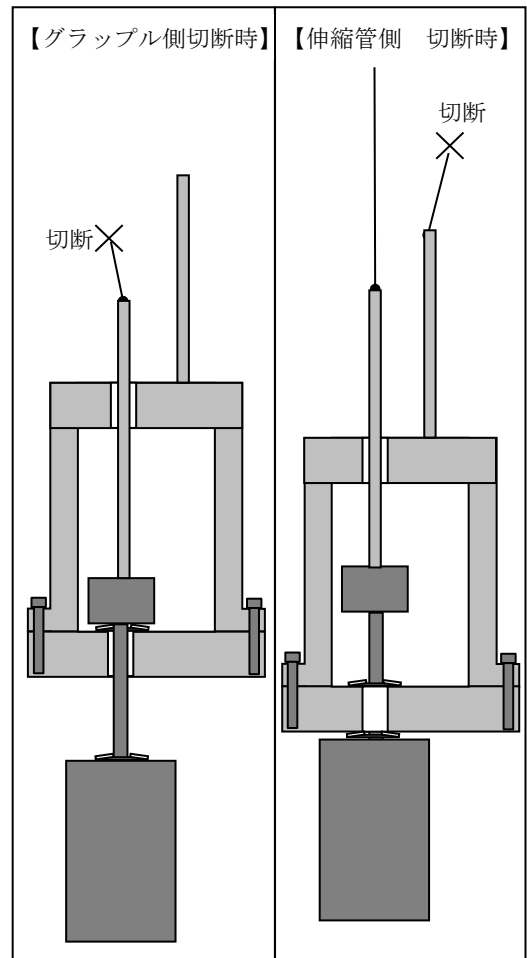


図 6-1 ワイヤロープ概略図

・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 \square kg）、 v ：速度である。ワイヤロープの固有周期を T とすれば、

$$F = 2\pi mV/T$$

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。

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

となる。ここで、 k はワイヤロープのばね定数で、

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

E ：ワイヤロープの弾性係数 約 \square N/mm²

A ：ワイヤロープの断面積 \square mm²

L ：ワイヤロープの長さ（巻出し長さ） 約 \square m

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

ワイヤロープの負担荷重は、定格荷重 450kg とグラップル約 \square kg の合計とし、衝撃荷重 F には余裕をみて $F = 25000$ N とすると、ワイヤロープの破断荷重： \square N より、

$$\begin{aligned} \text{破断荷重} / (\text{衝撃荷重} + \text{負担荷重}) &= \square / (25000 + \square \times 9.8) \\ &= \square > 2 \end{aligned}$$

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（グラップル側）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 ：ワイヤロープメーカ値を採用。ワイヤロープはプレテンション加工*1を実施しており、経年後の硬くなった状態を想定。

A ：ワイヤロープは、約 7 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～5 段の荷重が掛かった状態を想定。

注記*1：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，仕様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. 燃料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 燃料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

燃料プール周辺設備等の重量物について、燃料プールへの落下時に燃料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、燃料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燃料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。なお、燃料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、燃料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、燃料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）及び吊り荷の落下防止対策（表 7-3）を以下に示す。

表 7-1 燃料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*4	詳細	抽出の考え方	燃料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	原子炉建物	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 Ss に対する落下防止設計
		B	クレーンガーダ		
		A	水銀灯, 蛍光灯	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		B	原子炉建物天井クレーン昇降用及点検歩廊		離隔, 固縛等による落下防止対策
2	燃料取替機	燃料取替機	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	
3	原子炉建物天井クレーン	原子炉建物天井クレーン	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	
4	その他クレーン類	原子炉建物補助天井クレーン	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	
		新燃料検査台, 鋼製容器立掛台		離隔, 固縛等による落下防止対策*2	
		チャンネル取扱ブーム		基準地震動 Ss に対する落下防止設計	
5	PCVヘッド (取扱具含む)	PCVヘッド	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*2,3	
		PCVヘッド吊具			
6	RPVヘッド (取扱具含む)	RPV上蓋	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*2,3	
		RPVヘッド点検架台			
		スタッドボルトテンション			
		RPV取扱機器工具箱 (内容物含む)			
		RPVヘッド保温材			
7	内挿物 (取扱具含む)	B	小物廃棄物収納容器	離隔, 固縛等による落下防止対策*3	
		B	LPRM切断片バスケット		
		A	制御棒	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	制御棒 (除却分)		
		A	ブレードガイド		
		A	燃料集集体		
		A	照射燃料集集体		
		A	チャンネルボックス取扱具		
		B	MSラインプラグ・気水分離器蒸気乾燥器用吊具		離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3
		A	LPRM切断片バスケット専用吊具	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	バスケット取扱具		
		A	小物収納容器取扱具		
		A	チャンネル着脱装置		
		A	LPRM仮置ハンガー		
		A	上部格子板ガイド		
		A	LPRM据付ガイド		
		A	中央燃料支持金具取扱具		
		A	チャンネルボックス		
		B	蒸気乾燥器		離隔, 固縛等による落下防止対策*3
		B	気水分離器	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		B	改良型主蒸気管水封プラグ		
		A	水中照明灯		
		A	操作ボール		
		A	チャンネルボルトレンチ	離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3	
		B	改良型シュラウドヘッドボルトレンチ		
		A	LPRM検出器	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		B	SFPゲートブリッジ	離隔, 固縛等による落下防止対策*2,3	
		A	チャンネルボックス装着治具	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		A	インコア取扱具		
		A	気中式LPRM切断装置		
		A	気中式LPRM切断装置		

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料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		
7	内挿物（取扱具含む）	B	気中式 LPRM 切断装置用架台	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*2,3	
		A	気中式 LPRM 切断装置用架台用ベースプレート			
		A	中性子源	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
8	プール内ラック類	A	チャンネル貯蔵ラック	機器配置図等により抽出	落下時に燃料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			
		A	ブレードガイドラック			
		A	制御棒貯蔵ハンガ		離隔、固縛等による落下防止対策*3	
		B	仮設 CR ラック			
		B	仮設 CR・GT ラック			
		B	仮設 FS ラック			
9	プールゲート類		燃料プールゲート（大）	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	
			燃料プールゲート（小）			
			キャスク置場ゲート			
10	使用済燃料輸送容器（取扱具含む）		輸送容器（キャスク）	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	
			輸送容器蓋			
			キャスク吊具			
			キャスク共用架台			
			固体廃棄物移送容器			
			固体廃棄物移送容器蓋			
			制御棒専用バスケット			
			燃料内容器			
			搬入容器			
			RPV 監視試験片（バスケット） キャスク装填用遮蔽容器			
			監視試験片用容器			
11	電源盤類		チャンネル着脱装置制御盤	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*2	
			常用照明切替盤		落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
			天井クレーン電源盤		離隔、固縛等による落下防止対策*2	
			自動火災報知設備中継器盤		落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
			燃料取替機操作室変圧器盤		離隔、固縛等による落下防止対策*2	
			R/B 空気冷却機操作盤		ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
			作業用電源盤			
			監視システム制御盤 カメラ中継盤			
12	フェンス・ラダー類		燃料プール・キャスクピット廻り手摺り	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
			原子炉ウエル廻り手摺り			
			除染ピット廻り手摺り			
			大物搬入口手摺り			
			気中照明用ウエル手摺り			
			ウエル梯子			
			DSP 梯子	ウォークダウンにより抽出		
			燃料プール異物混入防止フェンス			
			三角コーン・コーンパー 工事区画用フェンス			
13	装置類	原子炉補機冷却水サージタンク	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*2		
14	作業機材類	B	CR・FS 同時つかみ具収納箱 (CR・FS 同時つかみ具含む)	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*2,3	
		B	CR 梱包箱			
		B	炉内サービス機器収納ラック	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*2	
		B	ボール収納ラック			
		B	圧力容器 O リング収納箱			

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料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	
14	作業機材類	B	吊具類保管箱	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
		B	除染装置	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*2,3
		B	トランス	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		B	チャンネルボックス検査装置	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*2,3
		B	レイダウン機器運搬台車		隔離、固縛等による落下防止対策*2
		B	ナット置台		隔離、固縛等による落下防止対策*3
		B	GM サーベイメータ用鉛遮へい容器	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*2
		B	LPRM 切断機	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
		A	LPRM 掴具		落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		A	LPRM 切断装置水圧ポンプ		
		A	油圧ポンプ		
		A	LPRM 気中切断用架台		
		A	制御棒グラップル		
		A	サーベランスホルダ取扱具		
		A	足場材 (板, クランプ)	ウォークダウンにより抽出	
		B	切断機固定台	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*2,3
		A	30tSUS パイプカッター	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		A	ナット清掃装置		
15	計器・カメラ・通信機器類	燃料プール水位	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		燃料貯蔵プール監視用カメラ			
		燃料取替階モニタ	機器配置図等により抽出		
		水素ガス検出器	機器配置図等により抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない	
		水位監視用スケール			
		燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (高レンジ)			
		燃料取替階ユニットヒータ入口温度			
		運転監視用テレビ装置	ウォークダウンにより抽出		
		IAEA カメラ	機器配置図等により抽出		
		RCW サージタンク水位			
		燃料プール監視カメラ			
		水中カメラ装置	作業実績を踏まえ抽出		
		電話	ウォークダウンにより抽出		
		可搬型ダストサンブラ			
		汚染検査装置			
		使用済燃料プール水温度	機器配置図等により抽出		
		使用済燃料プール水位			
		燃料プール水位・温度 (S A)			
		原子炉ウエルエリア (モニタ)			
		燃料取替階西側エリア (モニタ)			
		燃料取替階東側エリア (モニタ)			
燃料交換監視用 ITV					
静的触媒式水素処理装置入口温度					
静的触媒式水素処理装置出口温度					
火災監視カメラ					

番号	抽出項目*4	詳細	抽出の考え方	燃料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	試験・検査用機材類	B	模擬炉心	作業実績を踏まえ抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3
		B	ISI 用テストピース	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*2
		B	天井クレーン荷重試験ウエイト	作業実績を踏まえ抽出	隔離、固縛等による落下防止対策*2,3 落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		B	プラットフォーム	機器配置図等により抽出	
		A	仮置き架台（CR 外観検査用）		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	原子炉ウエルシールドプラグ	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*2,3	
		コンクリートハッチカバー			
		鋼製ハッチカバー			
		大物搬入口グレーチング			
		除染ビッドカバー			
		燃料プールのスロットプラグ			
		蒸気乾燥器・気水分離器ビッドカバー			
		蒸気乾燥器・気水分離器ビッドスロットプラグ			
18	空調機	燃料取替階電気ヒータ	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*2	
		R/B 空気冷却機			
19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素処理装置	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	
		燃料プールのスプレイス配管			
20	その他	B	ブローアウトパネル	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
		B	原子炉建物ダクト		
		A	電源内蔵型照明		
		A	ケーブル		
		A	鉛毛板	ウォークダウンにより抽出	落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		A	工事用足場		
		A	浮き輪		
		A	時計		
		A	放射線管理エリア区画用資材		
		A	CH-L 4 V K (充電器)		
		B	消防用設備	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*2

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、島根原子力発電所第2号機で反映が必要な事項はないことを確認している。

*2: 燃料プールのフロアレベルに設置するものの隔離、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。

*3: 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。

*4: 「抽出項目」で示す設備等のうち、落下時に燃料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 燃料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 (燃料プールからの距離, 設置高さ, 重量, 形状, 床の段差)
4	その他クレーン類	1	新燃料検査台, 鋼製容器立掛台	燃料プールからの距離, 床の段差
5	PCVヘッド(取扱具含む)	2	PCVヘッド	燃料プールからの距離, 重量, 形状
		3	PCVヘッド吊具	
6	RPVヘッド(取扱具含む)	4	RPV上蓋	燃料プールからの距離, 重量, 形状
		5	RPVヘッド点検架台	
		6	スタッドボルトテンションナ	
		7	RPV取扱機器工具箱(内容物含む)	
		8	RPVヘッド保温材	
7	内挿物(取扱具含む)	9	スタッドボルトラック	燃料プールからの距離, 床の段差
		10	MSラインプラグ・気水分離器蒸気乾燥器用吊具	
		11	改良型シュラウドヘッドボルトレンチ	
		12	SFPゲートブリッジ	
11	電源盤類	13	気中式LPRM切断装置用架台	燃料プールからの距離, 形状, 床の段差
		14	チャンネル着脱装置制御盤	
		15	天井クレーン電源盤	
		16	燃料取替機操作室変圧器盤	
13	装置類	17	R/B空気冷却機操作盤	燃料プールからの距離, 床の段差
		18	原子炉補機冷却水サージタンク	
14	作業機材類	19	CR・FS同時つかみ具収納箱 (CR・FS同時つかみ具含む)	燃料プールからの距離, 床の段差
		20	CR梱包箱	
		21	炉内サービス機器収納ラック	
		22	ポール収納ラック	
		23	圧力容器Oリング収納箱	
		24	除染装置	
		25	チャンネルボックス検査装置	
		26	レイダウン機器運搬台車	
		27	GMサーバイメータ用鉛遮へい容器	
		28	切断機固定台	
16	試験・検査用機材類	29	模擬炉心	燃料プールからの距離, 床の段差
		30	ISI用テストピース	
		31	天井クレーン荷重試験ウエイト	
		32	プラットフォーム	
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	33	原子炉ウエルシールドプラグ	燃料プールからの距離, 重量, 床の段差
		34	コンクリートハッチカバー	
		35	鋼製ハッチカバー	
		36	大物搬入ログレーチング	
		37	除染ビットカバー	
		38	燃料プールのスロットプラグ	
		39	蒸気乾燥器・気水分離器ビットカバー	
		40	蒸気乾燥器・気水分離器ビットスロットプラグ	
18	空調機	41	燃料取替階電気ヒータ	燃料プールからの距離, 床の段差
		42	R/B空気冷却機	
20	その他	43	消防用設備	燃料プールからの距離, 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・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
5	PCVヘッド（取扱具含む）	PCVヘッド	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		PCVヘッド吊具	主巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。
6	RPVヘッド（取扱具含む）	RPV上蓋	主巻・専用吊具	主巻はVI-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ヘッド点検架台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		スタッドボルトテンションナ	主巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。
		RPV取扱機器工具箱（内容物含む）	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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ヘッド保温材	主巻・専用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。 吊具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。
		スタッドボルトトラック	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
7	内挿物（取扱具含む）	小物廃棄物収納容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		LPRM切断片バスケット	補巻・専用吊具	補巻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。
		MSラインプラグ・気水分離器蒸気乾燥器用吊具	主巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。
		蒸気乾燥器	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		気水分離器	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		改良型主蒸気管水封プラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		改良型シュラウドヘッドボルトレンチ	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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ゲートブリッジ	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		気中式LPRM切断装置用架台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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・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
8	プール内ラック類	仮設 CR ラック	補巻・専用吊具	補巻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。
		仮設 CR・GT ラック	補巻・専用吊具	補巻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。
		仮設 FS ラック	回転ジブクレーン・専用吊具	回転ジブクレーン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。
9	プールゲート類	燃料プールゲート (大)	補巻・専用吊具	補巻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。
		燃料プールゲート (小)	補巻・専用吊具	補巻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。
		キャスク置場ゲート	補巻・専用吊具	補巻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。
10	キャスク (取扱具含む)	輸送容器 (キャスク)	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		輸送容器蓋	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		キャスク吊具	主巻/補巻	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。補巻はクレーン構造規格による。
		キャスク共用架台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。吊具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。
		固体廃棄物移送容器	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		固体廃棄物移送容器蓋	主巻・汎用吊具	主巻はVI-1-3-3 3. 落下防止対策による。吊具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。
		制御棒専用バスケット	補巻・専用吊具	補巻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。
		燃料内容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。吊具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。
		搬入容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。吊具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 監視試験片 (バスケット) キャスク装填用遮蔽容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。吊具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。
		監視試験片用容器	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。吊具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・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	作業機材類	CR・FS 同時つかみ具収納箱 (CR・FS 同時つかみ具含む)	回転補助ホイスト・ 専用吊具	回転補助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。
		CR 梱包箱	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		除染装置	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		チャンネルボックス検査装置	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		ナット置台	主巻・汎用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 吊具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。
		LPRM 切断機	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		切断機固定台	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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	試験・検査用機材類	模擬炉心	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		天井クレーン荷重試験ウエイト	主巻/補巻/補助ホイスト・汎用吊具	主巻はVI-1-3-3 3.落下防止対策による。 補巻及び補助ホイストはクレーン構造規格による。 吊具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。
		プラットホーム	補巻・専用吊具	補巻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。
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	原子炉ウエルシールドプラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。
		コンクリートハッチカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		鋼製ハッチカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		大物搬入ログレーチング	補巻, 汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		除染ビットカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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・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
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	燃料プールスロットプラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-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・気水分離器ピットカバー	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。 吊具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。
		蒸気乾燥器・気水分離器ピットスロットプラグ	主巻・専用吊具	主巻はVI-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。

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

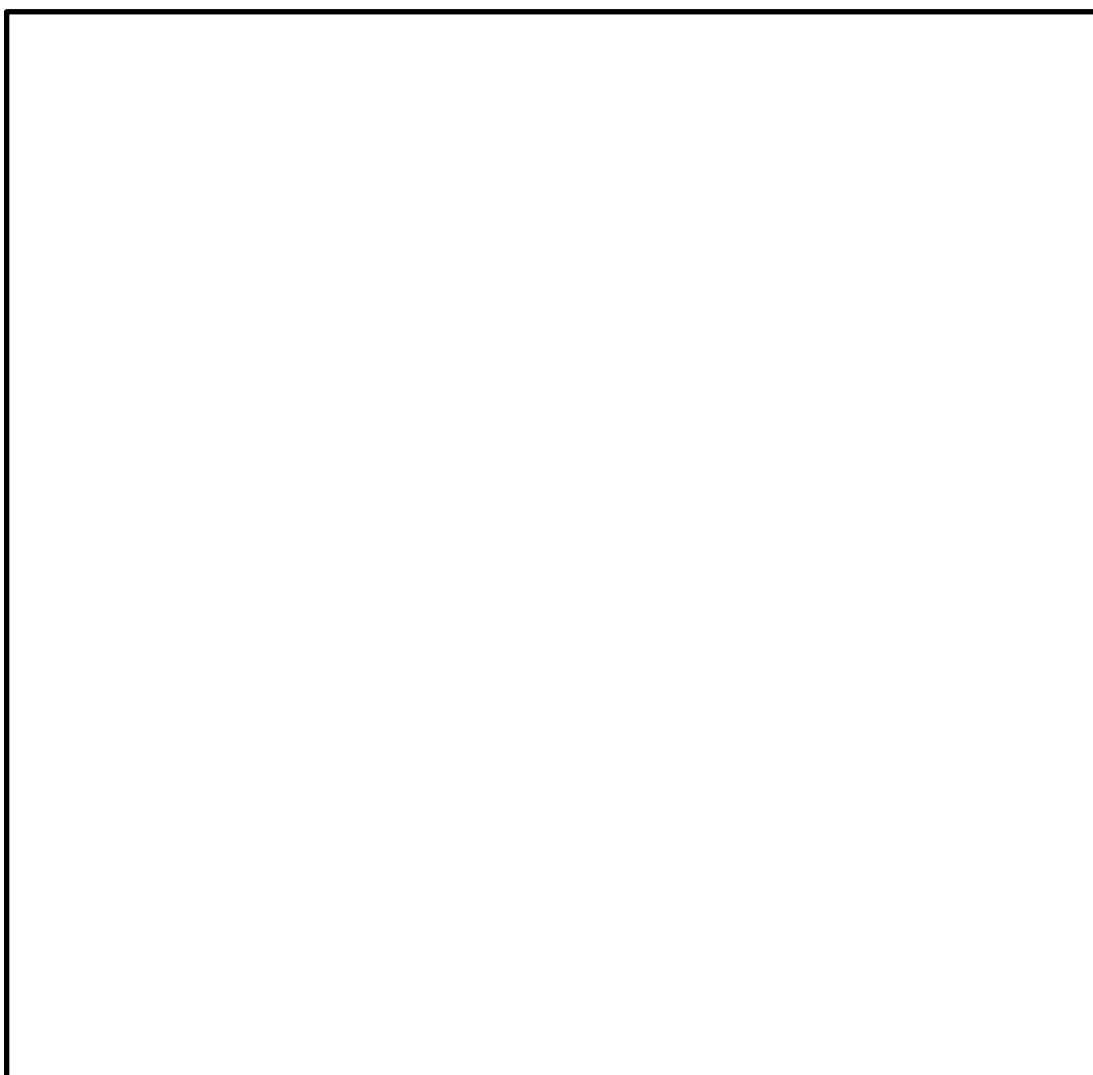


図 7-1 燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

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。

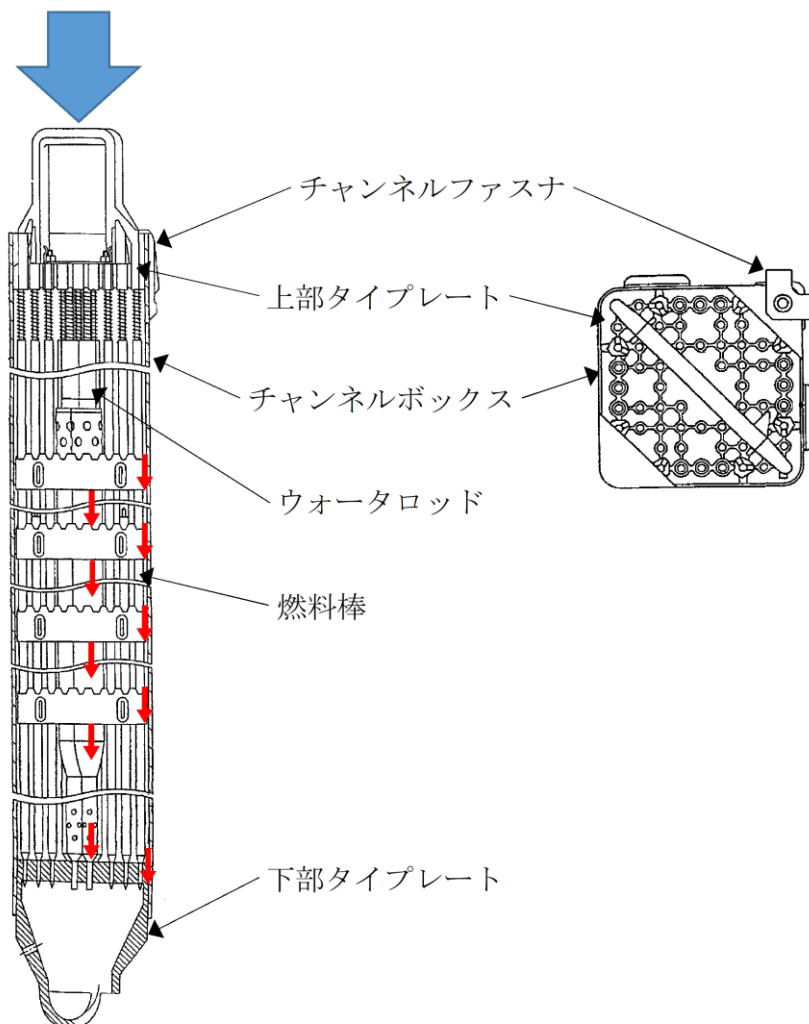


図 1-1 チャンネルボックスの受ける荷重について

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（50 日）の妥当性	1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	3
3. スプレイ設備に係る安全性向上対応	3
4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図	7
別添 1 燃料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 燃料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（50日）の妥当性

(1) 燃料取出し期間（10日）の妥当性

燃料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燃料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10日を考慮した設定となっている(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)。
- ・燃料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。

解列

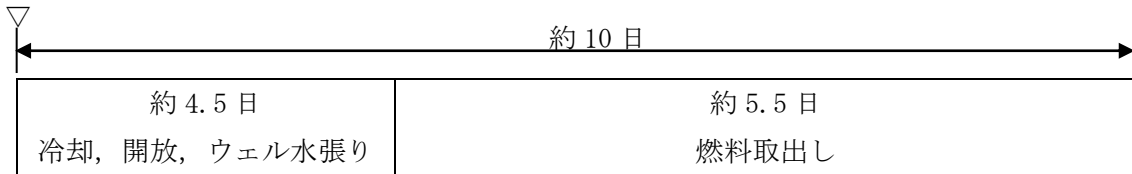


図 1-1 定期検査主要工程

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	8日	部分燃料取出しのため除外
第3回	14日	—
第4回	13日	—
第5回	12日	—
第6回	12日	—
第7回	10日	—
第8回	10日	—
第9回	5日	部分燃料取出しのため除外
第10回	5日	部分燃料取出しのため除外
第11回	10日	—
第12回	11日	—
第13回	10日	—
第14回	11日	—
第15回	10日	—
第16回	10日	—
第17回	10日	—

(2) 停止期間（50日）の妥当性

燃料プール水の蒸発量の評価条件のうち、停止期間は50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	73日	部分燃料取出しのため除外
第2回	70日	部分燃料取出しのため除外
第3回	73日	—
第4回	71日	—
第5回	75日	—
第6回	64日	—
第7回	49日	—
第8回	60日	—
第9回	43日	部分燃料取出しのため除外
第10回	45日	部分燃料取出しのため除外
第11回	109日	—
第12回	153日	—
第13回	96日	—
第14回	76日	—
第15回	199日	—
第16回	264日	—
停止日数の平均	107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、第7回施設定期検査の49日であり、評価条件の50日を下回るが、停止日数の平均の107日に対しては保守的な設定となっている。

また、原子炉停止時の燃料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（50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燃料プール水の蒸発量に対して、可搬型スプレインズル又は常設スプレイヘッダにより燃料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49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

燃料プール水の蒸発量の評価条件における、燃料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。

燃料プール内には、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、その発熱量は数 10kW 程度*であり、使用済燃料の崩壊熱である約 6.8MW と比較して十分小さく、燃料プール水の発熱量に有意な影響を与えない。

注記 *：制御棒による発熱量は下式により算出した。

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

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¹⁸¹Hf、¹⁸²Ta、⁵⁸Co、⁵⁴Mn 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・安全補償対応」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、燃料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（燃料プール）、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、燃料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。
- ・燃料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、燃料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) 燃料プールへのスプレイ量の評価

可搬型スプレイノズルは、燃料プール近傍へ設置し、約48m³/hの流量で燃料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、燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を別添1の図1-4及び図1-5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、燃料プールに対し蒸発量（約11.3m³/h）を上回るスプレイ量（燃料プール南側からスプレイする場合：約□m³/h、北側からスプレイする場合：約□m³/h）が確保できると評価できる（可搬型スプレイノズル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、燃料プール近傍へ設置し、約120m³/hの流量で燃料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燃料プールへのスプレイ分布を別添1の図1-9に示す。

スプレイ試験に基づく、別添1の図1-9と図1-4及び図1-5の比較より、常設スプレイヘッドを使用した場合、可搬型スプレイノズル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、可搬型スプレイノズルを使用した場合と同様に蒸発量（約11.3m³/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）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

燃料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、燃料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、燃料プール周辺からの流れ込みや燃料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、燃料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、燃料プール内雰囲気を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*）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、燃料プールからの大量の水の漏えいの発生により、燃料プール水位がサイフォンレイク配管の下端の高さ以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料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 *：「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）

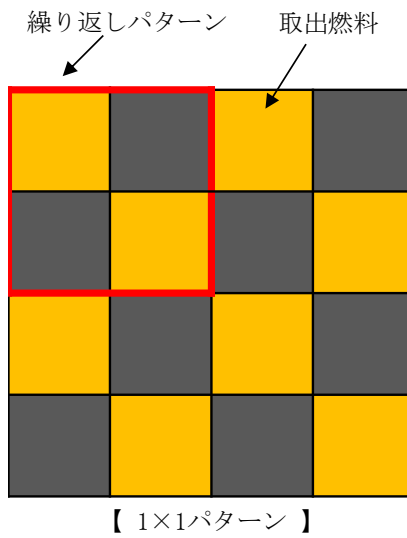


図 3-1 分散配置パターンの例

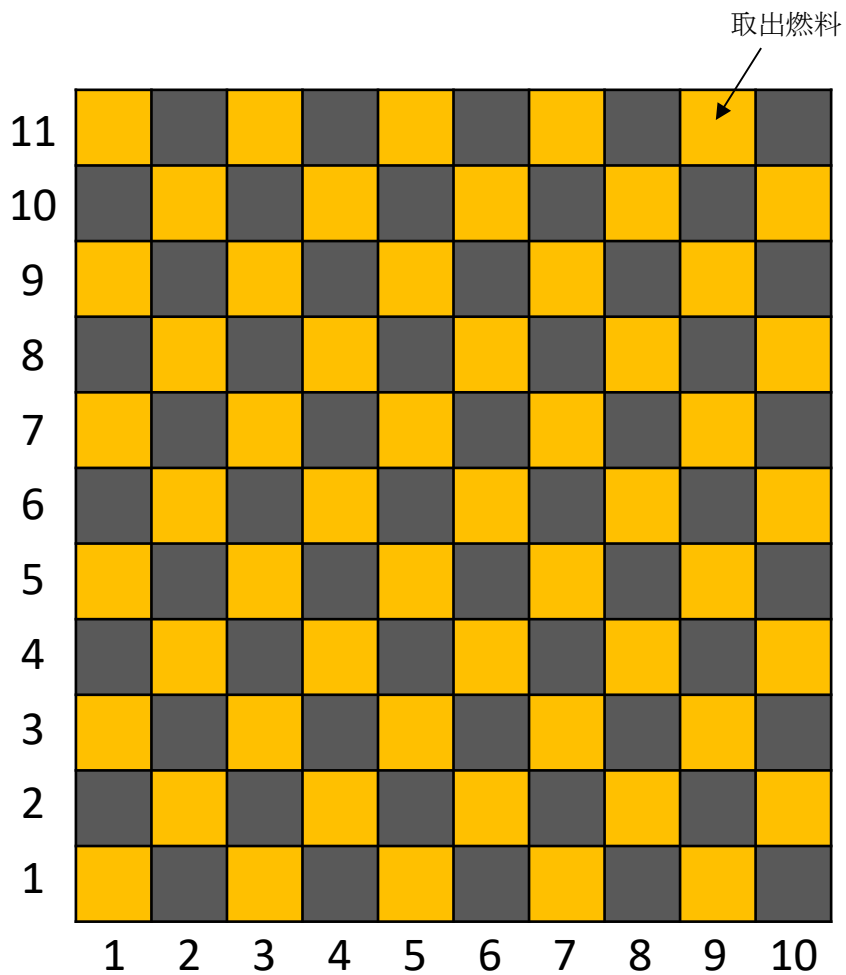


図 3-2 取出燃料を 110 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却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、原子炉補機代替冷却系の系統概要図を図 4-1 及び図 4-2 に示す。

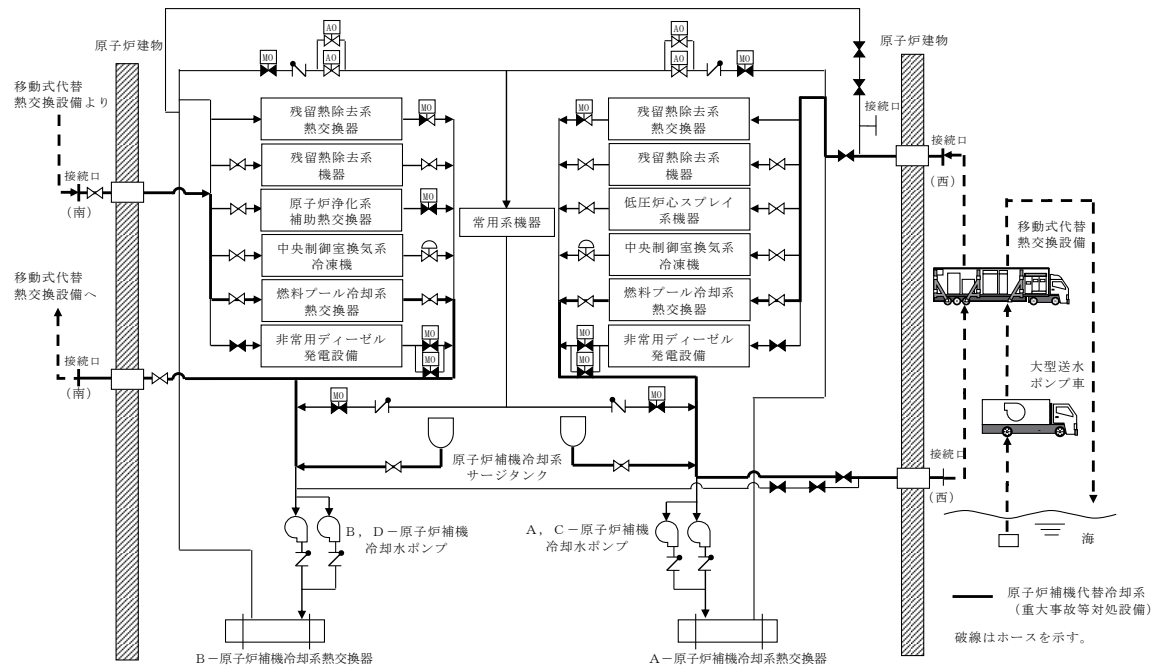


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋外の接続口を使用する場合)

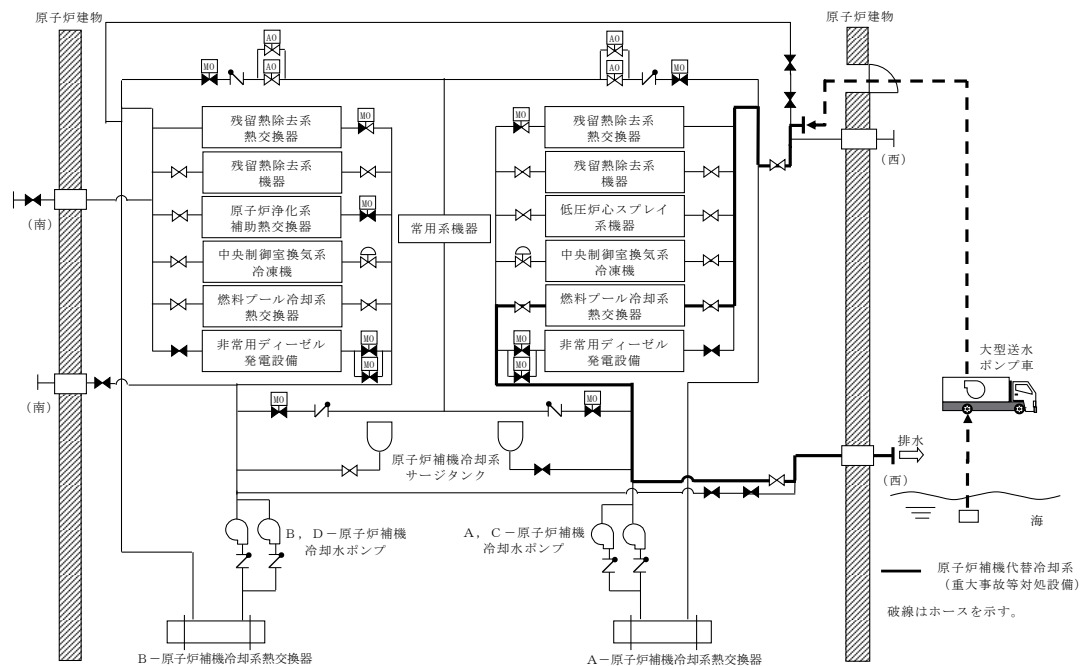


図 4-2 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋内の接続口を使用する場合)

燃料プールへのスプレイ量の評価

島根原子力発電所第2号機で採用する可搬型スプレイノズル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、及びそれに基づく燃料プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

1. 可搬型スプレイノズル

(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)	
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド (ノズル) 必要圧力 (霧状)	
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	
測定用の容器	
可搬型スプレイノズルの台数	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○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

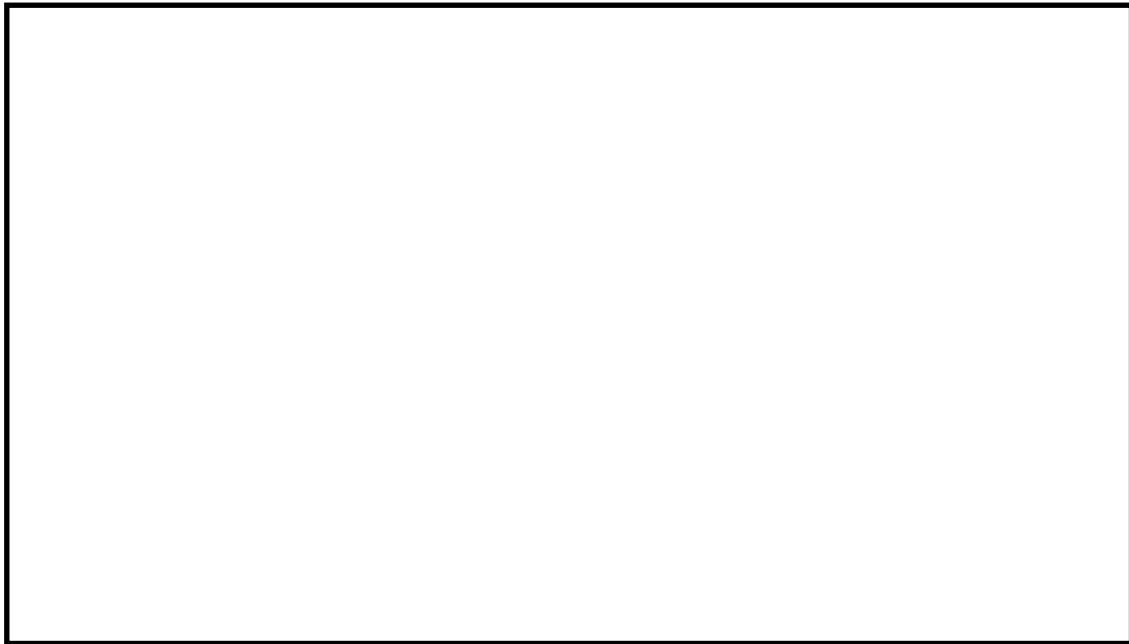


図 1-3 スpray分布


(2) 燃料プールへのスpray量の評価

図 1-3 のスpray分布に基づき、可搬型スprayノズルの設置位置から燃料プールへのスpray量を評価した。

図 1-4 及び図 1-5 に、スpray分布と燃料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、このうち燃料プールの領域に含まれる容器は、燃料プールの南側からスprayする場合、北側からスprayする場合ともに 37 個あり、図 1-3 に示すスpray量の下限値の合計から、南側からスprayする場合は平均 、北側からスprayする場合は のスpray量があった。この値から、燃料プールのうちスpray範囲となる部分の面積、南側からスprayする場合 126.2m²、北側からスprayする場合 122.4m²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 m³/h、北側からスprayする場合は約 m³/h と評価される。

【算出方法】

- ①図 1-4 及び図 1-5 から燃料プールの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下限値（例： は 100cc とする）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 個の面積と燃料プールのうちスpray範囲となる部分の面積の比率から注水量を算出する。

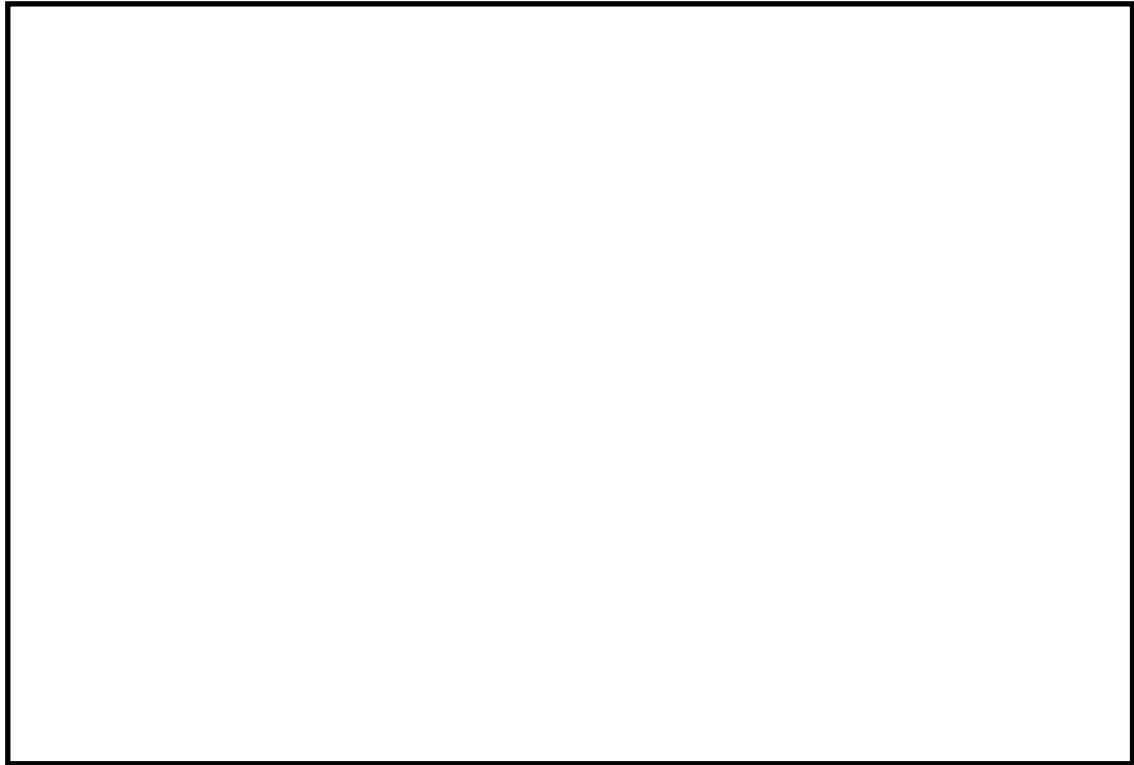


図 1-4 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(南側からスプレイする場合)

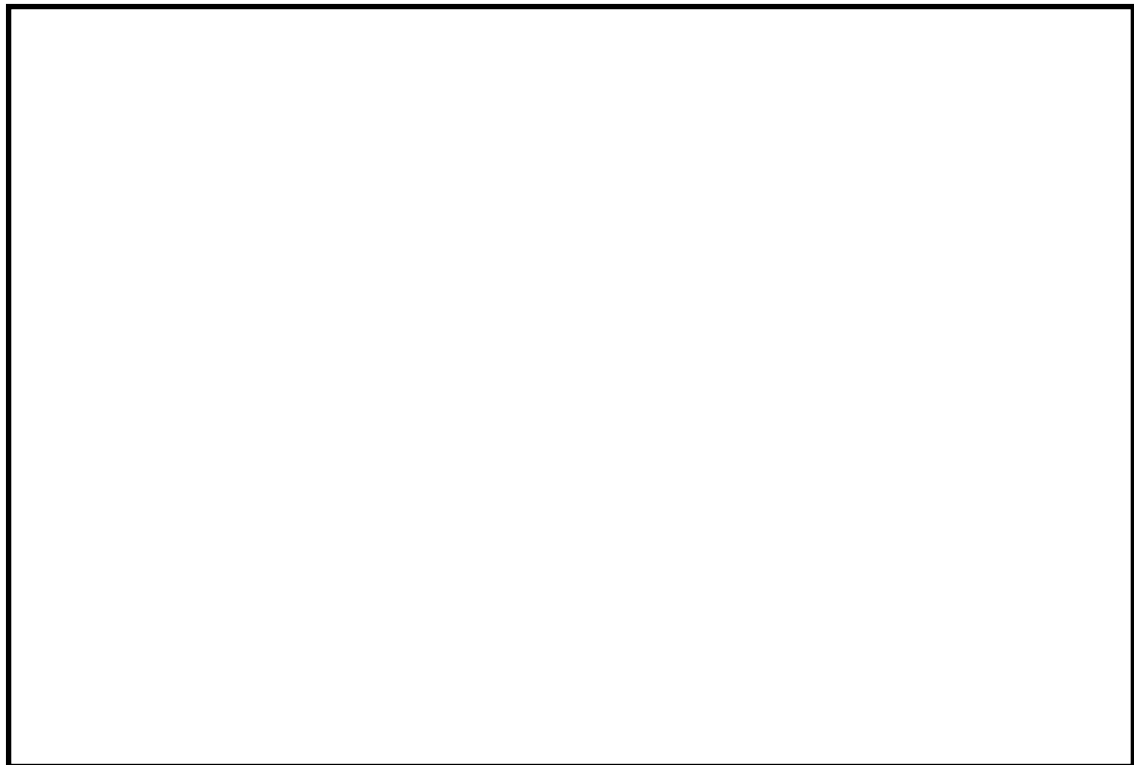


図 1-5 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(北側からスプレイする場合)

2. 常設スプレイヘッダ

(1) 設計条件

a. 燃料プール内の燃料体等の配置

燃料プール内の燃料体等を，取出し直後燃料を配置する「高温燃料域」，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. 燃料プール内の燃料体等の冷却期間

燃料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（燃料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，燃料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）。

(2) 燃料プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

- ・崩壊熱計算：ORIGEN2 を使用
- ・1炉心取出しまでの期間：10日間
- ・定期検査期間：50日
- ・運転期間：13ヶ月
- ・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： kW

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： kW/体
- ・低温燃料域： kW/体

(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。

- ・燃料プール内の燃料体等は全露出している状態を想定
- ・崩壊熱の除去効果は、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 J SME 蒸気表)
- ・水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.9kJ/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m³/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は 0.017545651m²/本

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 体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

Q_L : 低温燃料の 1 体当たりの最大崩壊熱[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 本当たりの面積[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)	
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	

(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で仮定し、実機寸法を模擬して図 1-6 のようにポンプ、流量調整弁、流量計、スプレイヘッド、スプレイノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで、実機燃料プールと同様のスプレイ状態で試験可能とした。

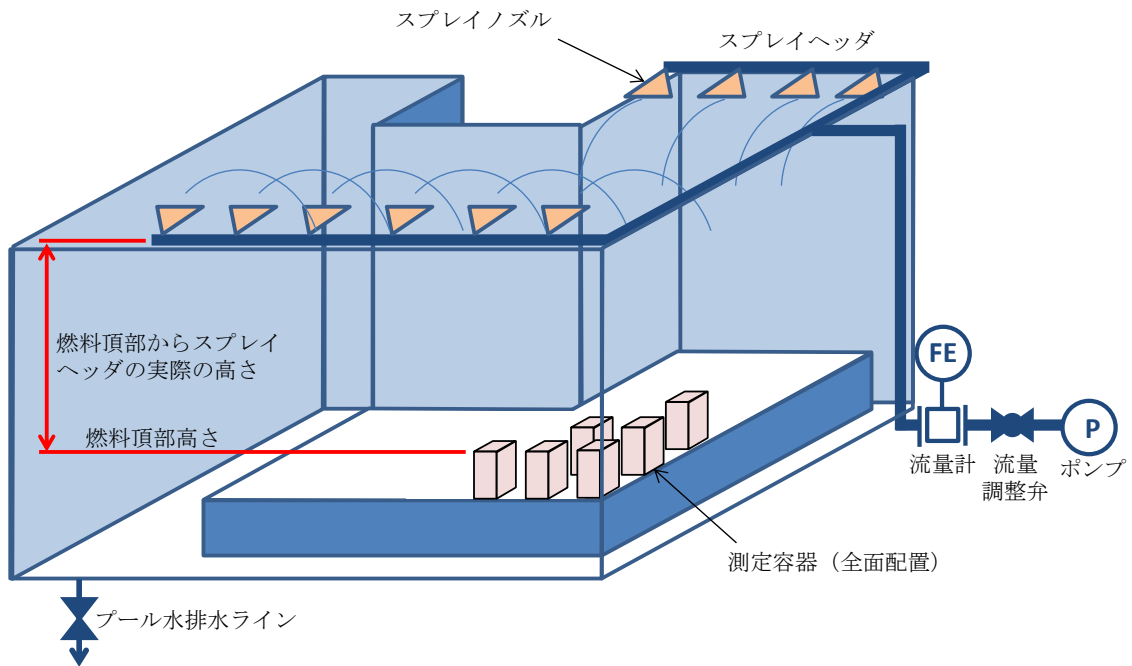


図 1-6 試験設備概要

b. 測定条件

- ・スプレイ時間：10min
- ・測定容器開口面積：167mm×167mm

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 1-7、スプレイ状態の状況を図 1-8 に示す。

図 1-8 のスプレー状態から、スプレーヘッドの複数のノズルからのスプレー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。

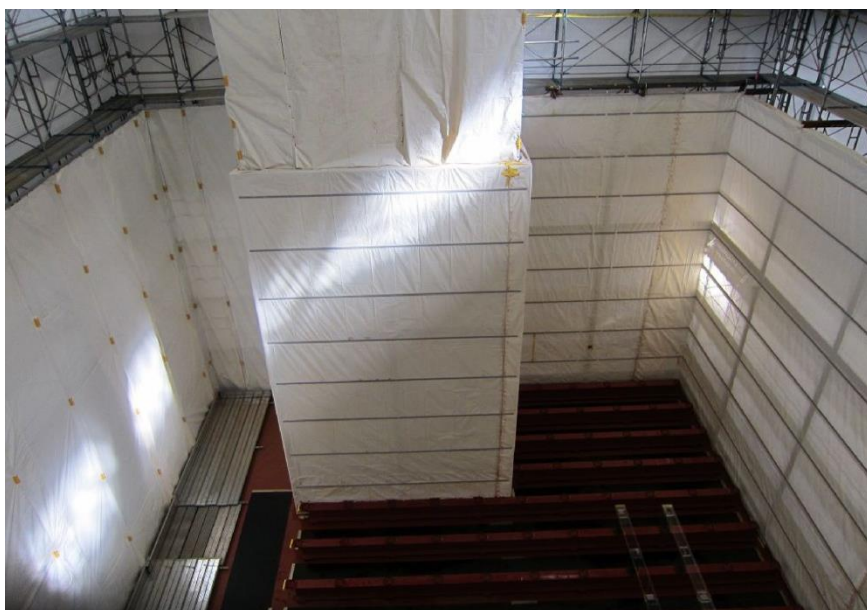


図 1-7 スプレー前の状況（スプレー量：0m³/h）

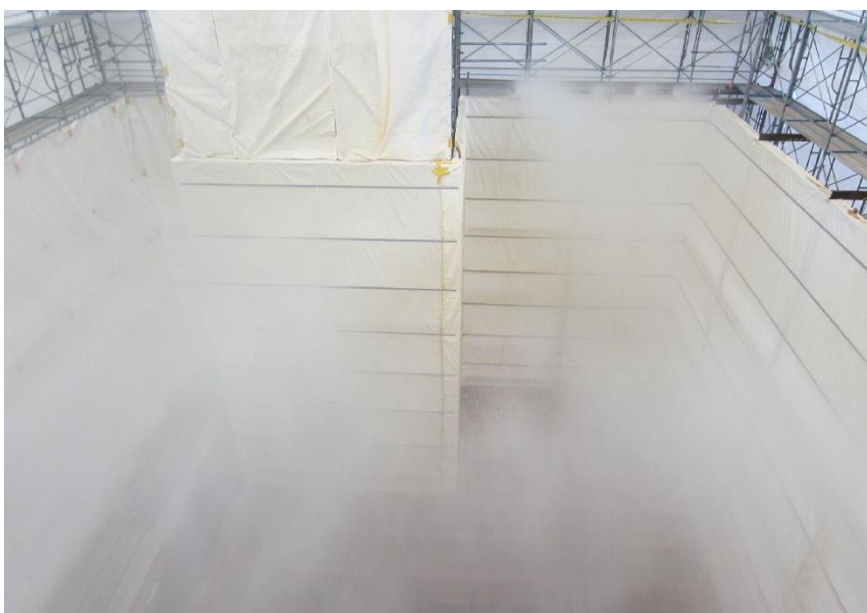


図 1-8 スプレー状態の試験状況（スプレー量：120m³/h）

(b) 必要スプレー流量の測定結果

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ー流量を満足する高温燃料域を 3.65 炉心分確保し、このうち 2 炉心分の範囲に高温燃料を分散配置（市松配置）し保管す

る。また、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。

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 1-9 にスプレイ分布と燃料配置を示す。

なお、常設スプレイヘッドはノズル角度やスプレイ範囲の異なる 4 種類のノズルで構成されており、ノズルの配置や燃料プール壁面まで到達したスプレイ水の跳ね返り等から図 1-9 に示すような分布になると考える。

- ・スプレイ流量：20000/min (120m³/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		3.65 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック



図 1-9 燃料プール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

燃料プール内の燃料へのスプレイによる冷却については、スプレイ水が燃料プール内燃料体等全面をカバーしていることから、スプレイ水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレイ水の供給能力は燃料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。

スプレイ水は、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、スプレイ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、スプレイ水と燃料の接触による冷却の寄与がないものとし、燃料プール内雰囲気蒸気熱伝達率がスプレイ水よりも小さい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。

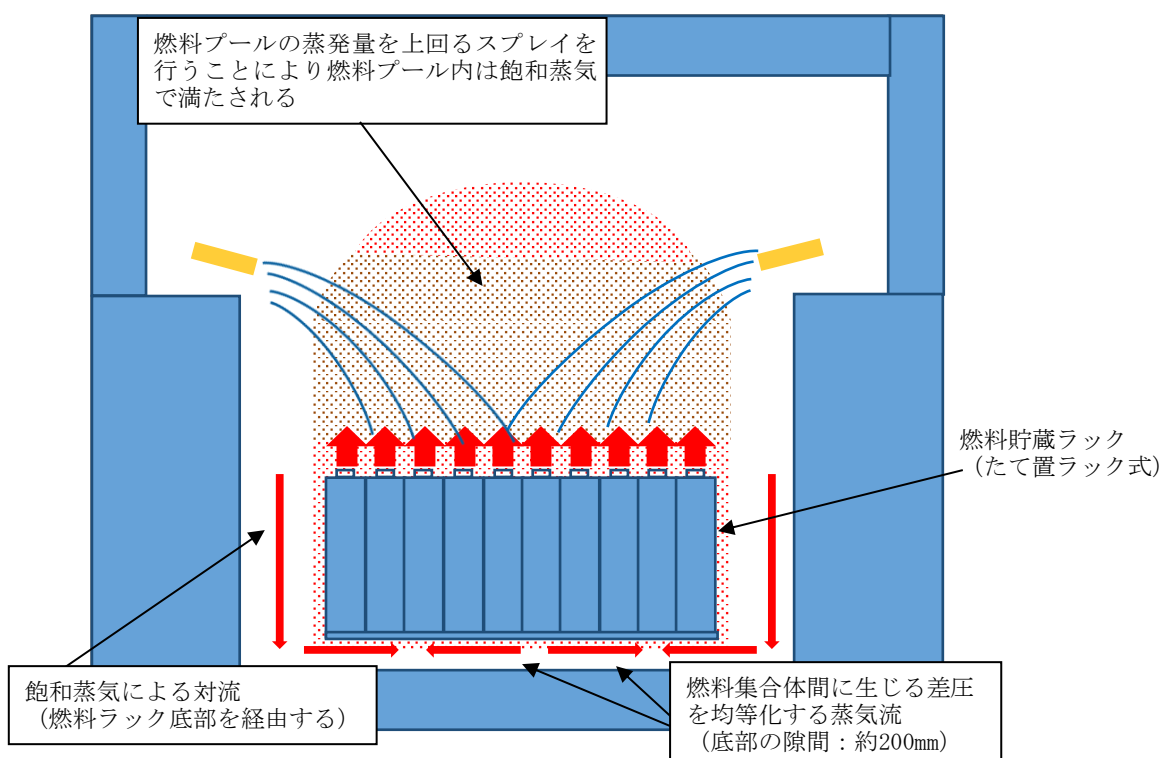


図 2-1 スプレイによる水蒸気の流れ

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10.4 kW) 1 体
- ・燃料プール雰囲気 : 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 (約1.12×10⁻² m)
- N_{rod} : 燃料集合体あたりの標準燃料棒数 (66 本)
- N_{rod'} : 燃料集合体あたりの部分長燃料棒数 (8 本)
- L : 長尺燃料棒有効長さ (約3.71 m)
- L' : 短尺燃料棒有効長さ (約2.16 m)
- N_{fa1} : 燃料集合体数 (1 体)

(2) 崩壊熱B (約10.4kW)

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」の「表3-3 燃料取出スキーム (原子炉停止中)」に記載の崩壊熱を用いて,

$$B = Dh \div N_{fa2} \doteq 10.4 \times 10^3 \text{ [W]}$$

ここで,

- D_h : 定期検査時取出燃料の崩壊熱 (5.816×10⁶ W [9×9 (A型) 燃料])
- N_{fa2} : 燃料集合体数 (560 体: 定期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の表面温度 (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 (9.66 W/m²・K)

$$h = \frac{k \cdot Nu}{d}$$

k : 100°Cの空気の熱伝導率 (0.0315 W/m・k) *¹
 d : チャンネル・ボックス内の等価直径 (0.0142 m)
 Nu : ヌセルト数 (4.36) *¹

f : 輻射率 (0.675)

$$f = \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1}$$

ε_1 : 燃料棒の輻射率 (0.7) *²
 ε_2 : 水の輻射率 (0.95) *¹

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

T_0 : 絶対温度への換算値 (273.15)

F_{12} : 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の表面温度 (TS) は、約158°Cとなった (対流 : 約5.10 kW, 輻射 : 約5.28 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と仮定した場合は、約176 °Cとなった (対流 : 約6.68 kW, 輻射 : 約3.70 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

燃料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燃料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

燃料プールゲート (大)

3. 評価方法

燃料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) をハウスマ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、地震時の燃料プール側壁 (プールゲート設置壁) の圧力分布形状を示す。

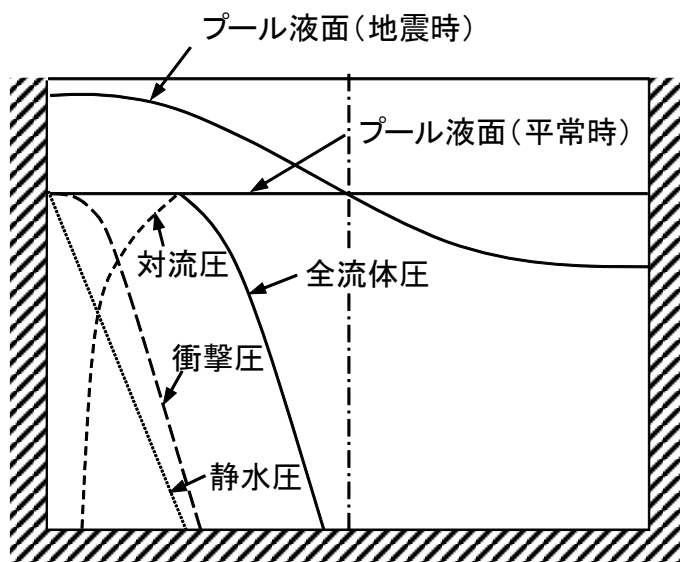


図 3-1 地震時の燃料プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

燃料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

燃料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。

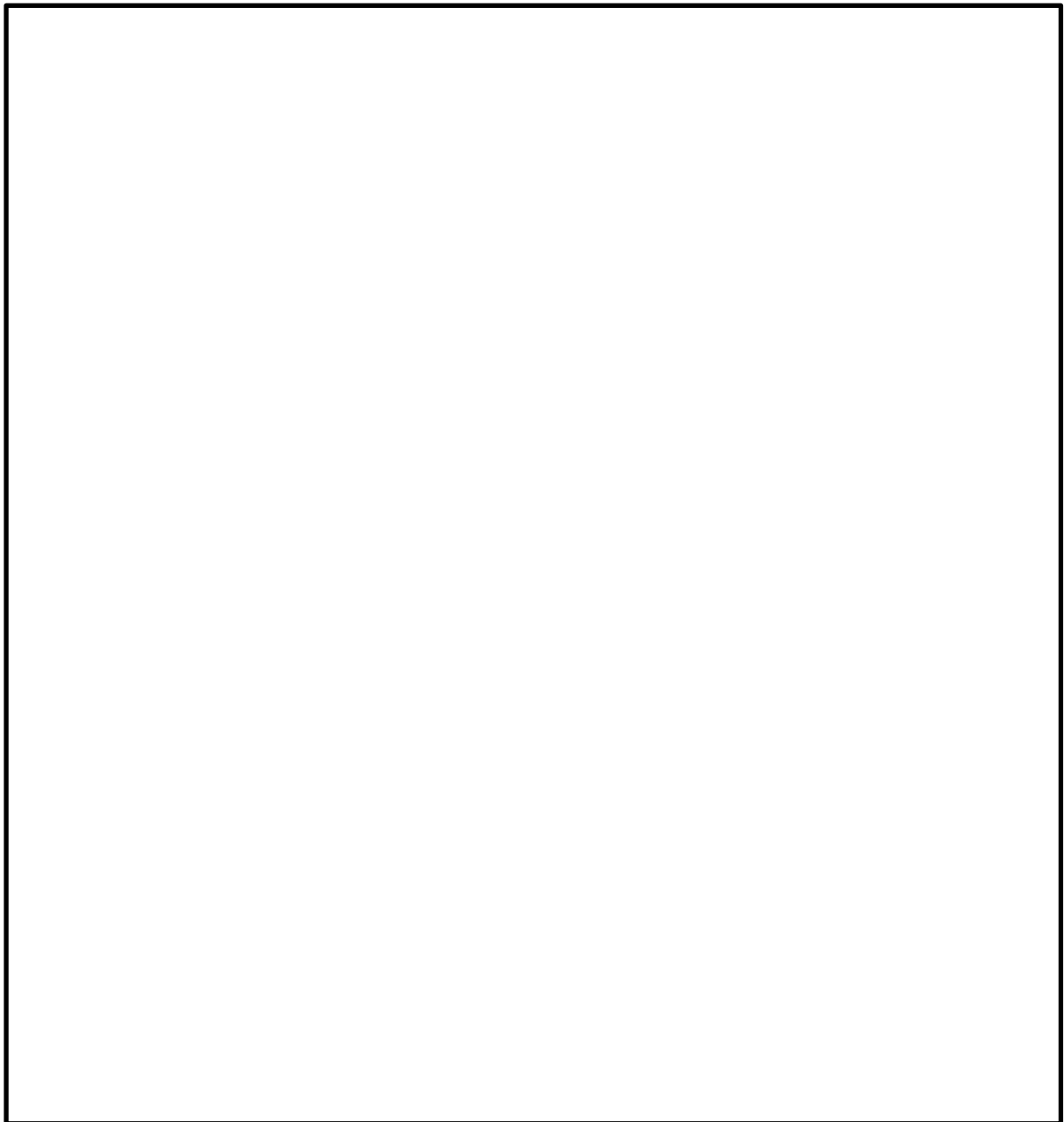


図 3-2 燃料プールゲートの評価モデル

(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	$M = \frac{Wl^2}{8}$	*
せん断力	$F = \frac{Wl}{2}$	*
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

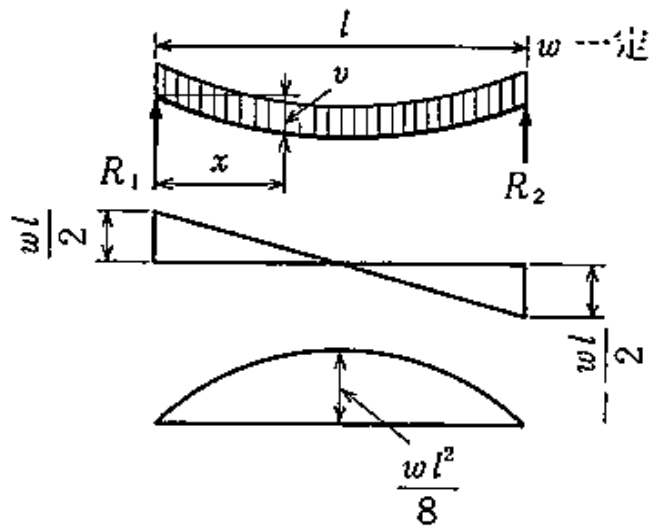


図3-3 ビームの計算モデル図*

注記 * : 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 $\sigma = \beta_2 \frac{Pa^2}{h^2}$ *

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

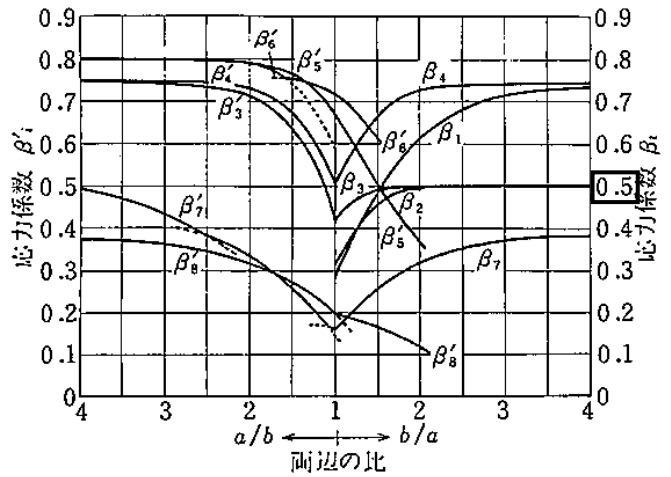
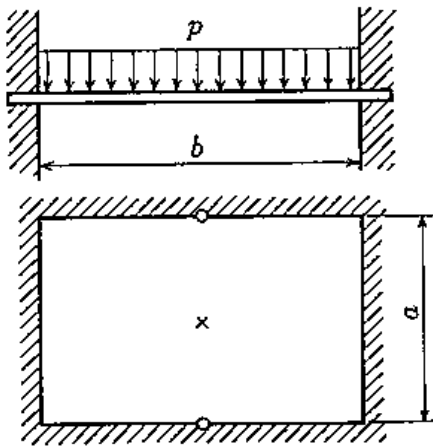


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

図3-4 プレーートの計算モデル図*

注記 * : 機械工学便覧 A4編 材料力学

6. 評価結果

燃料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、燃料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)
燃料プールゲート (大)	ビーム		曲げ		
			せん断		
	プレート		曲げ		
			せん断		

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、燃料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、燃料プールに水がある 以下の状態での物性値低下はほとんど無い。

以上のことから燃料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. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況	1
2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について	3
3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価	4
4. 燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について	5
5. 使用済燃料の線源強度の比較について	13

1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況

燃料プール冷却系戻り配管及びサイフォンブレイク配管の概略図を図1-1及び図1-2に示す。また、サイフォンブレイク配管の設置場所を図1-3に示す。

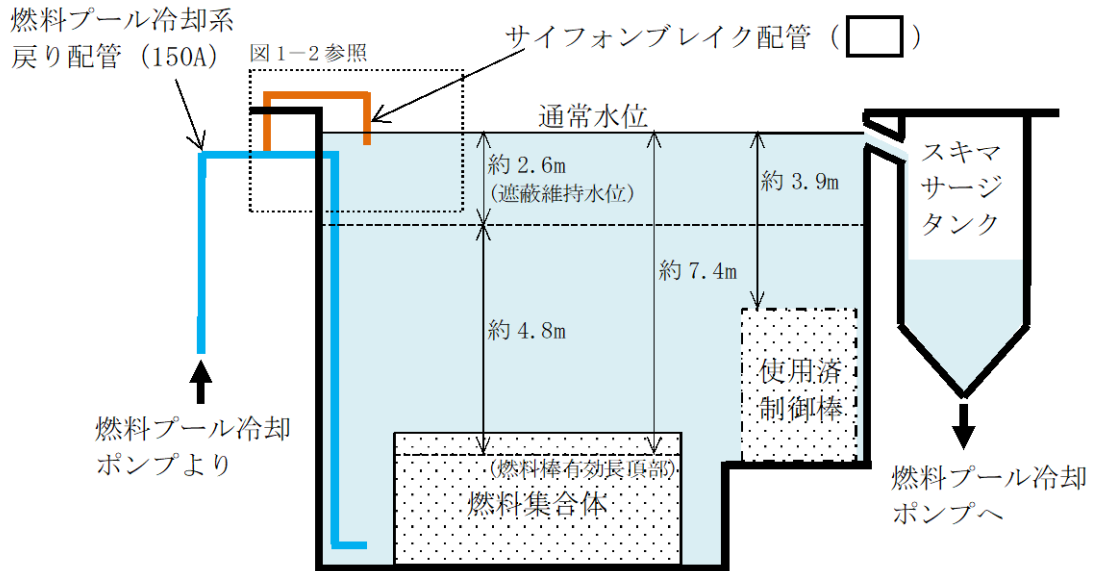


図 1-1 燃料プールに接続されている配管の概略図

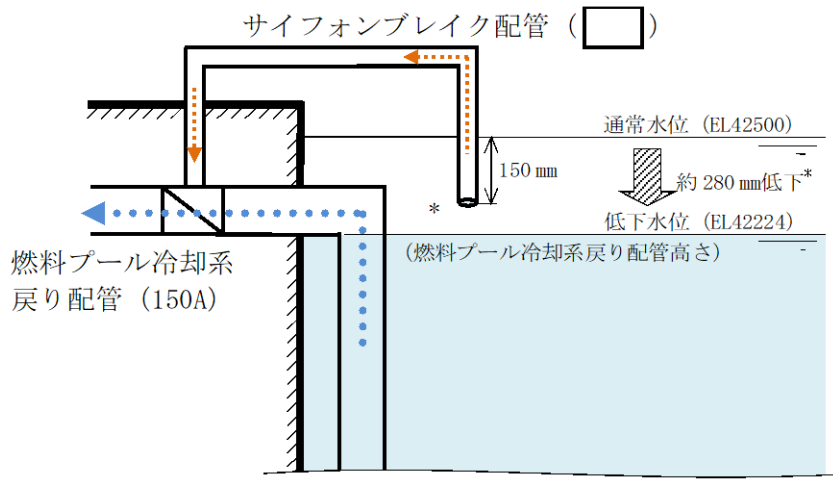


図 1-2 サイフォンブレイク配管設置概要図

注記* :サイフォンブレイク配管の開放端を燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端）より上方に設定することで、燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端）の位置（通常水位より下方 280mm）で流出は停止する。なお、水深の遮蔽評価では、これに保守性を持たせて通常水位より下方 350mm まで低下するものとして評価している。

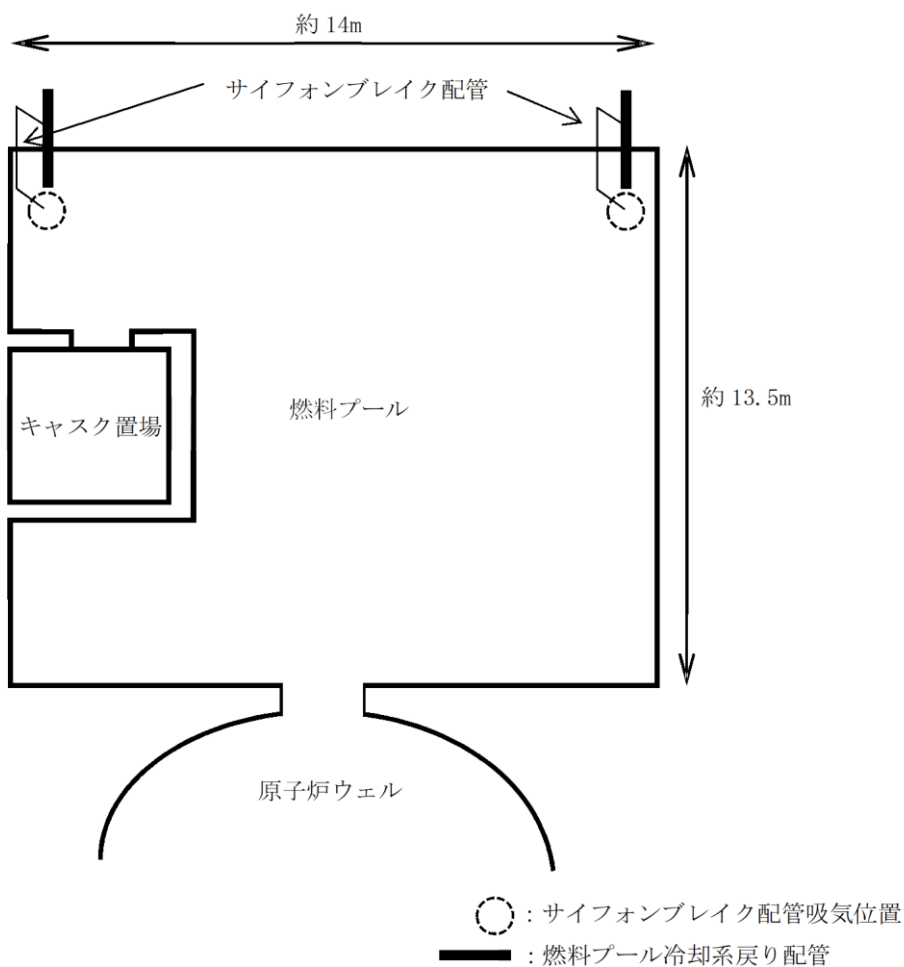


図1-3 サイフォンブレイク配管の設置場所

サイフォンブレイク配管の仕様

配管材質： SUS304TP

サイズ： □A

耐震性について

燃料プール冷却系戻り配管は耐震Sクラスで設計されており、図1-2に示すとおり、その配管上の逆止弁にサイフォンブレイク配管を接続する設計とするため耐震性に問題はない。

2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

2.1 燃料プールの巡視について

燃料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配管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できる。

2.2 サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。

3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価

燃料プール上部より落下等により燃料プールサイフォンブレイク配管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、燃料プールへ落下することはなく、サイフォンブレイク配管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配管への落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建物原子炉棟鉄骨梁、原子炉建物天井クレーン、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燃料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配管の落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については、ボルト固定また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配管に干渉すると考えられる設備は軽量物であり、仮にサイフォンブレイク配管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. 燃料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) 燃料プールの概略図について

燃料プールの概略図を図4-1に示す。

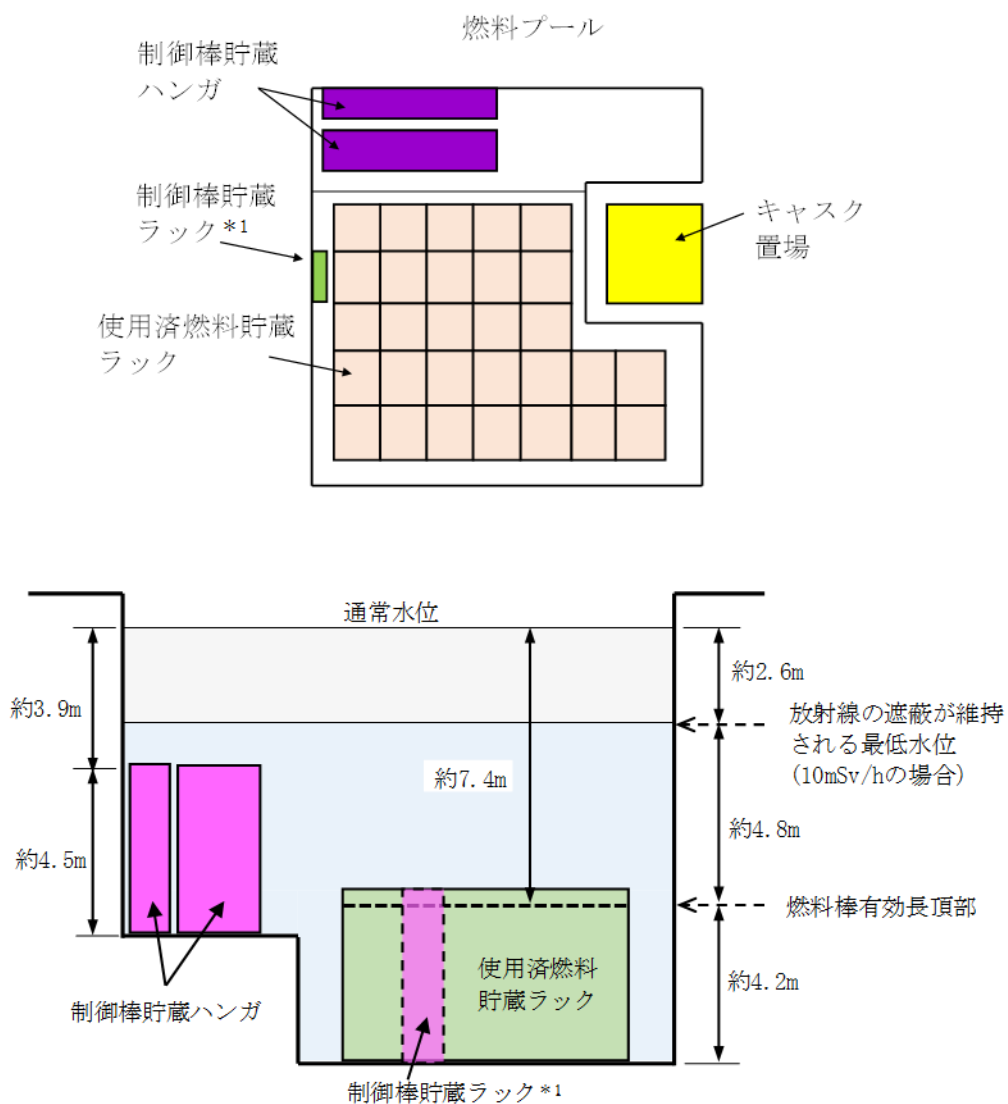


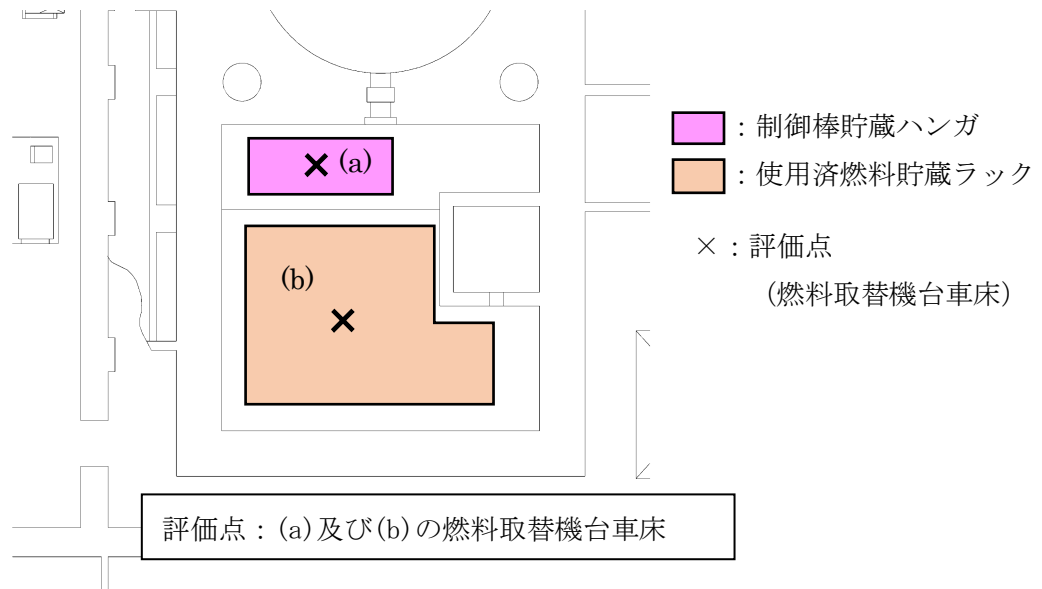
図4-1 燃料プール概略図

注記*1：制御棒貯蔵ラックについては、使用済燃料と比べて線源強度が大幅に小さく、被ばく線量に与える影響は無視できる程度に小さくなると考えられるため、評価対象外としている。

(2) 評価点の設定について

線量率計算モデルの評価点は、通常時人が立入ることが可能であり、かつ線源に一番近づく可能性がある場所として燃料取替機台車床を想定している。

また、評価点は図4-2図及び図4-3に示すとおり線源との最短距離となる各線源の真上に置いている。使用済燃料及び制御棒貯蔵ハンガを線源とした場合の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、燃料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。



(a)使用済制御棒から線量率評価点までの距離：約 6.7m

(b)燃料棒有効長頂部から線量率評価点までの距離：約 10.2m

図4-2 各線源と評価点の平面位置関係

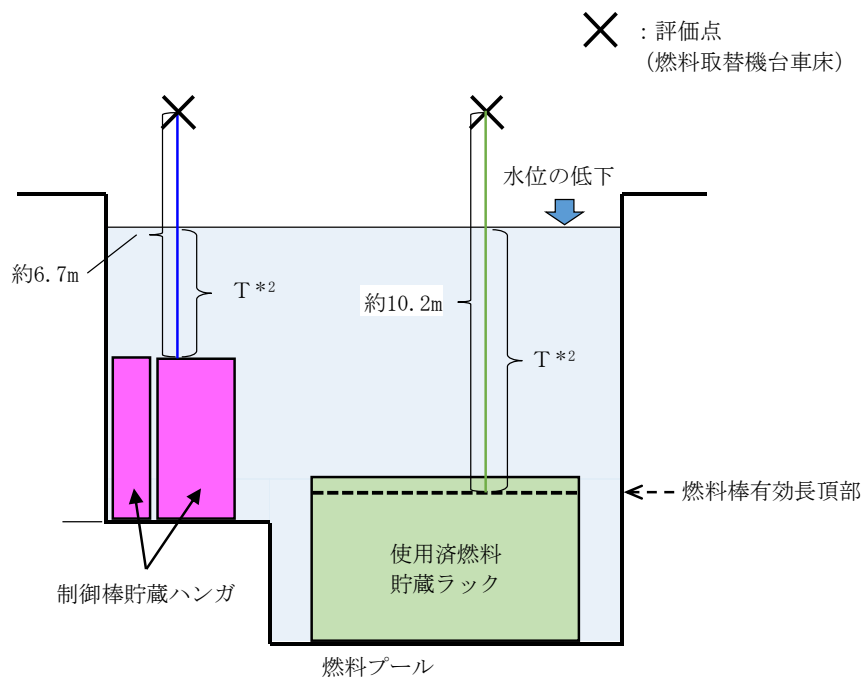


図4-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記*2：パラメータTは、線源から燃料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 $10.2\text{m} - T_m$ 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、燃料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*3を適用する。

(BWR STEPⅢ ボイド率40% $UO_2 < 60\text{GWd}/\text{TIHM}$)

注記*3：片倉潤一郎 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計算モデルについて

使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガへ格納されている。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4-4）。

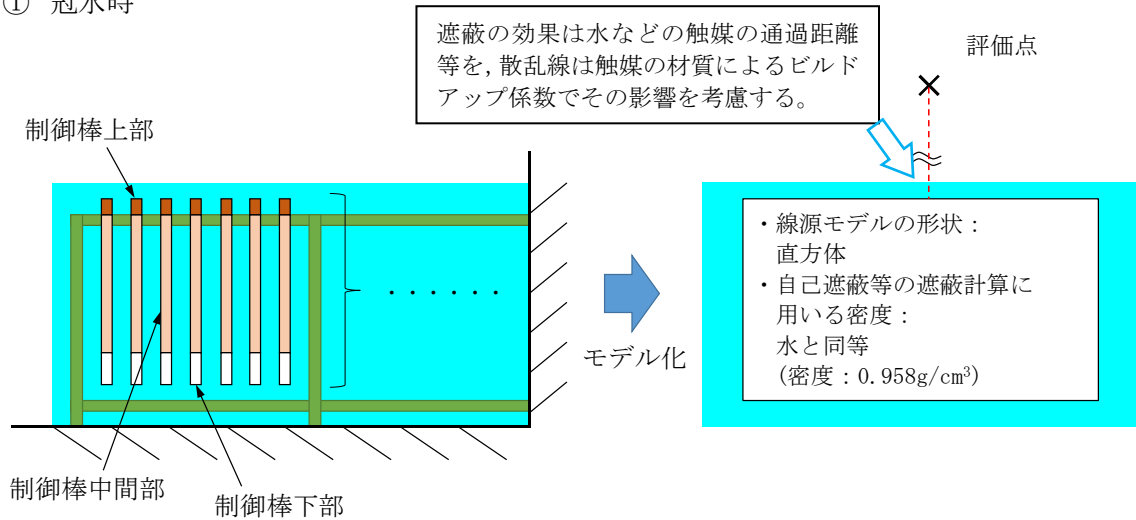
遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

これらは③露出時において、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。

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るが、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更に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、線源が水として計算しているためである（図4-5）。また、図4-6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。

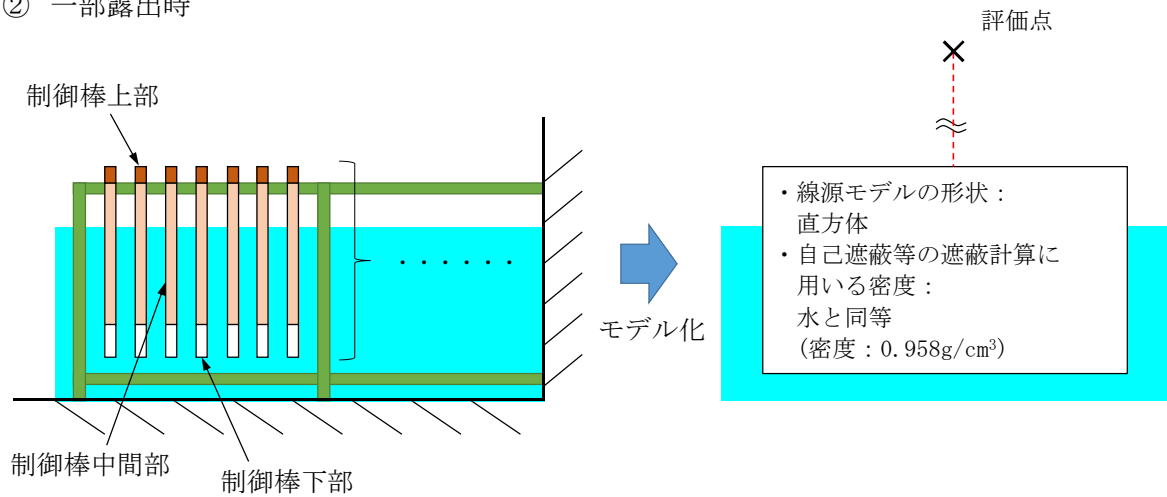
① 冠水時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（冠水時）

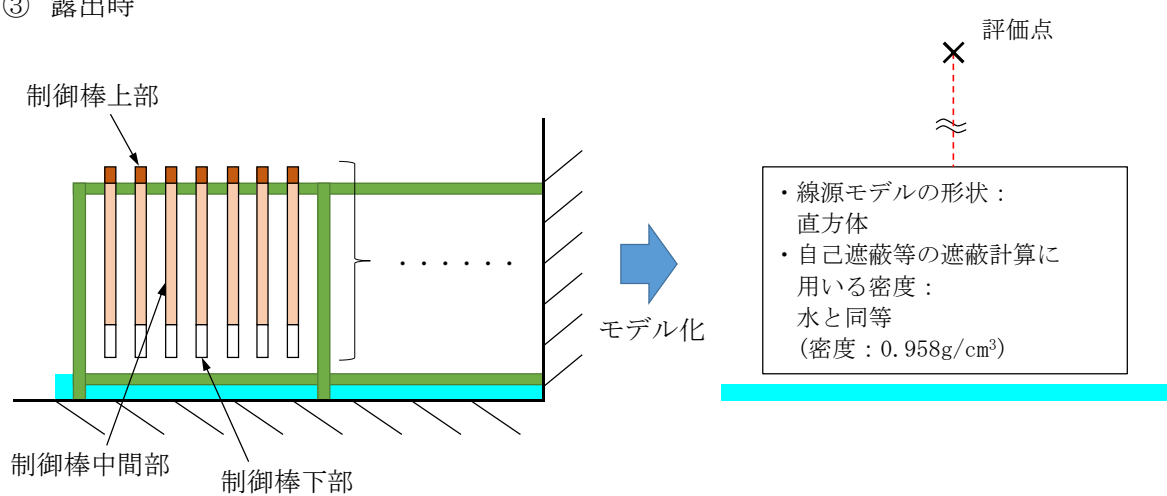
② 一部露出時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（一部露出時）

③ 露出時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（露出時）

図4-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

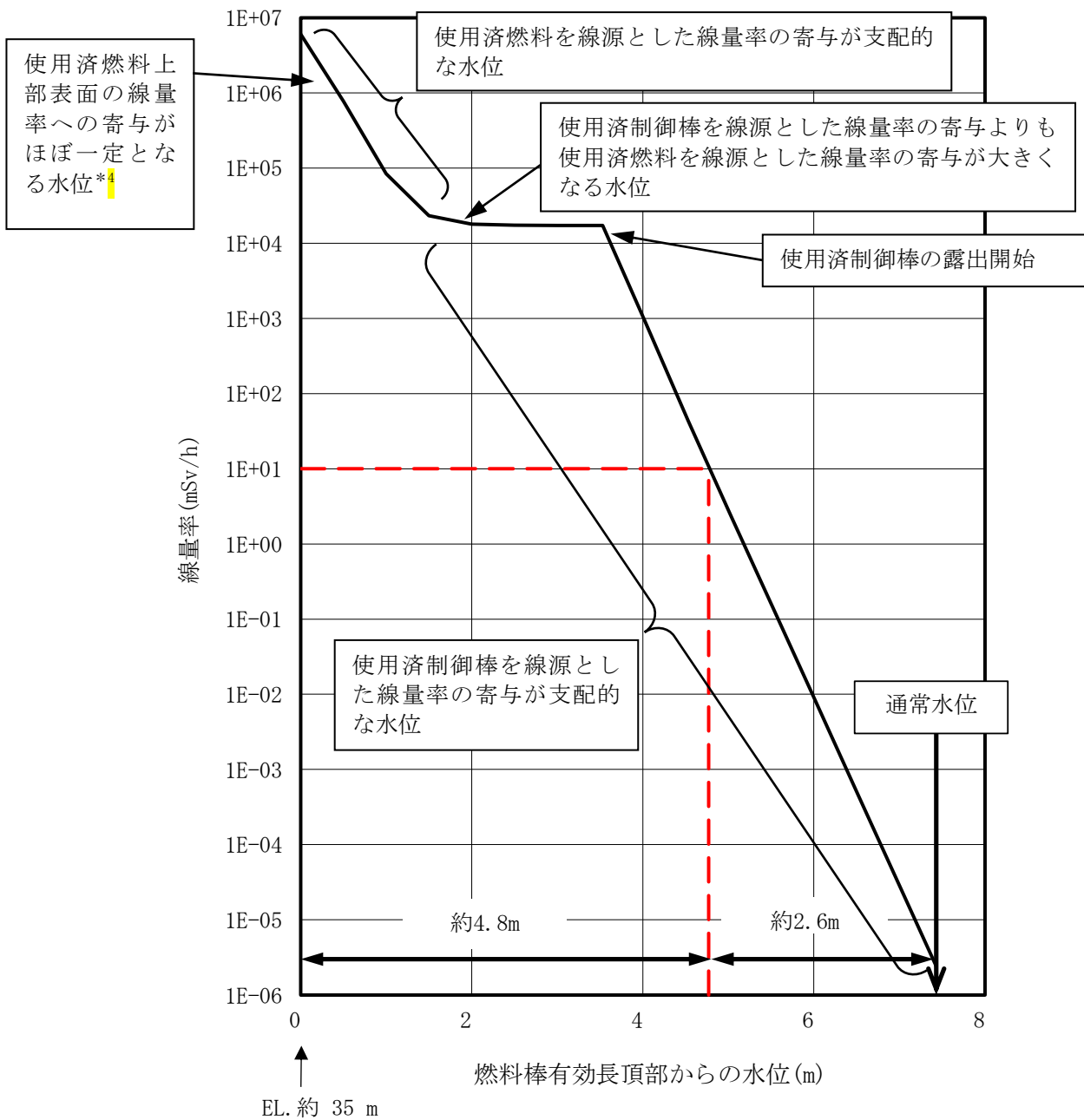


図4-5 燃料プールの線量率と水位の関係

注記*4: 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。水位が燃料棒有効長頂部付近に近づくと、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余り変わらないため、線量率変化が緩やかになる。

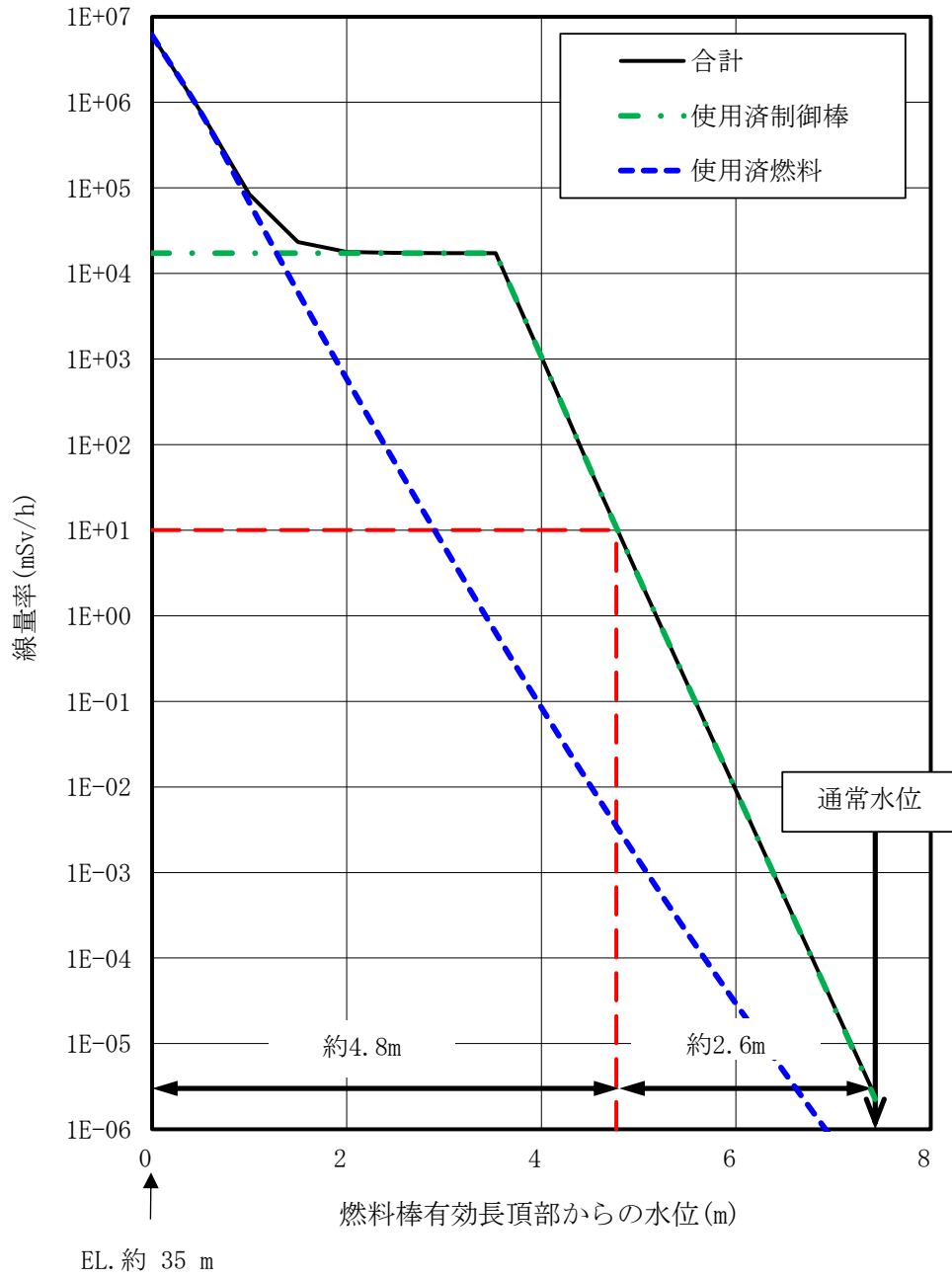


図4-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

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

燃料プール内には、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L P R M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、炉内計装品及び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。

5. 使用済燃料の線源強度の比較について

燃料プール水位低下時の線量率評価に用いる使用済燃料の線源強度は、文献値*1に基づき評価しているが、ORIGEN2コードにより使用済燃料の線源強度を計算し、それに基づき線量率を評価した結果と比較した。ここでは、燃料プールに使用済燃料集合体が全量（3518体）配置されているものとする。なお、使用済燃料の線源強度の比較に用いる線量率評価は、使用済燃料の真上の燃料取替機台車床を評価点としている。線源強度計算条件及び線量率評価結果の比較を以下に示す。

(1) 文献値による線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

線源強度は表5-1に示す文献値*1記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度 (MeV/(W・s)) を使用する。これを (5.1) 式により単位体積あたりの線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) に変換し、線量率計算用の入力値とする。

$$\begin{aligned} \text{線源強度} (\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) &= \text{文献記載値} (\text{MeV} / (\text{W} \cdot \text{s})) \\ &\quad \times \text{燃料集合体あたりの熱出力} (\text{W}/\text{体}) \\ &\quad / [\text{各群のエネルギー} (\text{MeV}) \times \text{燃料集合体体積} (\text{cm}^3/\text{体})] \\ &\quad \dots \dots \dots (5.1) \end{aligned}$$

ここで、

- 照射期間 : 10^6 時間*2
- 冷却期間 : 10日*3
- 燃料集合体1体あたりの熱出力 : 4.35MW
- 燃料集合体体積 : $7.1 \times 10^4 \text{cm}^3$

表5-1 文献値による使用済燃料の線源強度計算結果

群	エネルギー (MeV)	文献値*1*2 (MeV/(W・s))	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	7.0×10^9	4.3×10^{11}
2	2.0	2.4×10^9	7.3×10^{10}
3	3.0	6.0×10^7	1.2×10^9
4	4.0	1.7×10^6	2.6×10^7

b. 線量評価結果

文献値による線源強度計算結果を基に、燃料プールの水位が通常水位から1m低下した際の線量率を評価した結果は、約 $5.9 \times 10^{-6} \text{mSv/h}$ となる。

(2)ORIGEN2コードによる線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

ORIGEN2コードによる線源強度計算条件は以下のとおりであり、計算結果を表5-2に示す。

照射期間 : 5.24×10^4 時間 (取替燃料の最高燃焼度55GWd/t相当)
冷却期間 : 10日*³
燃料仕様 : STEPⅢ燃料

表5-2 ORIGEN2コードによる使用済燃料の線源強度計算結果

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	3.4×10^{11}
0.025	7.7×10^{10}
0.0375	8.8×10^{10}
0.0575	5.8×10^{10}
0.085	6.9×10^{10}
0.125	1.2×10^{11}
0.225	7.2×10^{10}
0.375	5.8×10^{10}
0.575	2.2×10^{11}
0.85	2.3×10^{11}
1.25	2.0×10^{10}
1.75	6.3×10^{10}
2.25	4.6×10^9
2.75	2.3×10^9
3.5	2.0×10^7
5.0	2.5×10^2
7.0	2.8×10^1
9.5	3.2×10^0

b. 線量評価結果

ORIGEN2コードによる線源強度計算結果を基に、燃料プールの水位が通常水位から1m低下した際の線量率を評価した結果は、約 2.6×10^{-6} mSv/hとなる。

(3) 線量率評価結果の比較

線量率評価結果の比較を表5-3に示す。文献値による線量率評価では、使用済燃料の照射期間として通常運転で想定される照射期間を十分に超える 10^6 時間*2（約114年）を設定しており、保守的な結果となる。

表5-3 線量率評価結果の比較

通常水位からの 低下水位 (m)	線量率 (mSv/h)	
	文献値による評価	ORIGEN2コードによる 評価
1.0	約 5.9×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}

注記*1：Blizard E.P. and Abbott L.S., ed., "REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING", INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962" TABLE 8A. 1. より内挿

*2：文献*1には、照射期間ごと及び冷却期間ごと ^{235}U 核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s)) が記載されている。照射期間は 10^3 時間、 10^6 時間から通常運転で想定される照射期間を超える 10^6 時間を選択した。

*3：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。