

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点から公開できま
せん。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320_改2
提出年月日	2021年11月24日

補足-320 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）

東北電力株式会社

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。

工認添付書類	補足説明資料
<p>VI-1-3-1 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</p>	<p>補足-320-1 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補足説明資料</p>
<p>VI-1-3-2 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</p>	<p>補足-320-2 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補足説明資料</p>
<p>VI-1-3-3 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</p>	<p>補足-320-3 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補足説明資料</p>
<p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p>	<p>補足-320-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する補足説明資料</p>
<p>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</p>	<p>補足-320-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する補足説明資料</p>

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-1_改1

補足-320-1 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補足説明資料

目次

1. 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，燃料貯蔵プール水温度，燃料貯蔵プール水位，燃料プールライナドレン漏えい，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）について	1
1.1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	1
1.2 燃料貯蔵プール水温度（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	2
1.3 燃料貯蔵プール水位（計測範囲，警報設定値）	3
1.4 燃料プールライナドレン漏えい（計測範囲，警報設定値）	4
1.5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）	5
1.6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）（計測範囲）	7
1.7 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設定点	8
1.8 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の測定方法	9
1.8.1 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の検出原理	9
1.8.2 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の検出原理	11
2. 使用済燃料プール監視カメラについて	16
2.1 使用済燃料プール監視カメラの視野概要	16
2.2 使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について	17
2.2.1 低照度環境下における可視光カメラの監視について	17
2.2.2 蒸気雰囲気下における可視光カメラの監視について	18
2.3 使用済燃料プール監視カメラ用冷却機能について	19
3. 大量の水の漏えいその他要因により使用済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
4. 使用済燃料プール監視設備の電源構成について	23

1. 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，燃料貯蔵プール水温度，燃料貯蔵プール水位，燃料プールライナドレン漏えい，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）について

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

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

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の計測範囲は，使用済燃料プール内における冷却水の過熱状態を監視できるように，0～100℃の温度を計測可能とする。（「図 1.1-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図」参照。）

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

温度高の警報設定値は，使用済燃料プール温度が燃料プール冷却浄化系により通常 52℃以下で維持されており，使用済燃料プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため，使用済燃料プールの最高許容温度（65℃）に余裕を持たせた温度（57℃）とする。

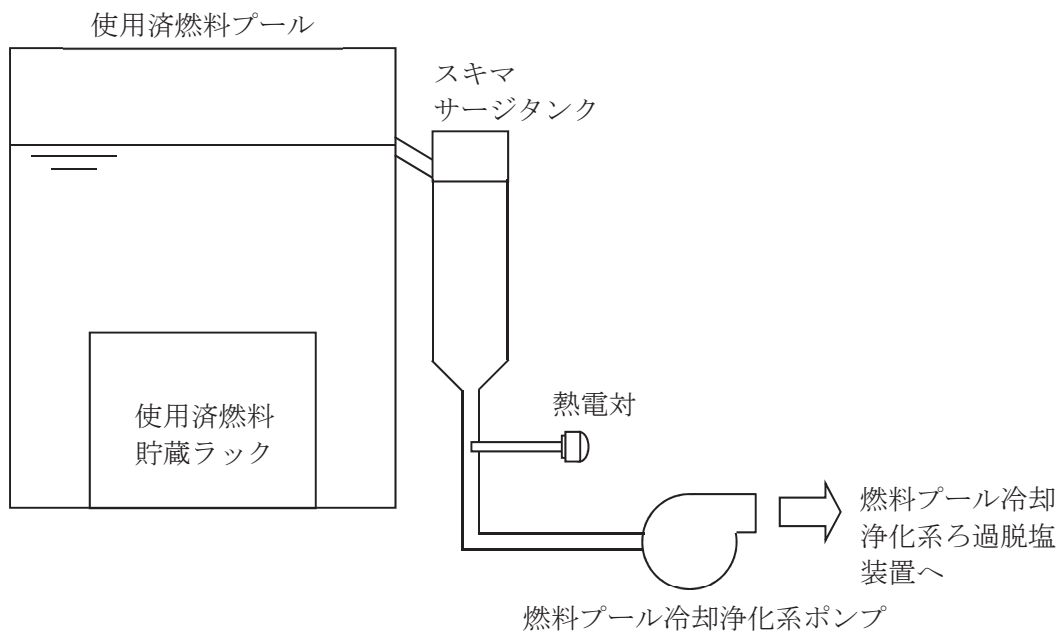


図 1.1-1 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

1.2 燃料貯蔵プール水温度（計測範囲、警報動作範囲、警報設定値）

燃料貯蔵プール水温度は、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。

燃料貯蔵プール水温度の計測範囲は、使用済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に、0～100℃の温度を計測可能とする。また、燃料貯蔵プール水位の水位低警報設定（O.P. 32730mm）を包絡する範囲で温度計測可能な設計とする。（「図 1.2-1 燃料貯蔵プール水温度の設置図」参照。）

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

温度高の警報設定値は、使用済燃料プール温度が燃料プール冷却浄化系により通常 52℃以下で維持されており、使用済燃料プール温度が通常温度より高くなったことを検出するため、使用済燃料プールの最高許容温度（65℃）に余裕を持たせた温度（57℃）とする。

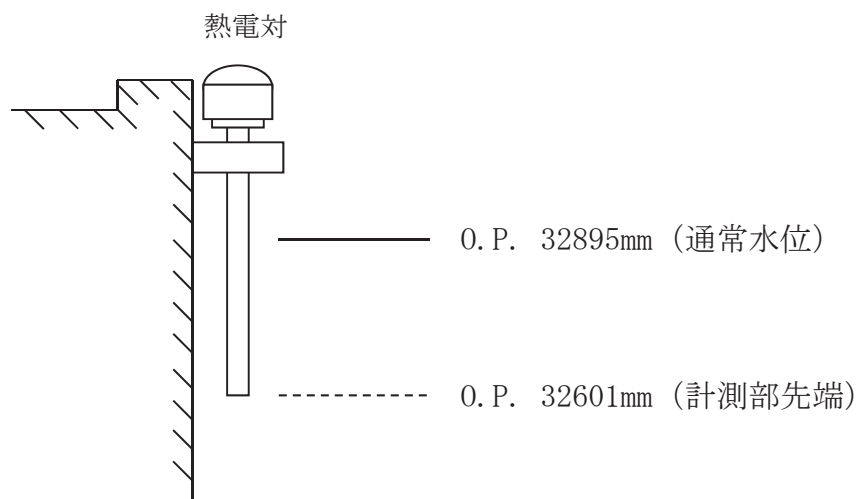


図 1.2-1 燃料貯蔵プール水温度の設置図

1.3 燃料貯蔵プール水位（計測範囲，警報設定値）

燃料貯蔵プール水位は，フロート式水位検出器で計測され，使用済燃料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。

燃料貯蔵プール水位高警報については通常水位（O.P. 32895mm）から燃料取替床（O.P. 33200mm）の間の O.P. 32930mm とする。燃料貯蔵プール水位低警報については通常水位（O.P. 32895mm）より下の O.P. 32730mm とする。（「図 1.3-1 燃料貯蔵プール水位の設置図」参照。）

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

水位高の警報設定値は，使用済燃料プール水位の異常な上昇によって燃料取替床の床面へプール水が溢れるのを事前に検知する水位（通常水位+35mm（O.P. 32930mm））とする。

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下の水位（通常水位 -165mm（O.P. 32730mm））とする。

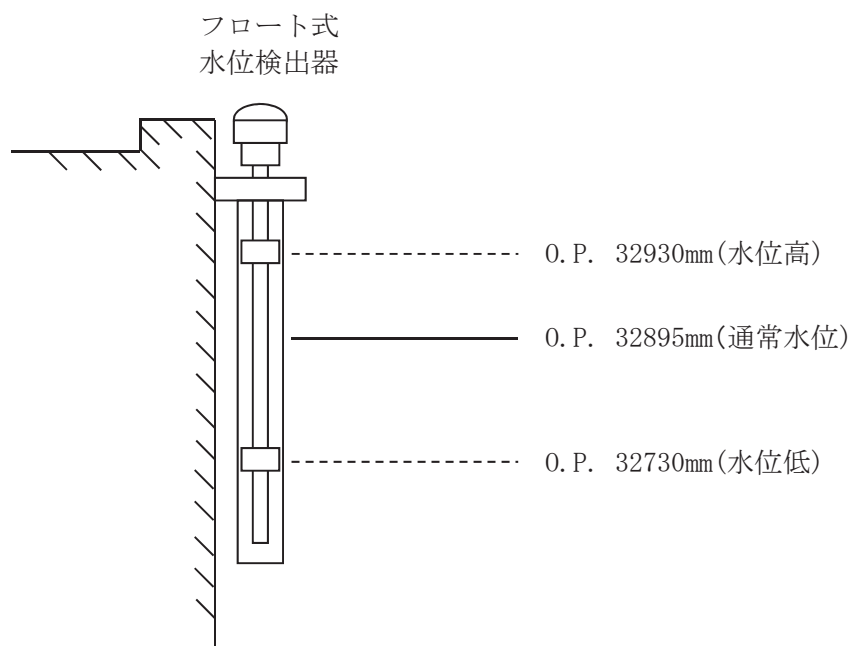


図 1.3-1 燃料貯蔵プール水位の設置図

1.4 燃料プールライナドレン漏えい（計測範囲，警報設定値）

燃料プールライナドレン漏えいは，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の警報設定値は，漏えい検出器の下流側に設けたドレン弁からの水位により，早期に漏えいを検知するため，ドレン弁（O.P. 15550mm）から+528mm の位置（O.P. 16078mm）とする。（「図 1.4-1 燃料プールライナドレン漏えいの設置図」参照。）

警報動作水位以上の水位では，警報表示状態を継続する。

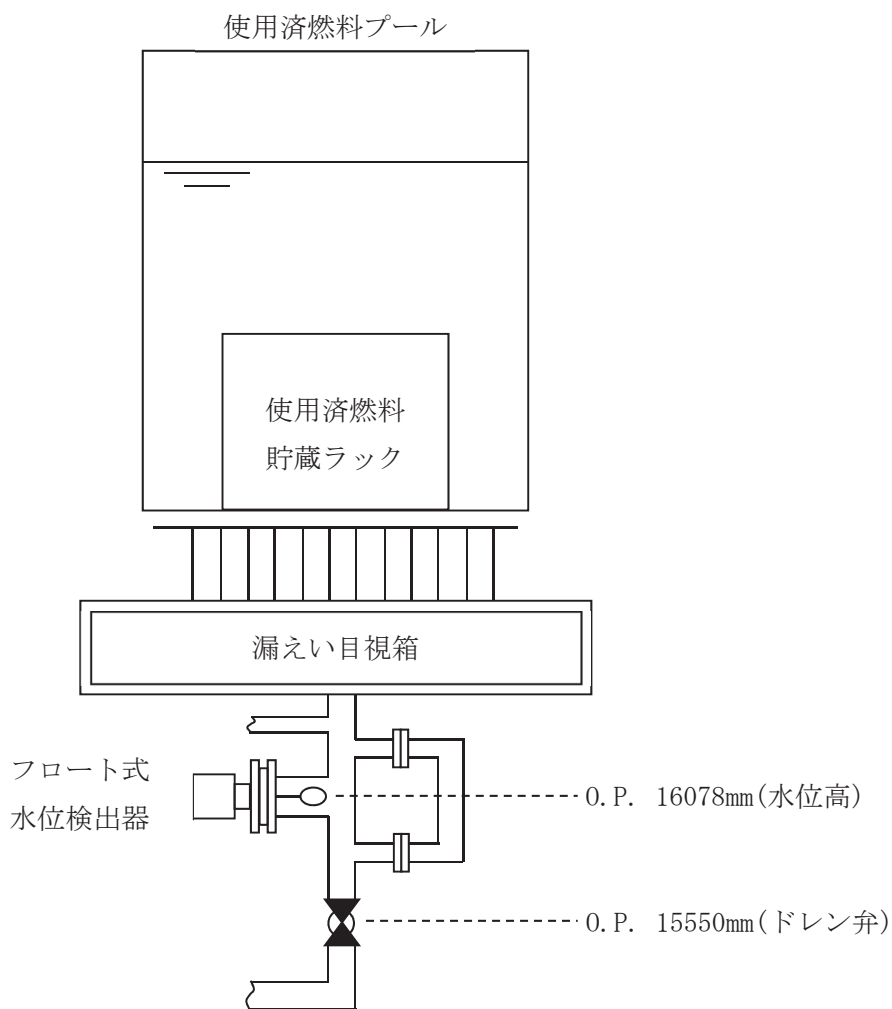


図 1.4-1 燃料プールライナドレン漏えいの設置図

1.5 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）（計測範囲，警報動作範囲，警報設定値）

a. 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は，ガイドパルス式水位検出器から反射したパルス信号を検出するまでの時間を計測することにより，水位を連続的に計測する。

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の計測範囲は，想定事故1，想定事故2及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料プール底部近傍（O. P. 21620mm）から使用済燃料プール上端近傍（O. P. 33220mm）を計測範囲とする。

警報動作は，O. P. 21620mm～O. P. 33220mmの範囲で設定可能であり，検出信号が警報設定値に達した場合には，中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動作水位以下の水位では，警報表示状態を継続する。（「図1.5-1 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図」参照。）

水位低の警報設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下の水位（通常水位-165mm（O. P. 32730mm））とする。

b. 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）は，2箇所の検出点を持ち，使用済燃料プール水中の测温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行うことにより，温度を連続的に計測する。

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の計測範囲は，使用済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，0～120℃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（O. P. 31995mm）においても温度計測できる設置位置とする。

警報動作は，0～120℃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1.5-1 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の設置図」参照。）

温度高の警報設定値は，使用済燃料プールが燃料プール冷却浄化系により，通常52℃以下で維持されており，使用済燃料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，2箇所の検出点の警報設定値は使用済燃料プールの最高許容温度（65℃）に余裕を持たせた温度（57℃）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（O. P. 31995mm）においても温度高の警報出力ができる設置位置（O. P. 30063mm及びO. P. 23053mm）とする。

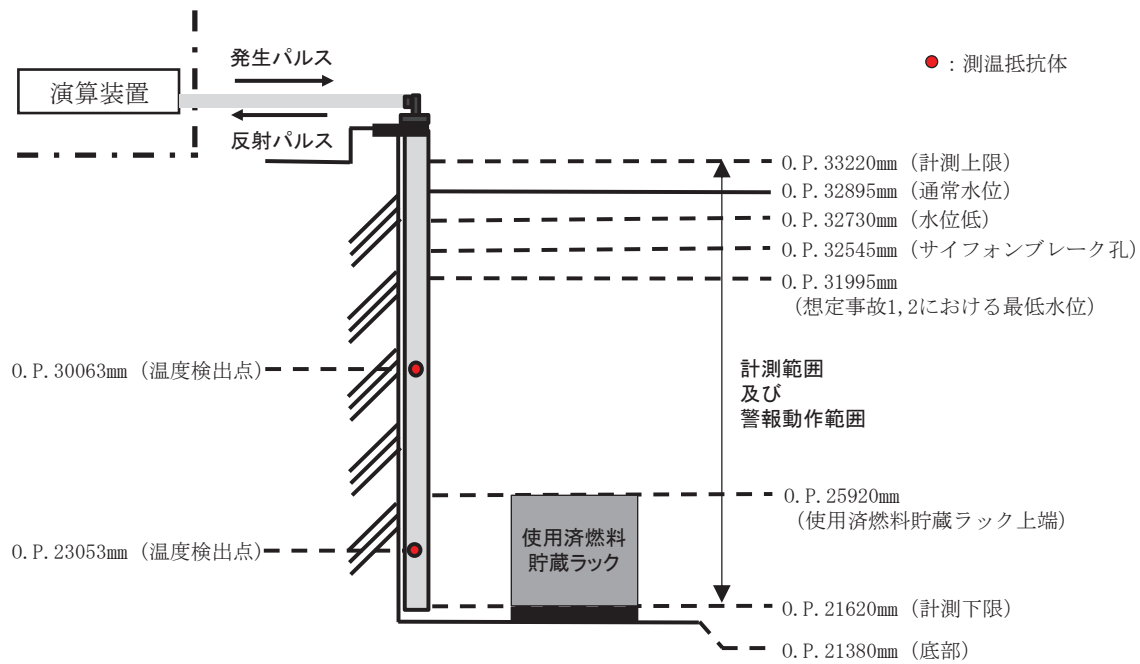


図1.5-1 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の設置図

1.6 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）（計測範囲）

a. 水位の計測範囲について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P. 25920mm）から上方に 14 箇所に設置した熱電対の温度変化から水中／気中を判定することにより間接的に水位を監視する。

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の計測範囲は、想定事故 1、想定事故 2 及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料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（O.P. 25920 mm）から使用済燃料プール上端近傍（O.P. 32930 mm）を計測範囲とする。（「図 1.6-1 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図」参照。）

b. 温度の計測範囲について

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度を連続的に計測する。また、想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する最低水位（O.P. 31995 mm）においても温度計測できる設置位置とする。

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）の計測範囲は、使用済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。（「図 1.6-1 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図」参照。）

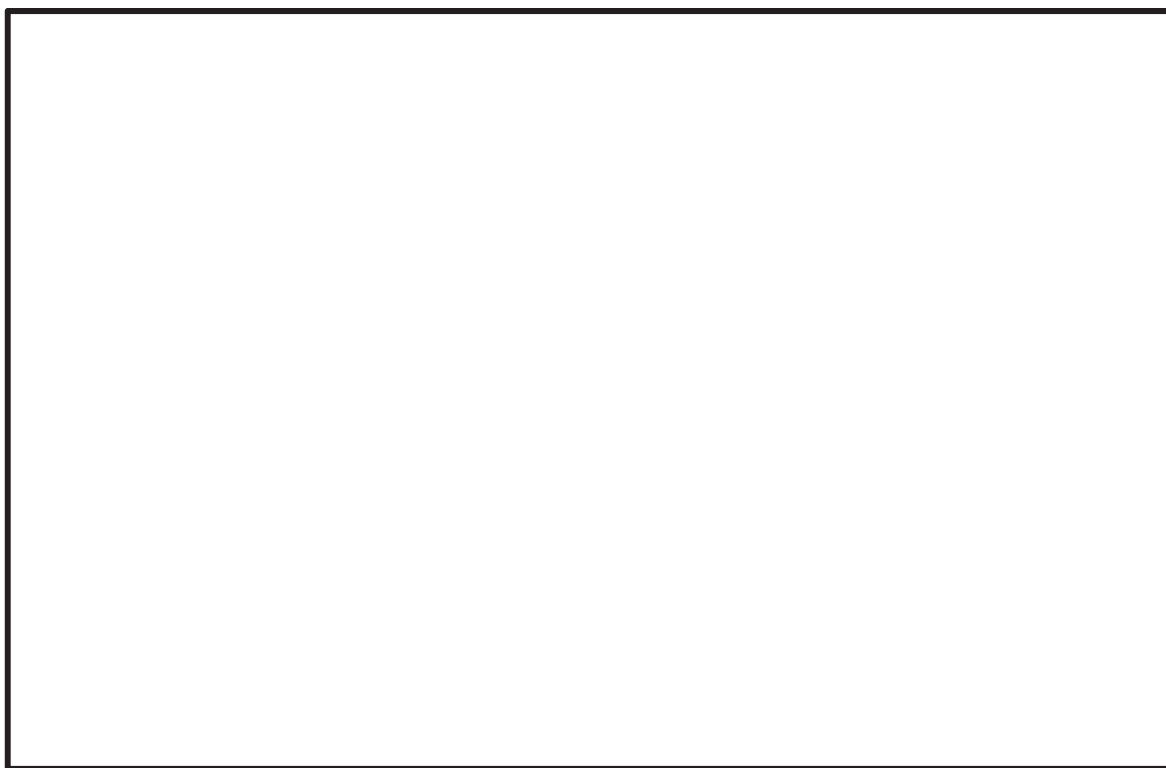


図1.6-1 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設置図

1.7 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の設定点

(1) 目的

使用済燃料プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）において使用済燃料貯蔵ラック上端まで14個の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。

使用済燃料プールの水位検出点としては、以下の監視が行えるように検出点を設ける設計とする。

- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検出すること。
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること。
- ・使用済燃料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（燃料破損の可能性）を把握すること。
- ・使用済燃料貯蔵ラック上端の水位を把握すること。

(2) 設定点

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の各水位設定点は、検出器の単一故障や水位低下又は上昇傾向を把握可能とするため、図 1.7-1 のとおり設定する。



図 1.7-1 使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の水位設定点

1.8 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）の測定方法

1.8.1 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の検出原理

(1) 検出原理について

使用済燃料プール水位（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、検出器内部のガイドケーブル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変更して計測する水位計である。

パルスがガイドケーブルを伝わることで乱反射しない設計となっており、連続して水位を計測することが可能である。（「図1.8.1-1 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）による水位検出原理」参照。）

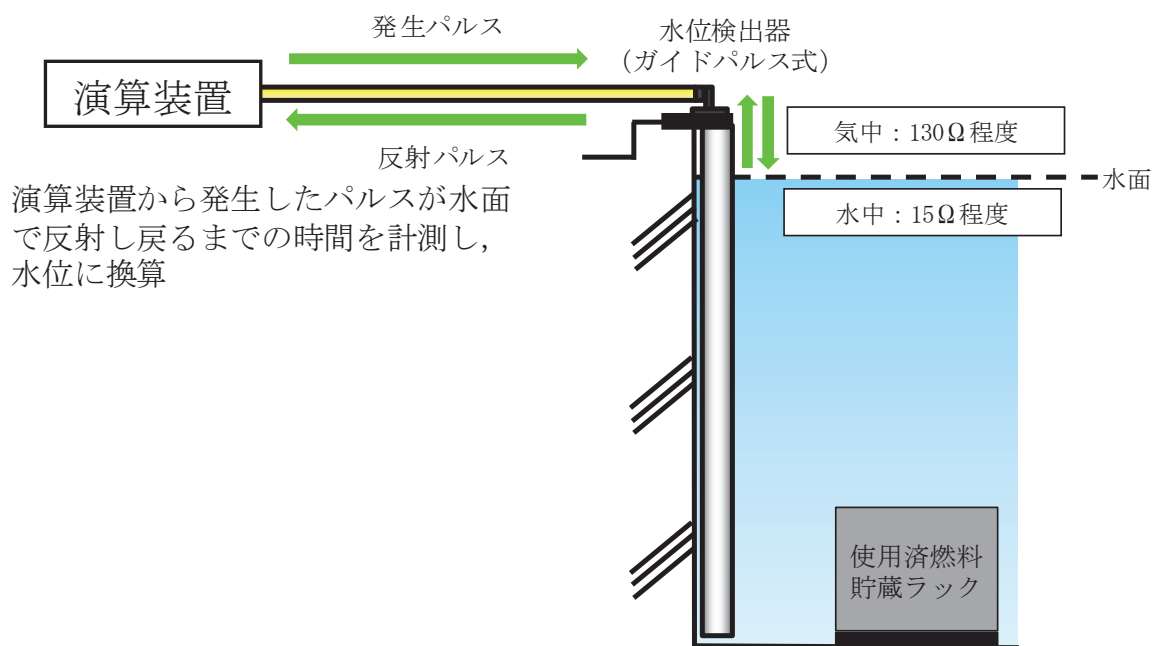


図 1.8.1-1 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）による水位検出原理

(2) 高温状態における計測について

燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プール水温の上昇に伴う沸騰による使用済燃料プール水位の低下が想定される。その場合は、検出器頂部付近の気中部分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。

図 1.8.1-2 のとおり、試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から排水により水位を低下させた後、給水し水位を上昇させた試験を実施している。

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の試験結果については図 1.8.1-3 のとおり、水温、蒸気環境下に左右されずに使用済燃料プールの水位を計測することが可能である。

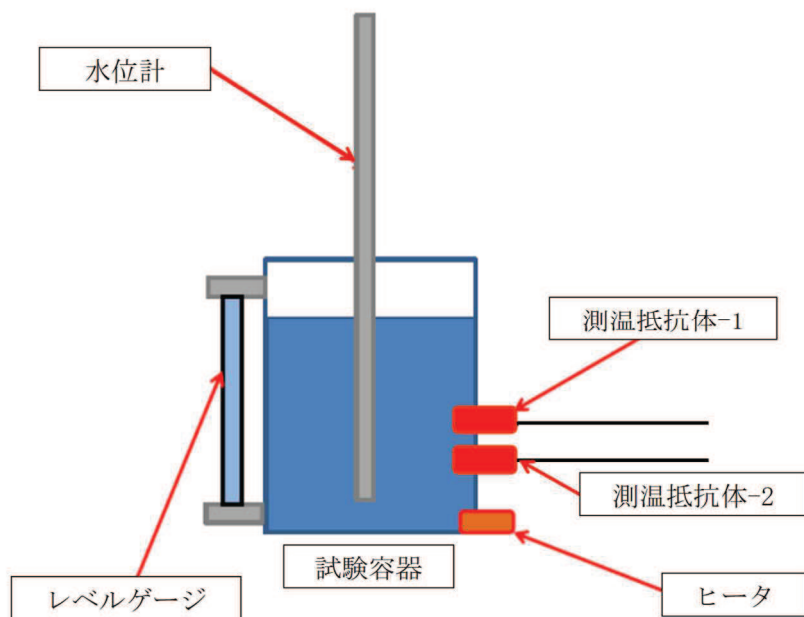


図 1.8.1-2 高温状態の試験イメージ

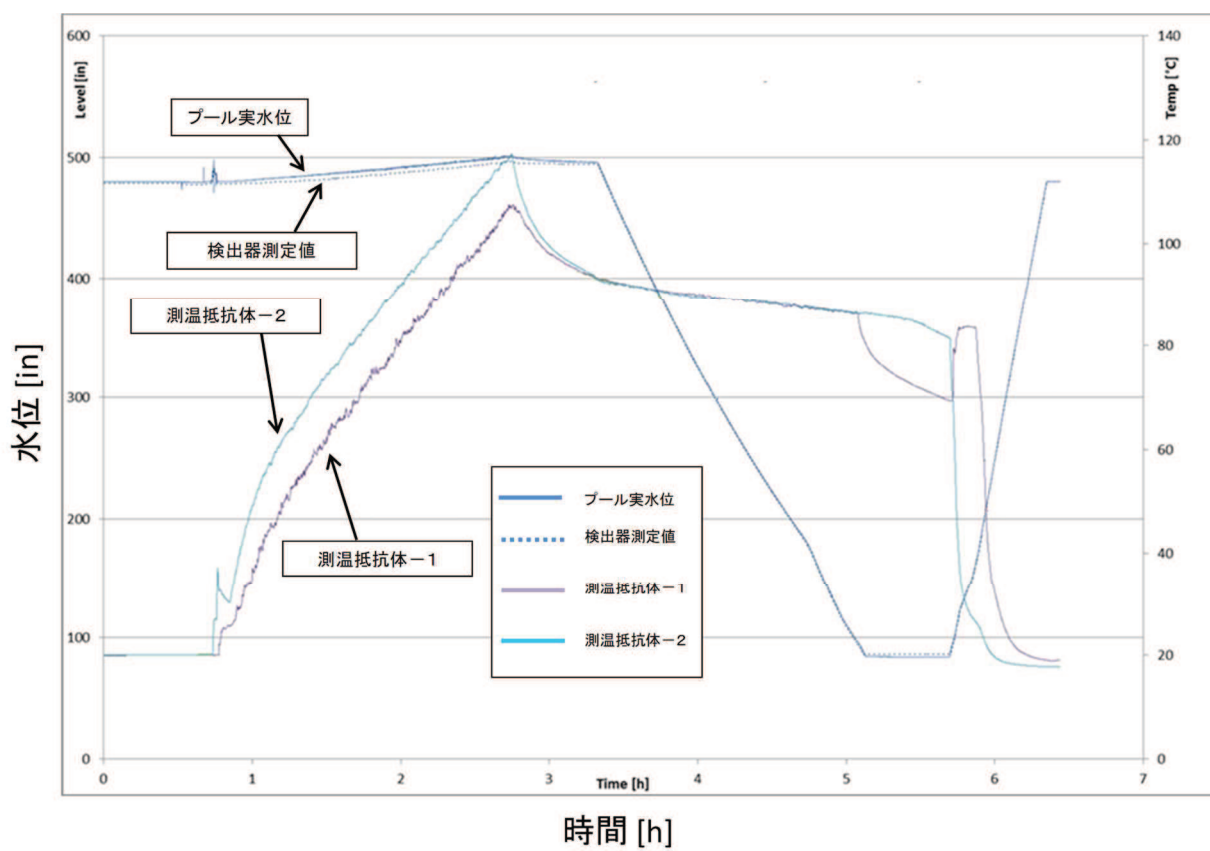


図 1.8.1-3 高温状態の試験結果

1.8.2 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の検出原理

(1) 検出原理について

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータで加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータで加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点を使用済燃料プールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔で使用済燃料プールの水位を計測することが可能である。（「図 1.8.2-1 ヒータ付熱電対による水位検出器原理」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であるが、確実に水中／気中を判断するため、ヒータ加熱時間は 60 秒とする。

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。

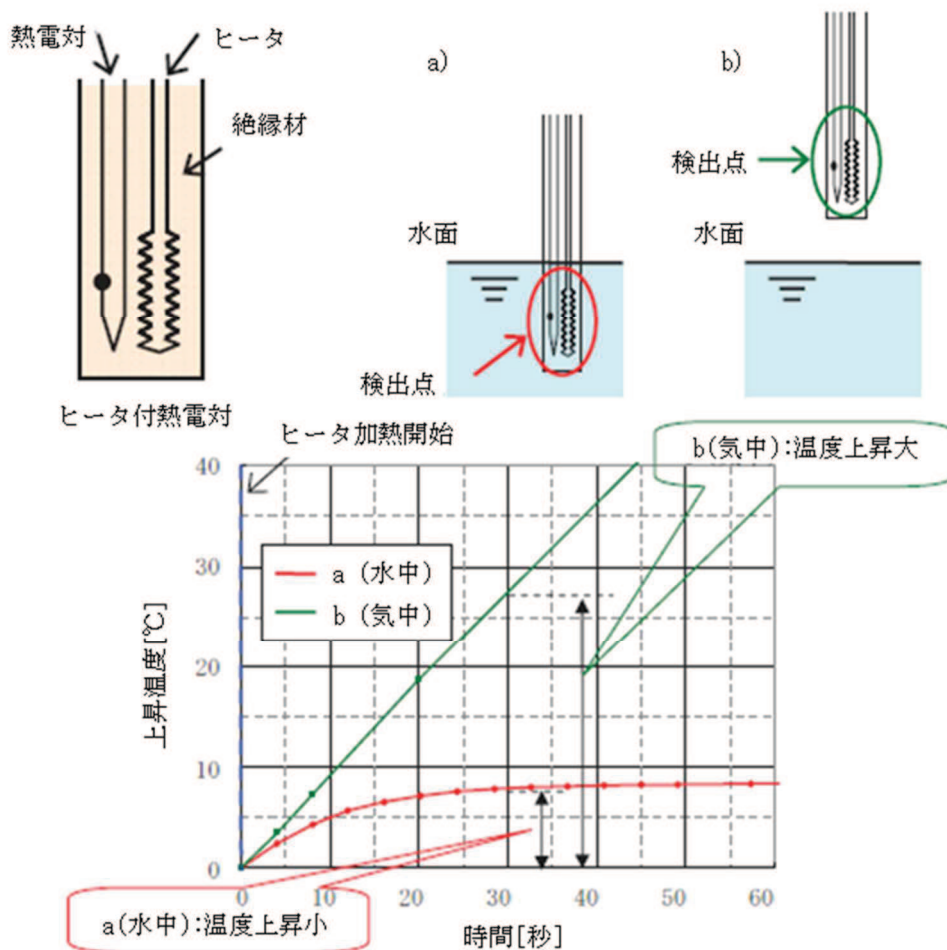


図 1.8.2-1 ヒータ付熱電対による水位検出器原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プール温度の上昇に伴い、沸騰による使用済燃料プール水位の低下が想定される。その場合は、気中部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

a. 熱電対式水位計の適用性検証試験

熱電対をヒータで加熱することにより水位を計測する原理の適用性検証において、試験容器内に水位計を設置し、水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させる試験を実施した。

ヒータ付熱電対の応答性について、水位を低下させて JP2 温度計（真ん中の温度計）の挙動を確認した。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇することなく水温を計測しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能である。（「図 1.8.2-2 熱電対式水位計の適用性検証試験結果」参照。）

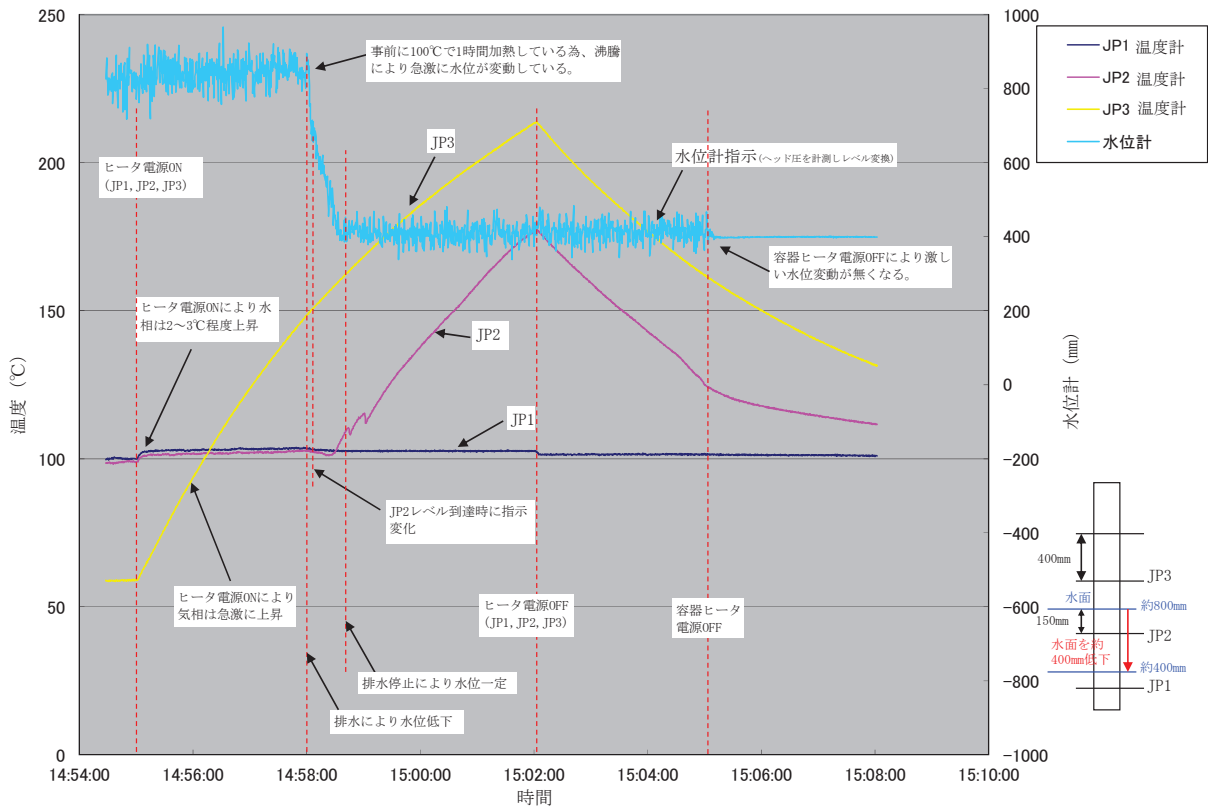


図 1.8.2-2 熱電対式水位計の適用性検証試験結果

b. 熱電対式水位計の供試体による試験

実機向け水位計の約 1/5 サイズの熱電対式水位計を供試体として、図 1.8.2-3 のとおり、検出器の保護管内部に JP01 から JP04 までの設置高さの異なる 4 本のヒータ付熱電対を配置し、水槽内の水温を 100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から、水槽内の水の蒸発による水位低下を計測する試験を実施した。水位は、JP02 と JP01 の間から、JP01 の測定点以下に低下するまで計測する。ヒータ付熱電対のヒータは、JP01 から JP04 まで 90 秒間順次加熱していき、JP04 の加熱終了の 120 秒後から再度 JP01 から 90 秒間順次加熱するパターンを繰り返す。

ヒータ付熱電対の計測結果は、図 1.8.2-4 のとおりであり、水位が低下していく過程の 1 回目の計測では、JP01 は水中にありヒータ加熱開始前後の温度変化が少ない状況であったが、2 回目の計測では、JP01 は気中にありヒータ加熱開始前後の温度変化が大きくなっている。本試験結果より、水が沸騰し、気中が 100℃の蒸気環境下においても、水中ではヒータ加熱開始前後の温度上昇は小さく水位判定は問題なく可能であるといえる。

なお、これまでの試験結果における知見により、水位を判定するヒータの加熱時間は 60 秒としており、その 60 秒間に 15℃以上温度上昇する場合は気中と判定している。その後ヒータ OFF することで、水中にある熱電対の指示値は、ヒータ ON 前の水温に約 60 秒で復帰する。

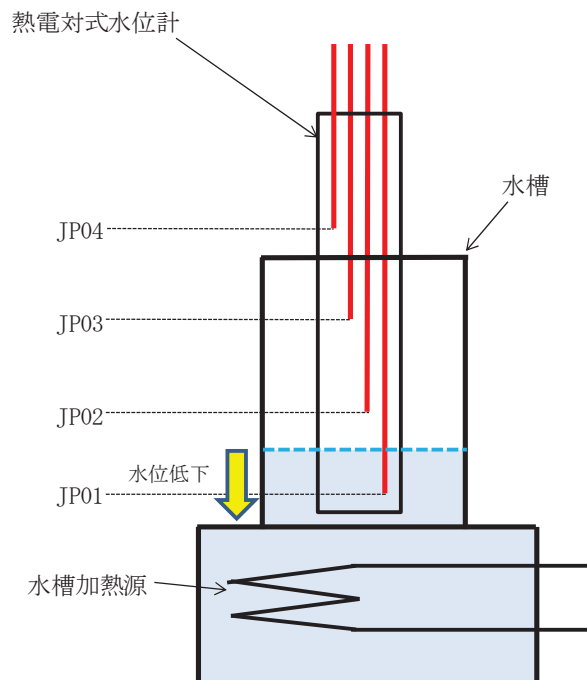


図 1.8.2-3 熱電対式水位計の供試体による試験概要

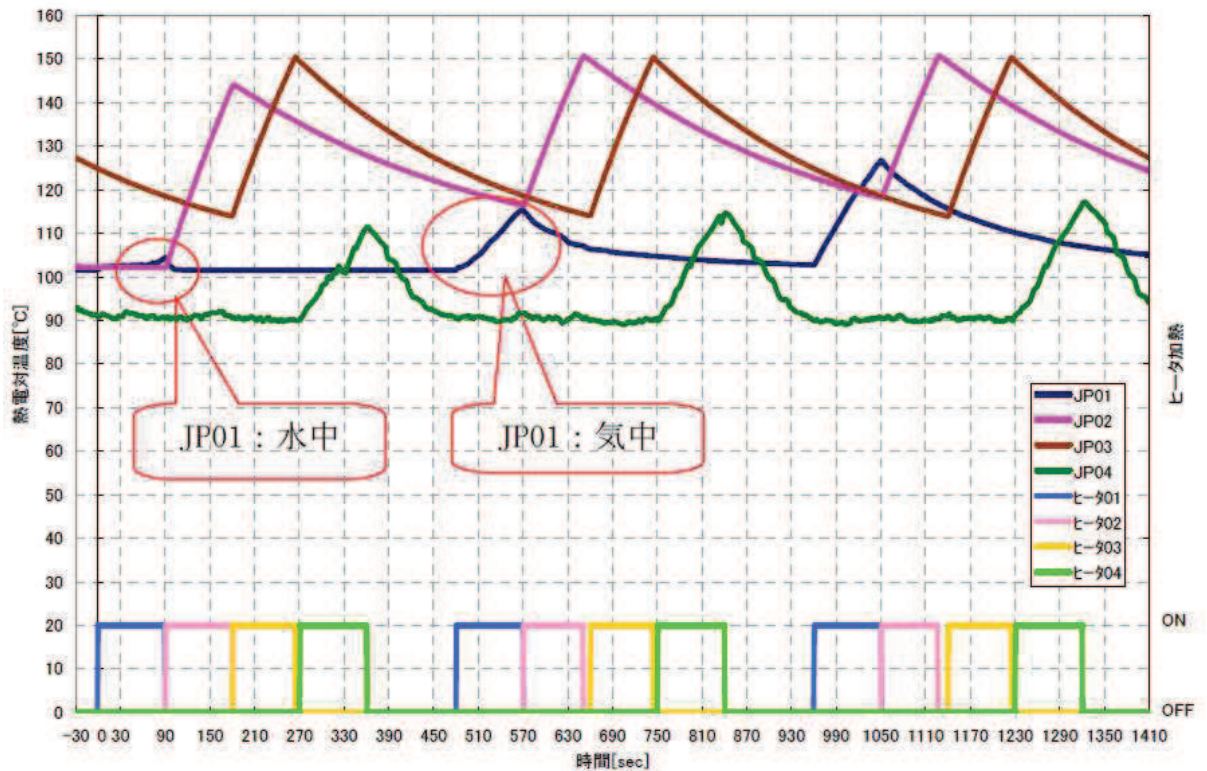


図 1.8.2-4 熱電対式水位計の供試体による試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、熱電対による温度計測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、液相にある 14 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、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用することはないため、使用済燃料プールの水温については連続して計測が可能である。

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

ヒータ加熱によって温度計測が不可能とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータの ON/OFF を繰り返すことで、同時に水位及び水温計測が可能な設計とする。

（14 個の熱電対を上から複数のグループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 10 分で 1 周させる設計。）（図 1.8.2-5 「ヒータ ON/OFF の概要」参照。）

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備であるが使用済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)測定している。また、下記を検知した場合には中央制御室に音とともに警報表示を行う。

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

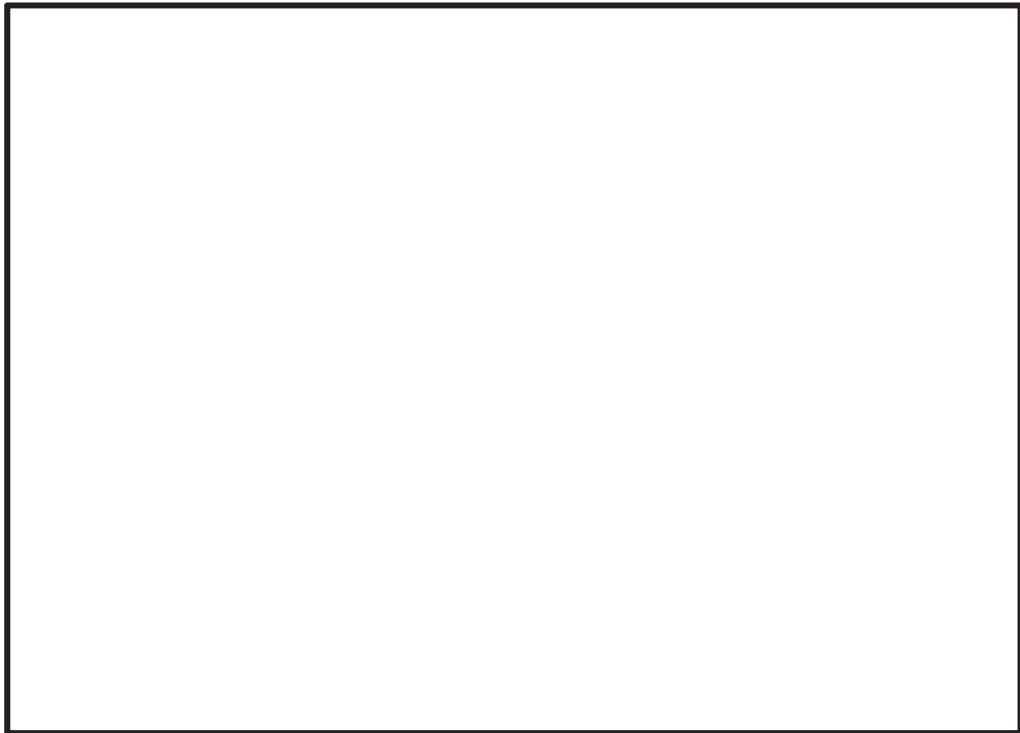


図 1.8.2-5 ヒータ ON/OFF の概要

なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 69 条第 1 項及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に係る想定事故（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 37 条及びその解釈の 3-1(a)及び(b)で定義する想定事故 1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故））における使用済燃料プールの水位低下速度は表 1.8.2-1 のとおりと想定しており、約 10 分間隔で水位をとらえることは問題ないと考える。

表 1.8.2-1 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度*1	10 分間での水位低下*1
想定事故 1	約 0.08m/h	約 14mm
想定事故 2	約 0.08m/h*2	約 14mm*2

注記*1：水位低下速度及び 10 分間での水位低下は燃料有効長冠水レベル以上の水位での値を示す。

*2：サイフォンブレイク孔による水位低下が停止した後の使用済燃料プール水の蒸発による水位低下速度

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 使用済燃料プール監視カメラについて

2.1 使用済燃料プール監視カメラの視野概要

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料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、使用済燃料プールの状態を監視する。また、建屋内の常用照明及び非常用照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プール監視カメラと同じ位置に設置した専用照明及び霧除去機能付きの可視光カメラを用い、使用済燃料プールの状態が監視できる設計とする。

使用済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、一部の水面が使用済燃料プール監視カメラの視野外にあっても使用済燃料プールの状態を監視することが可能である。また、設置場所については、使用済燃料貯蔵ラック上端の露出が確認できる角度にあり、使用済燃料プール周辺機器との干渉を考慮した箇所に設置することから、使用済燃料プール監視カメラの設置位置は妥当である。

なお、使用済燃料プール監視カメラの視野概略図を図 2.1-1 に示す。

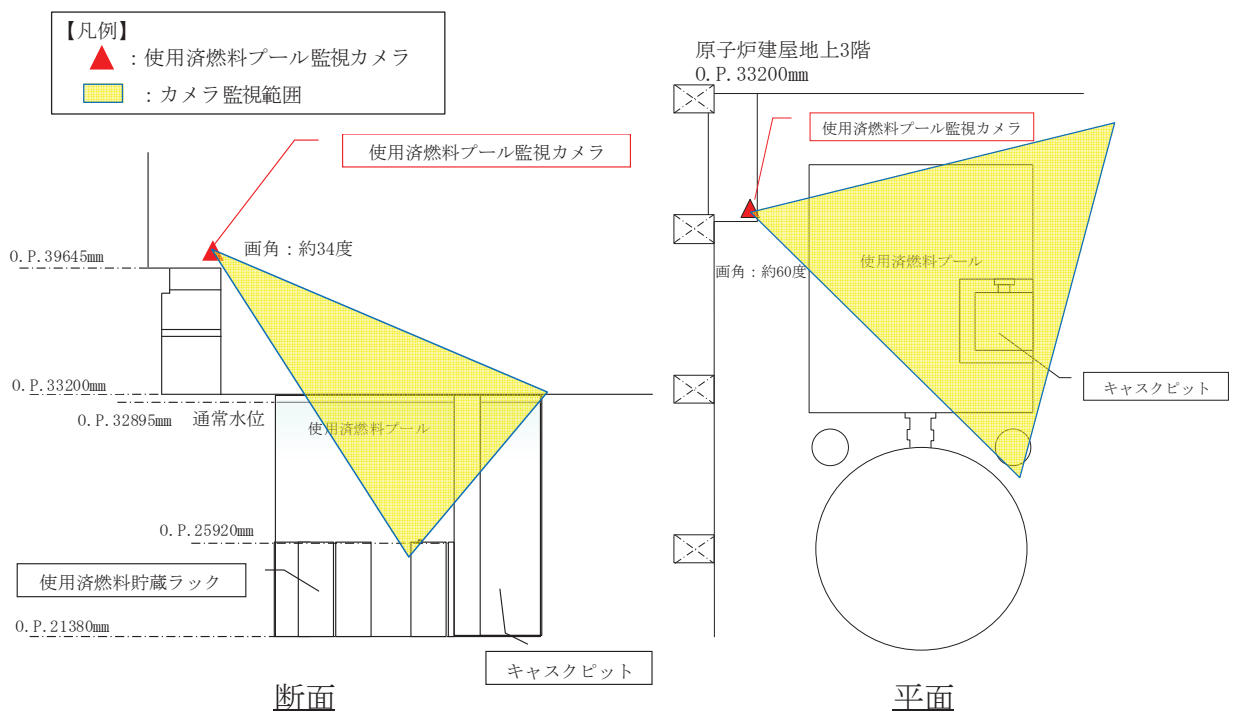


図 2.1-1 使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

2.2 使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

2.2.1 低照度環境下における可視光カメラの監視について

低照度環境下では，専用の照明を用いることにより，監視対象物が視認可能であったことから，低照度環境下でも専用の照明により状態の監視が可能である。（「図 2.2.1-1 専用照明を用いた可視光カメラの状態監視」参照。）

① 被写体（室内照明）



② 低照度環境下（専用照明 ON 時，OFF 時）

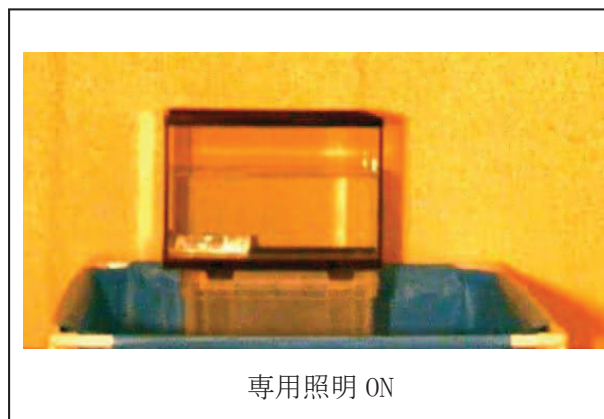
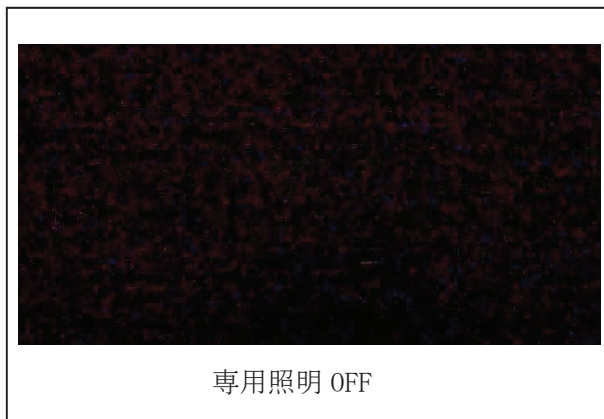


図 2.2.1-1 専用照明を用いた可視光カメラの状態監視

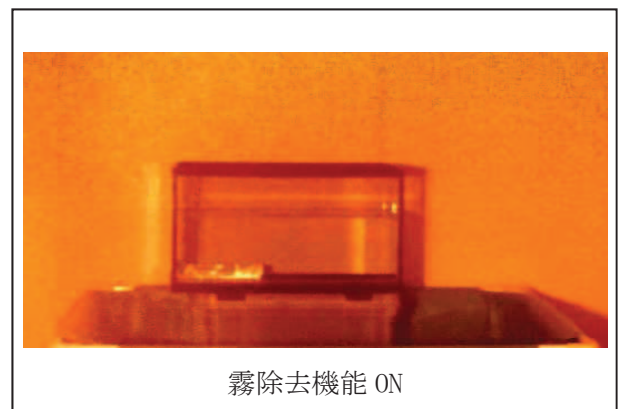
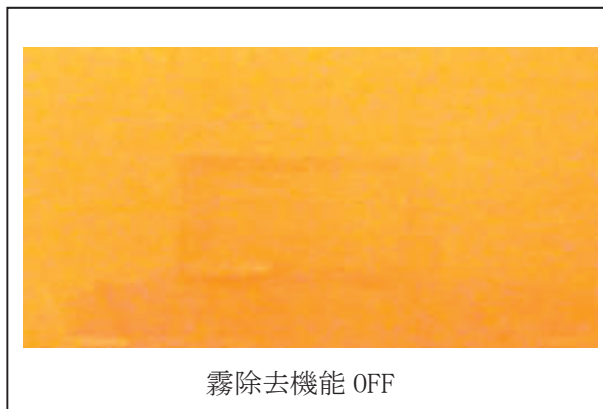
2.2.2 蒸気雰囲気下における可視光カメラの監視について

蒸気雰囲気下では、可視光カメラ付属の霧除去機能を用いることにより、撮影した映像を制御ユニットにて鮮明化し、霧を除去することから、ある程度の照度があれば映像を鮮明化することが可能である。

蒸気雰囲気下（低照度、霧発生装置による濃霧環境下）において、霧除去機能の有効性を確認した結果、霧除去機能がない場合では、蒸気によるレンズの曇りによって、状態の把握が困難であるが、霧除去機能により、監視対象物を視認可能であったことから、蒸気雰囲気下でも霧除去機能付きの可視光カメラにより状態の監視が可能である。

また、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラと一体の冷却装置により冷却を行うものであるが、使用済燃料プール監視カメラが設置される原子炉建屋原子炉棟3階（燃料取替床）の重大事故等時における温度は100℃と想定されることから、温度差により結露の発生が考えられる。しかしながら、カメラ内部は、真空断熱構造となっており、結露が発生しにくい設計であり、また、カメラ外面のガラス窓には、親水性加工を施すことにより、ガラス表面で水滴を形成させない設計であることから、高温状況下においても状態の監視が可能である。（「図2.2.2-1 霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視」参照。）

① 蒸気環境下（専用照明）



② 結露対策（蒸気環境下、室内照明、霧除去機能 ON）



図 2.2.2-1 霧除去機能付きの可視光カメラの状態監視

2.3 使用済燃料プール監視カメラ用冷却機能について

使用済燃料プール監視カメラは、燃料貯蔵設備に係る重大事故時の高温環境下においても、監視機能を維持するために、冷却装置であるペルチェ素子によりカメラ内部の熱を吸熱し、放熱部及びカメラ付属の冷却ファンにより外部に放熱し冷却できる設計とする。

ペルチェ素子はN型とP型の半導体を金属片により接合したもので、この素子に電流を流すと、片方が吸熱面、他方が放熱面となり、熱の移動を可能とする。ペルチェ素子の原理概略を図2.3-1に記載する。

使用済燃料プール監視カメラは、カメラ筐体の内部にペルチェ素子を組み込み、基板周辺の熱を筐体下部の放熱部に放熱する仕組みとなっており、放熱部の熱は、カメラ付属の冷却ファンにより外部に放熱する。（「図2.3-2 使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置の概略構成図」参照。）

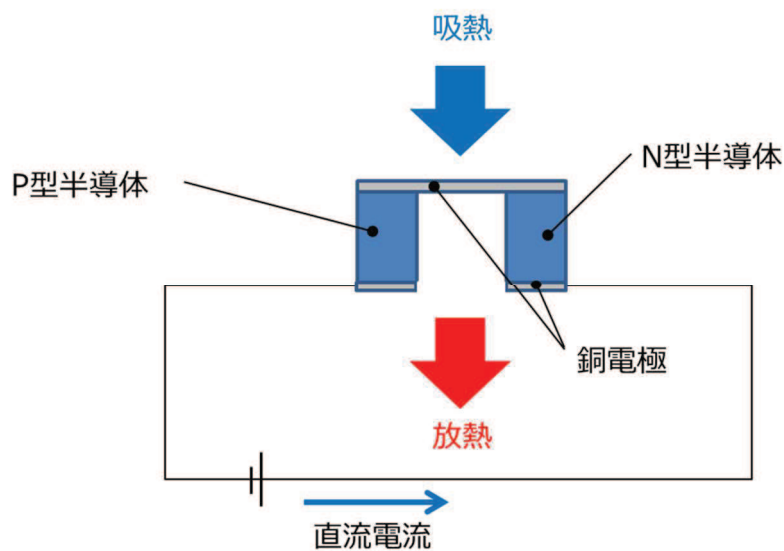


図 2.3-1 ペルチェ素子の原理

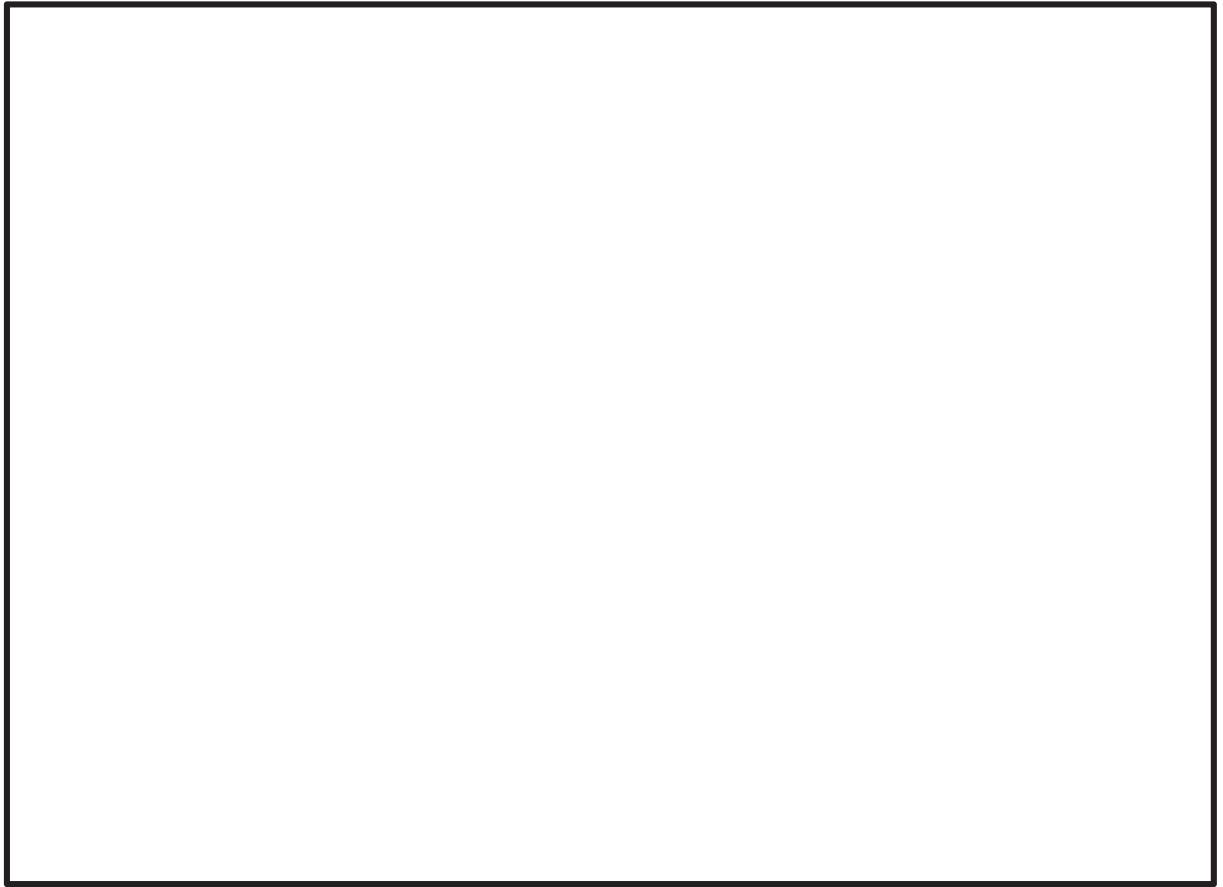


図 2.3-2 使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置の概略構成図

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 大量の水の漏えいその他要因により使用済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

使用済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使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

- ・使用済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、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）にて使用済燃料貯蔵ラック上端までの水位低下傾向を把握する。併せて、使用済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、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）を配備する。

[水位監視]

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

[温度監視]

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

使用済燃料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に示す。

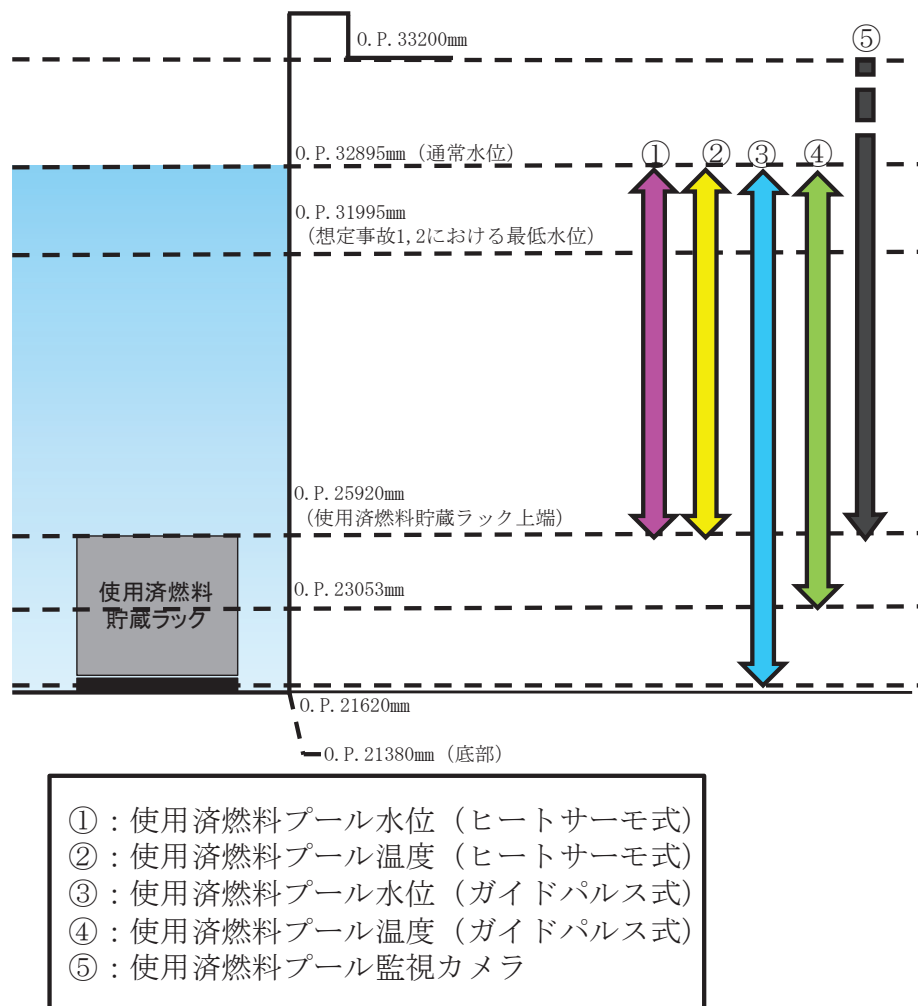


図3-1 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4. 使用済燃料プール監視設備の電源構成について

設計基準対象施設に関する燃料プール浄化系ポンプ入口温度、燃料貯蔵プール水温度、燃料貯蔵プール水位、燃料プールライナドレン漏えい及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）は、外部電源が使用できない場合、非常用交流電源設備から給電を行える設計とする。

また、重大事故等対処設備に関する使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）は、直流電源が必要な場合、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2A、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である電源車及び125V代替充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは、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電源車から給電が可能な設計とする。（「図4-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）」及び「図4-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）」参照。）

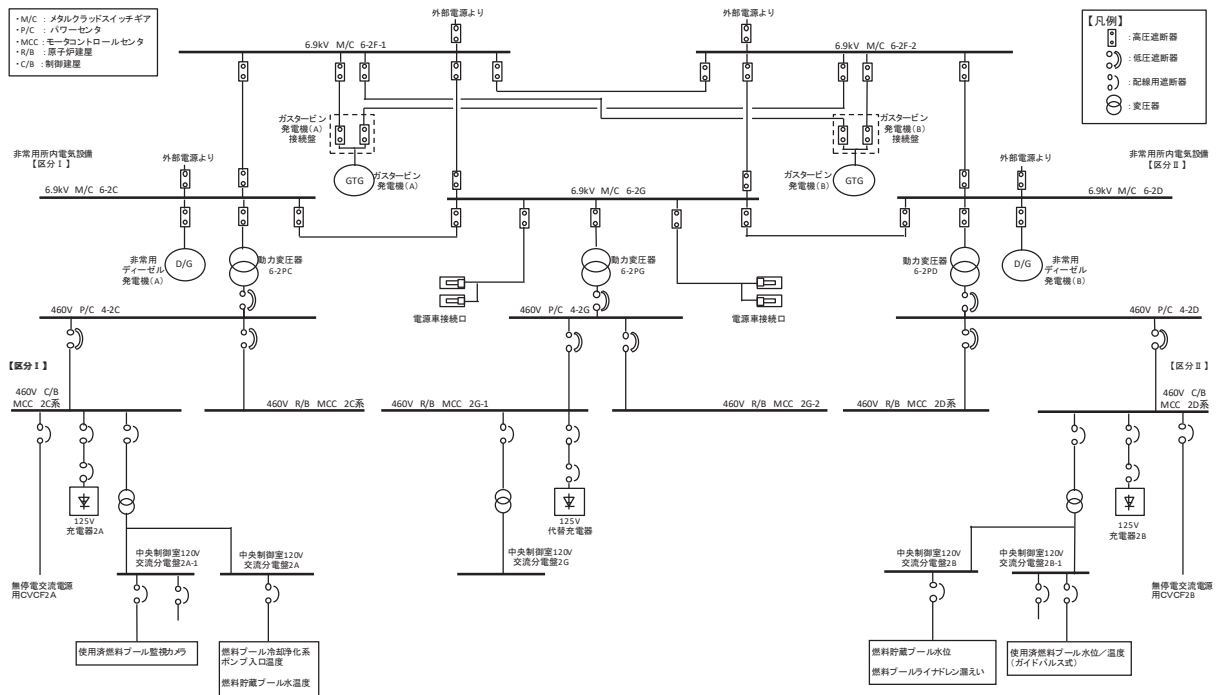


図4-1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（交流電源）

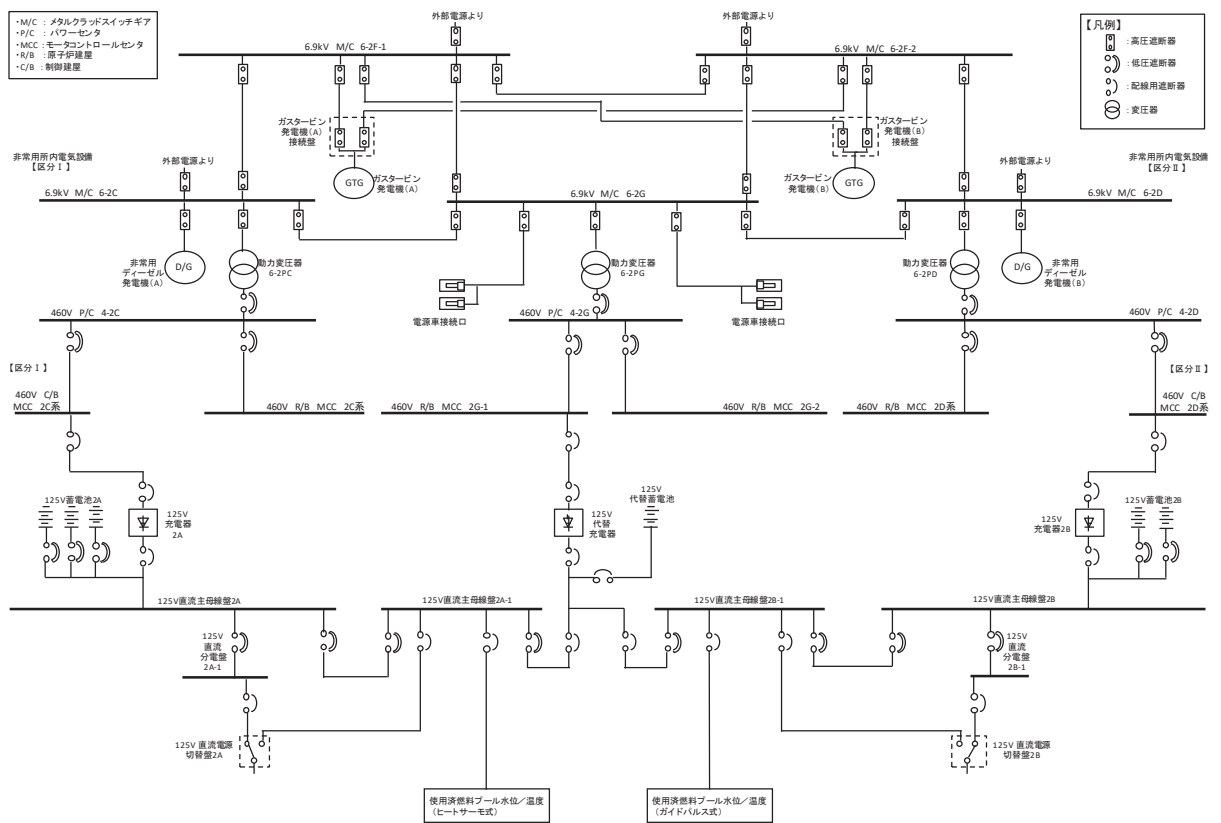


図4-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図（直流電源）

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-2_改3

補足-320-2 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補足説明資料

補足説明資料目次

	頁
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 未臨界評価の保守性および妥当性について……………	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

使用済燃料プールは、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プールの冷却機能が喪失及び燃料プール補給水系の故障により使用済燃料プールの注水機能が喪失又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料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、女川原子力発電所第 2 号機の使用済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は、図 2-1 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プール全体をモデル化することにより、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。

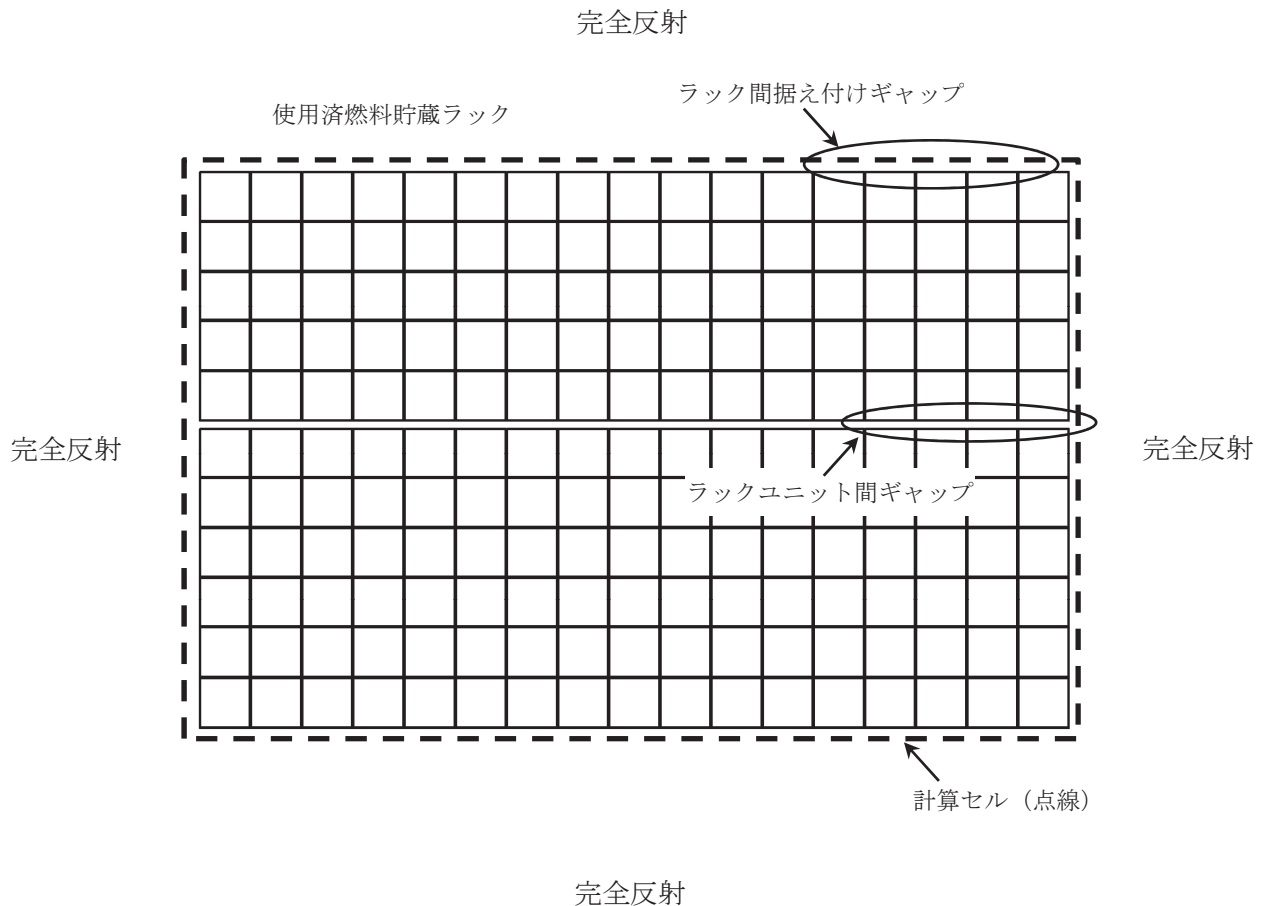


図 2-1 計算体系

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、使用済燃料プール水が喪失した状態で、燃料プールスプレイ系（使用済燃料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及び燃料配置において、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により使用済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、使用済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}/GEBLA^{*2}/NEUPHYS^{*3}にて評価した無限増倍率を図 4-1～4-4 に示す。9×9 燃料(A型)、9×9 燃料(B型)、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、それぞれ軸方向 2～4 領域に分割し、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(図 4-1～4-4)。

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 2.8 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

*2: NEDO-20913A, C.L.Martin, Licensing Topical Report LATTICE PHYSICS METHODS, General Electric, 1977

*3: 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、ラックピッチは燃料がより接近するよう小さくした。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。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、それぞれ上述の選択によって最も保守的になることを確認した(図 4-5～4-7)。

厚さ : 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

ボロン濃度は保守的に製造範囲 (wt% ~ wt%) の下限値を使用した。ラック配列については、鉛直方向及び水平方向は保守的に無限配列とした。

なお、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ており、溶接部分にはボロンの減損の可能性があるが、溶接部分は角管の表面の一部であり、僅かであるため、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 (長辺方向) (短辺方向)	<input type="text"/> mm <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) (短辺方向)	<input type="text"/> mm [※] <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

4.3 プール水条件

使用済燃料プール水条件のうち、水温については 4°C 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°C まで変化させても、水密度は 0.95 g/cm³ を下回らない。したがって、水密度について、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。実効増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

評価に対する主要な作用として、中性子の減速効果及び吸収効果がある。

チャンネル・ボックスを装着した場合、チャンネル・ボックスの体積によって水領域が減少するため、水による中性子の減速効果が小さくなる。これによって、燃料による中性子吸収とラックのボロンによる中性子吸収はどちらも減少するが、前者よりも後者の影響が大きいため、チャンネル・ボックスを装着した状態の方が実効増倍率は高くなり、保守的である。

(2) ラック内偏心配置

ラック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、偏心配置とした設定が実効増倍率は大きくなり、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

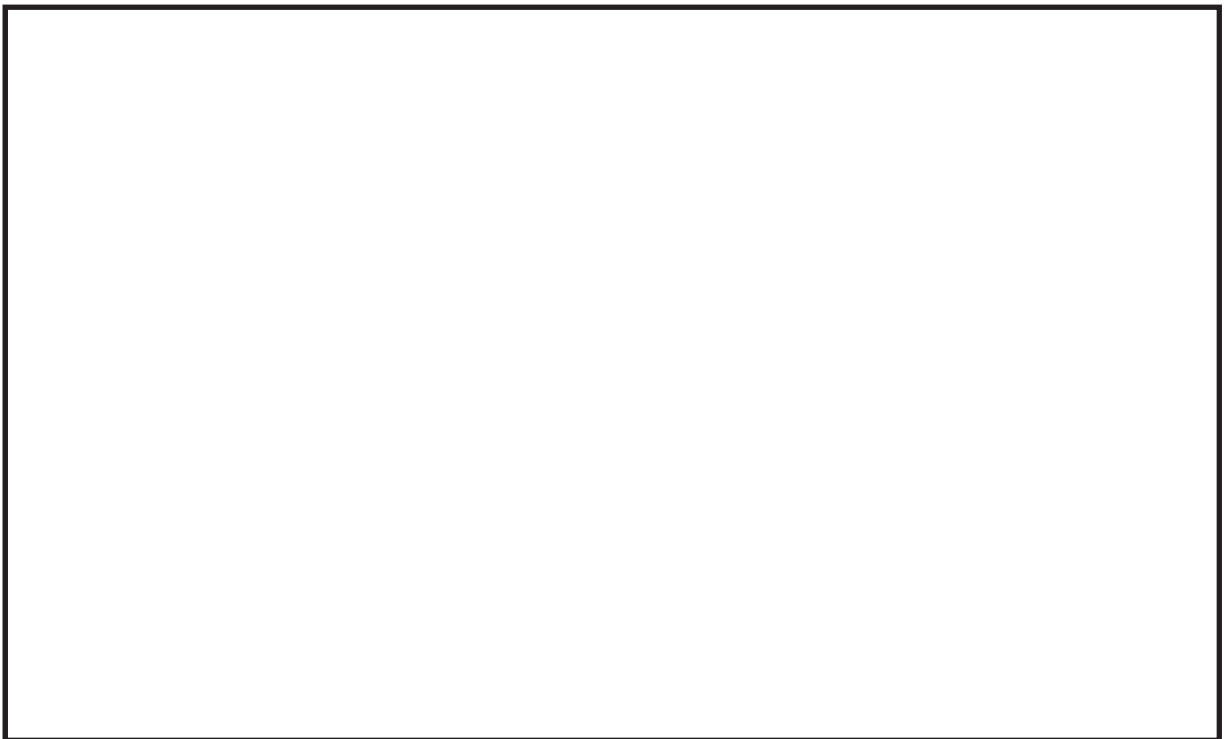


図 4-2 9 × 9 燃料 (B 型) の冷温時無限増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

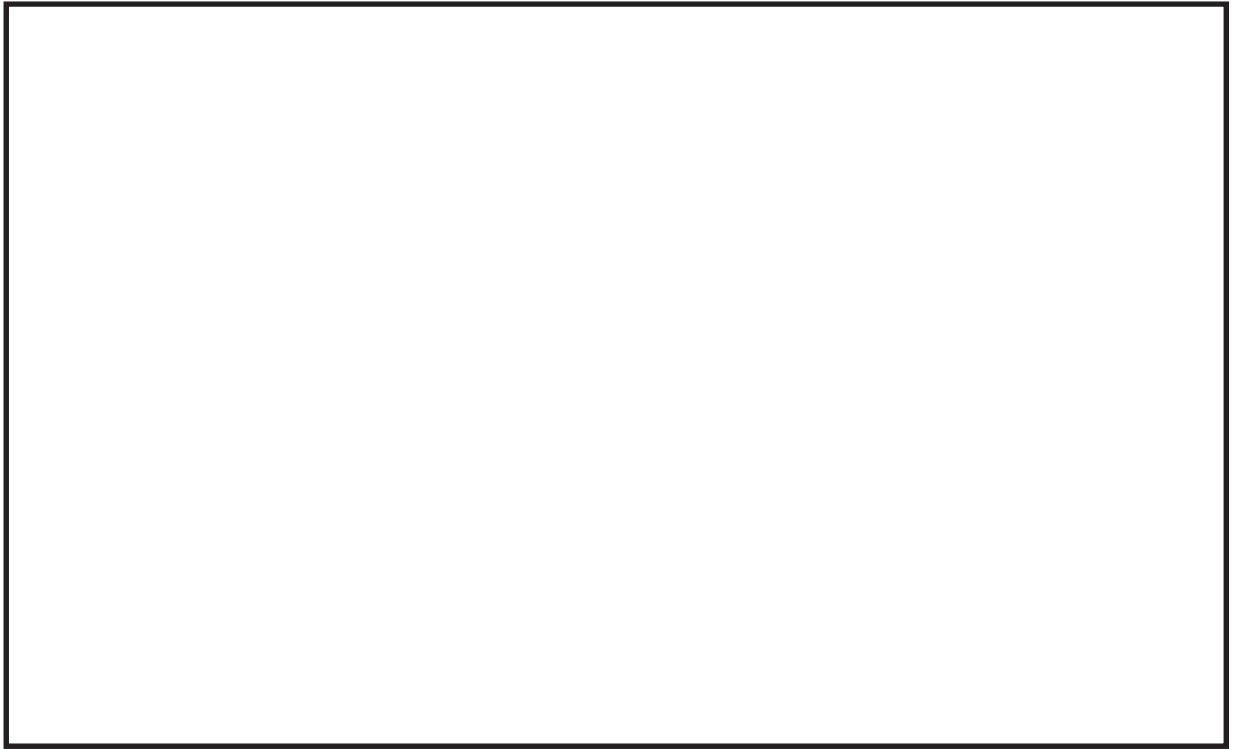


図 4-3 高燃焼度 8 × 8 燃料の冷温時無限増倍率

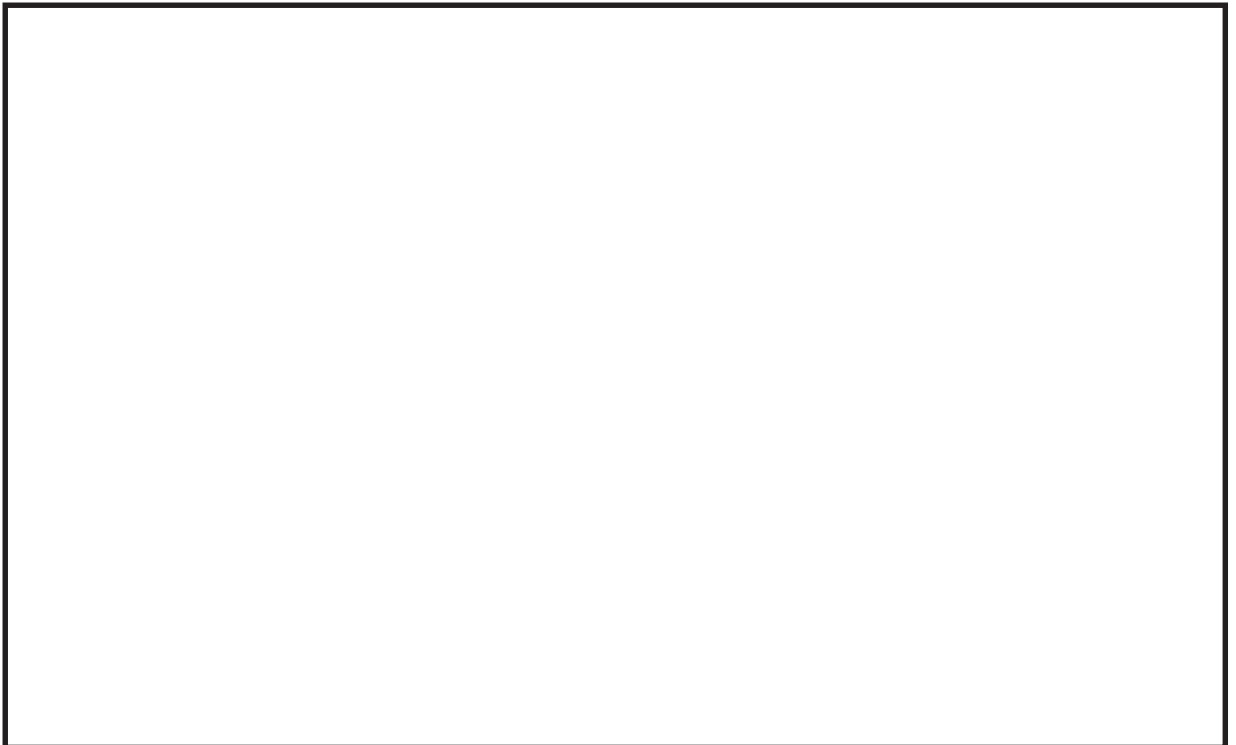


図 4-4 新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料の冷温時無限増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

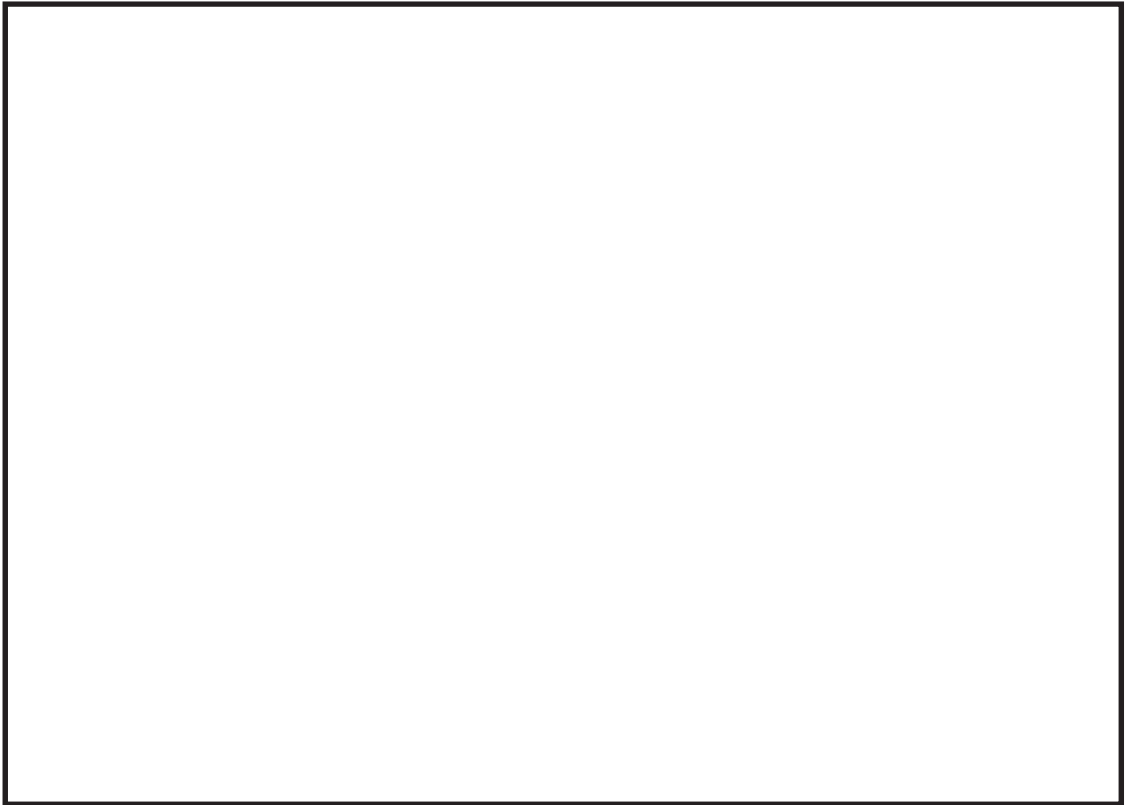


図 4-5 ラック板厚を変化させた場合の k_{eff} の変化

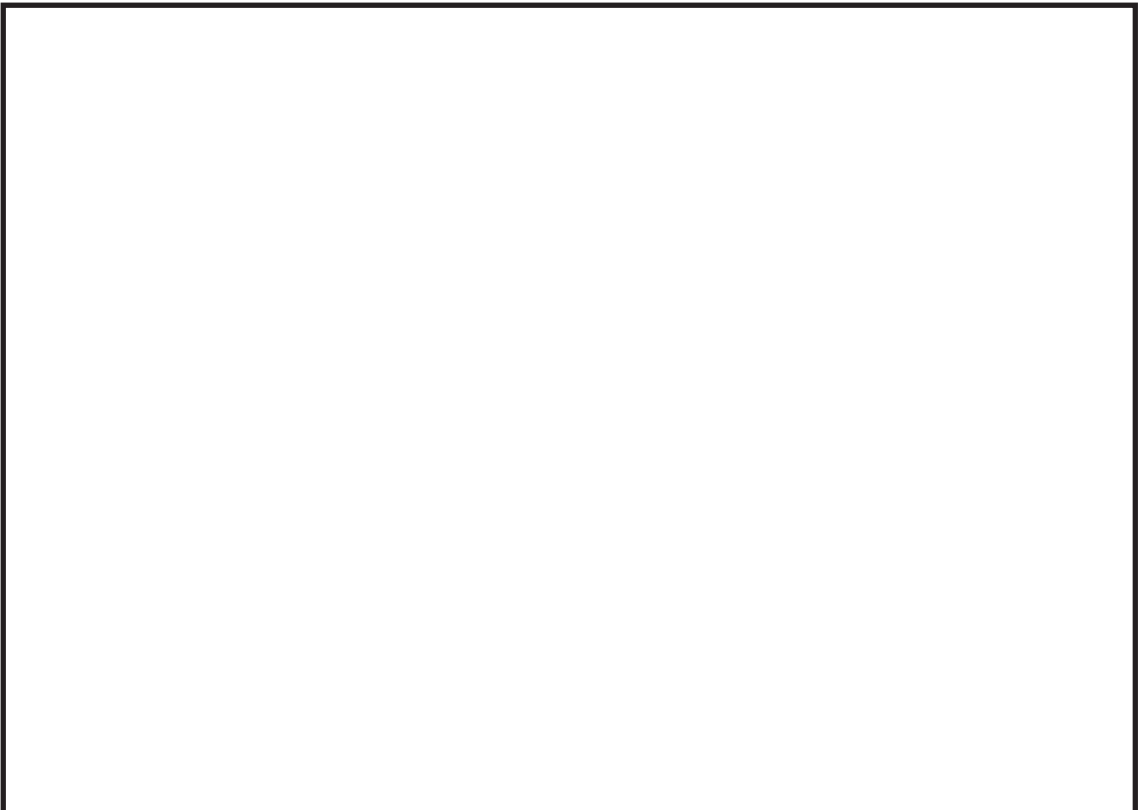


図 4-6 ラックピッチを変化させた場合の k_{eff} の変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

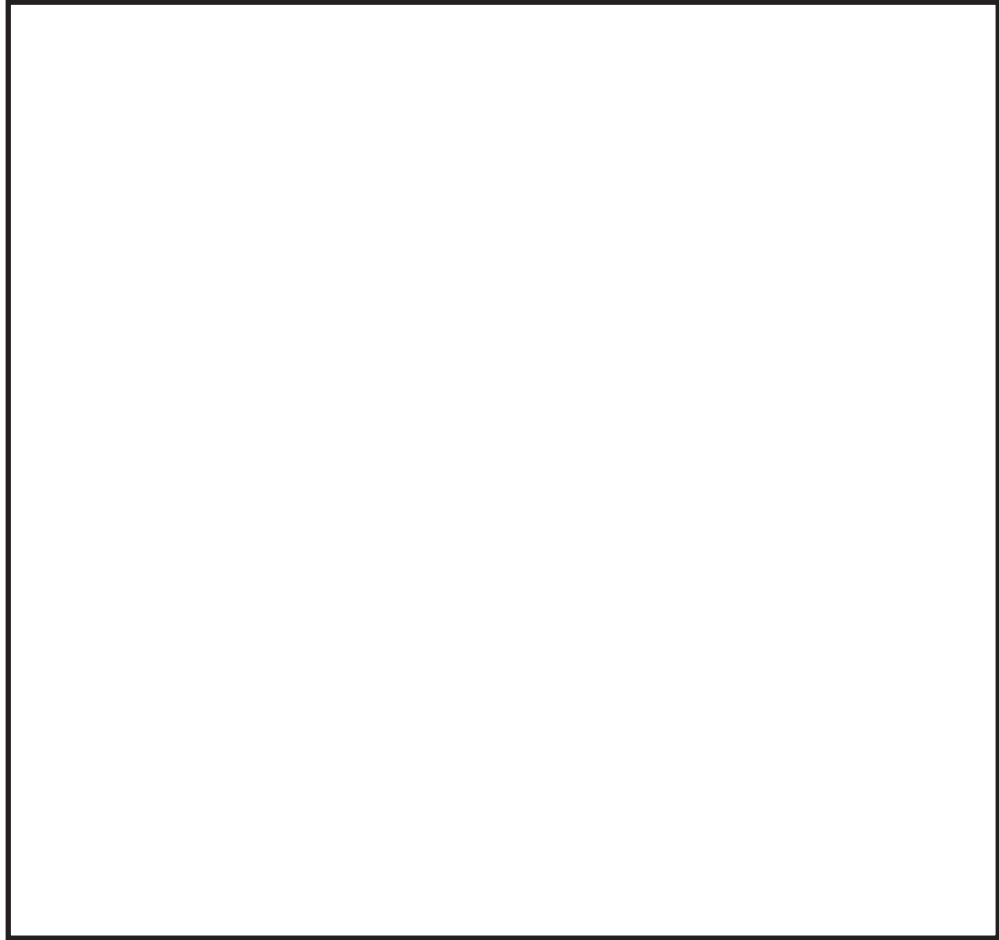


図 4-7 ラック内のりを変化させた場合の k_{eff} の変化

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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（ラック配置は実効増倍率が高くなる偏心配置）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であること、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、パラメータ範囲の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（+燃料偏心配置影響）については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果に含まれている。統計誤差 3σ （実効増倍率 [] に対し、統計誤差 3σ は []）についても SCALE の解析結果として実効増倍率に加えた値を評価結果としている（表 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、女川原子力発電所第 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（ $\approx 100\% \Delta k$ ）のバージョン間の差異は $0.1\% \Delta k \sim 0.2\% \Delta k$ と小さく、統計誤差 $0.002 \sim 0.004$ と比較して有意でない。

5.3 評価方法

女川原子力発電所第 2 号機の使用済燃料プール未臨界性評価条件としては、ラック製造公差や偏心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、密度等の比較的詳細な項目に及ぶ製造公差。ラック配置は未臨界度が厳しくなる偏心配置）、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

[]
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

項目	単位	未臨界評価で用いた 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	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%	0.50		
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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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	
製造公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	ϵ_f	—*1
	ラック製造公差 (+燃料偏心配置影響)	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、ラック製造公差を実効増倍率が保守的になるように見込み、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(+燃料偏心配置影響)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) [%]

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

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、乾式キャスクの場合、乾燥状態のため、水による中性子の減速・吸収効果がある使用済燃料貯蔵ラックの方が中性子束がより減少する。

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（公益社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

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④）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

燃料配置	実効増倍率($K_{eff}+3\sigma$)
基本配置	
偏心配置①	
偏心配置②	
偏心配置③	
偏心配置④	0.924

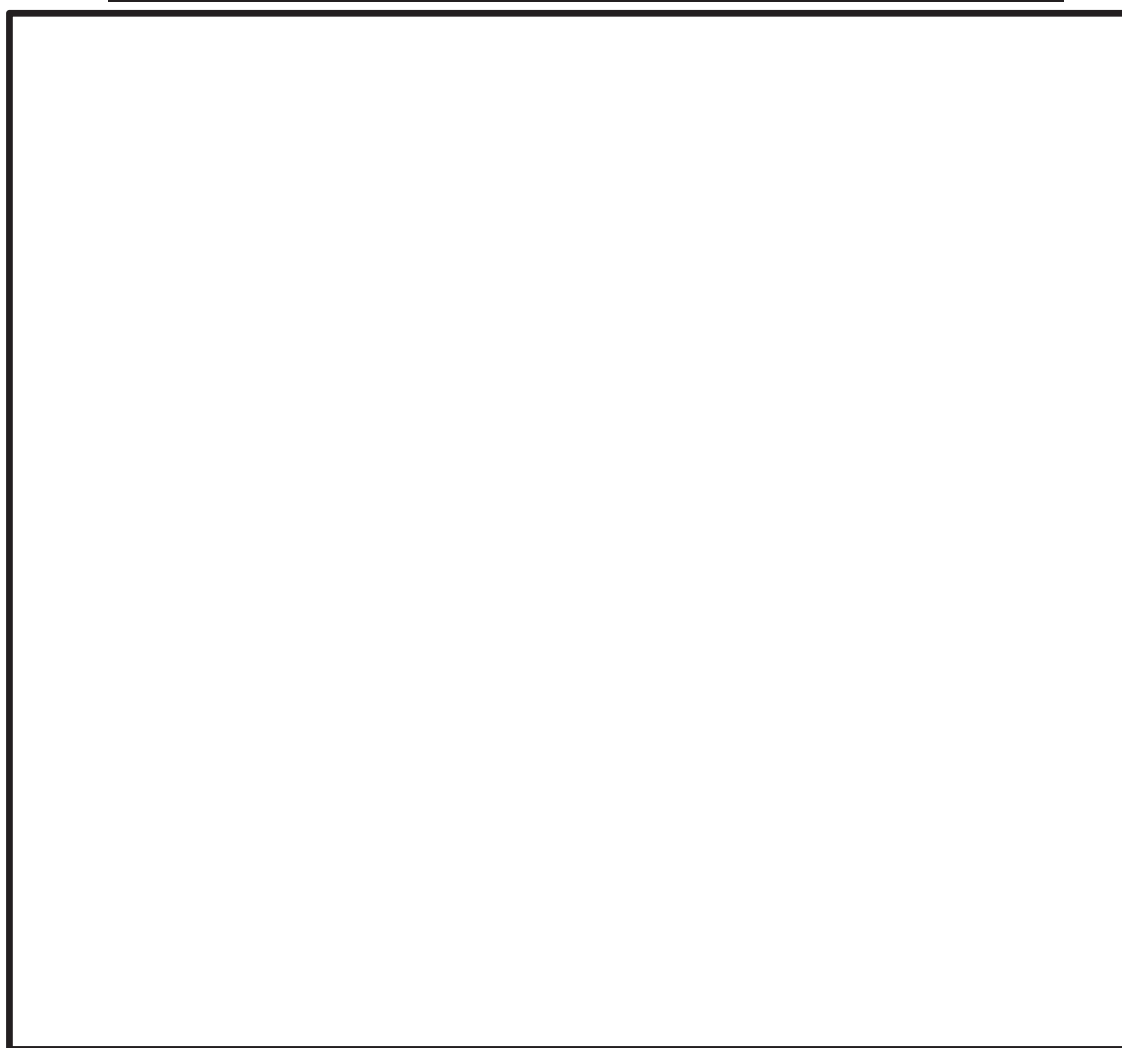


図1 燃料の使用済燃料貯蔵ラック中の偏心状況

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

未臨界評価の保守性および妥当性について

未臨界評価の保守性および妥当性について、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 $0\sim 1.0(\text{g}/\text{cm}^3)$ 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、鉛直方向を完全反射に設 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：完全反射	
		鉛直報告：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、 <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
4	その他 の条件	チャンネル・ボックスは装 着した状態を想定	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	
6	プール水条件の設定	水密度を $0\sim 1.0(\text{g}/\text{cm}^3)$ ま で変化させる	使用済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、 <u>妥当な条件</u> となる

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-3_改1

補足-320-3 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補足説明資料

1. 添付書類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」に係る添付資料（共通資料は除く）の記載内容を補足するための説明資料リストを以下に示す。

工認添付資料	補足説明資料
VI-1-3-3 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. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置
	2. 燃料交換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. キャスク取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
	6. 照射済燃料及び使用済燃料取扱い時の使用済燃料プールへの影響
	7. 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
	8. 使用済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

2. 別紙

(1) 工認添付資料と設置許可まとめ資料との関係【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

別紙 工認添付資料と設置許可まとめ資料との関係【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

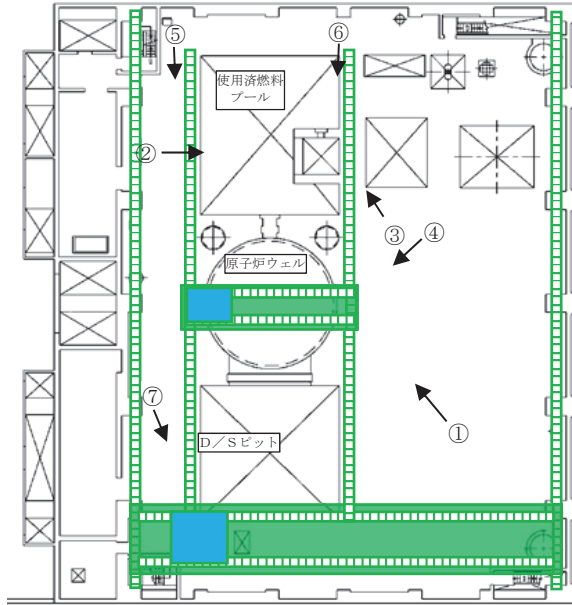
工認添付資料		設置許可まとめ資料			引用内容
VI-1- 3-3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設について	落下防止について引用 ただし、燃料交換機及び原子炉建屋クレーンに係る評価方法、評価結果については、各耐震計算書に示す。

補足説明資料目次

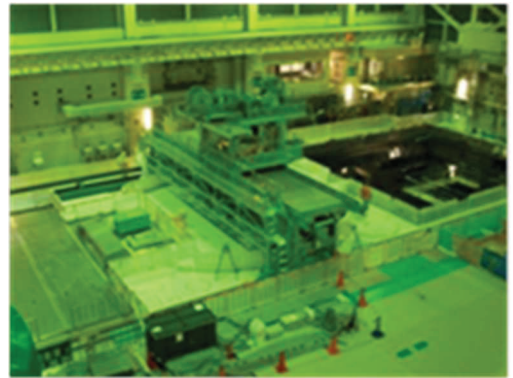
	頁
1. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置	1
2. 燃料交換機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について	2
3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて	4
4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策	6
5. キャスク取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響	10
6. 照射済燃料及び使用済燃料取扱い時の使用済燃料プールへの影響	13
7. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について	14
8. 使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物の抽出結果	15
別添1 重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について	23

1. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置

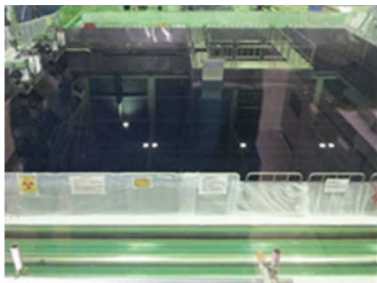
落下時に使用済燃料プールの機能へ影響を及ぼすおそれのある主要な重量物の配置を図 1-1 に示す。



原子炉建屋原子炉棟 3 階 概略全体平面図



①原子炉建屋原子炉棟 3 階全体



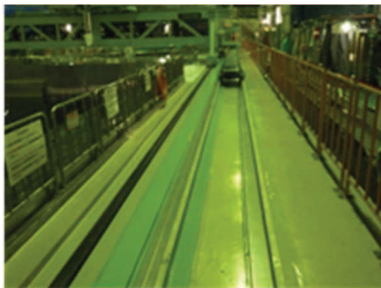
②使用済燃料プール全体



③原子炉建屋原子炉棟 3 階天井



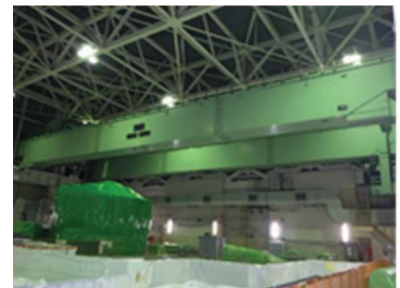
④燃料交換機



⑤使用済燃料プール側面



⑥使用済燃料プール側面



⑦原子炉建屋クレーン

図 1-1 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置

2. 燃料交換機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上へ待機配置せず、待機位置はD/Sピット又は原子炉ウェル上とする運用にすることで、使用済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、ストッパから基準地震動S_sでのすべりを考慮した距離を取る。図2-1～2に女川2号機の燃料交換機及び原子炉建屋クレーンの待機場所を示す。

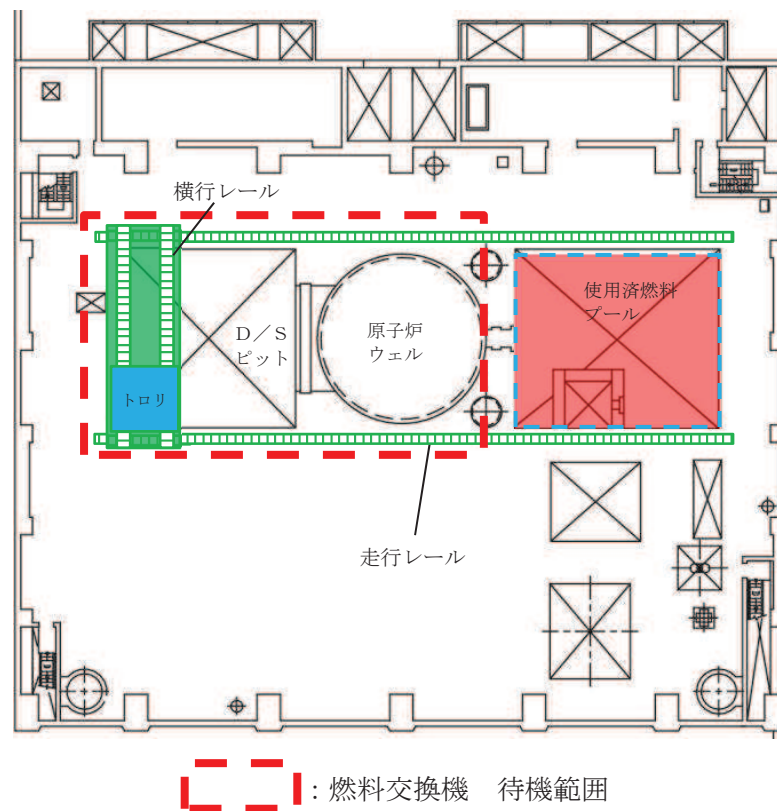


図2-1 燃料交換機待機場所

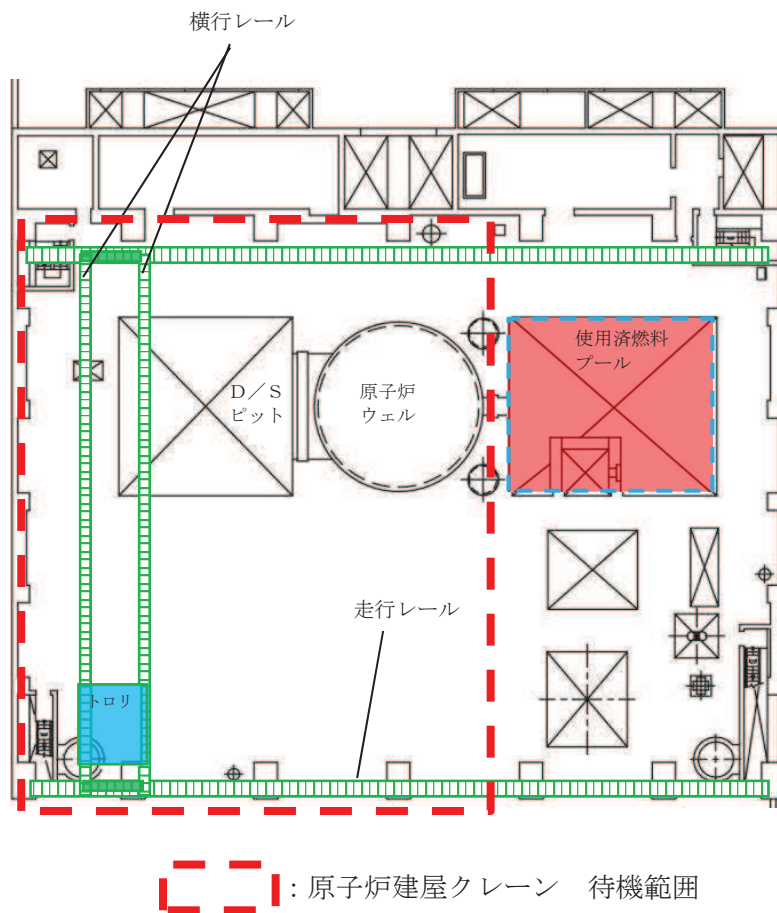


図 2-2 原子炉建屋クレーン待機場所

3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上使用済燃料輸送容器（以下「キャスク」という。）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原子炉棟3階運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済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りミットスイッチ及びインターロックによる可動範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスク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、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止している。

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とリミットスイッチ展開図の関係を図3-1～2に示す。なお、使用済燃料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。モードEはプラント建設時に使用済燃料貯蔵ラックを燃料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。

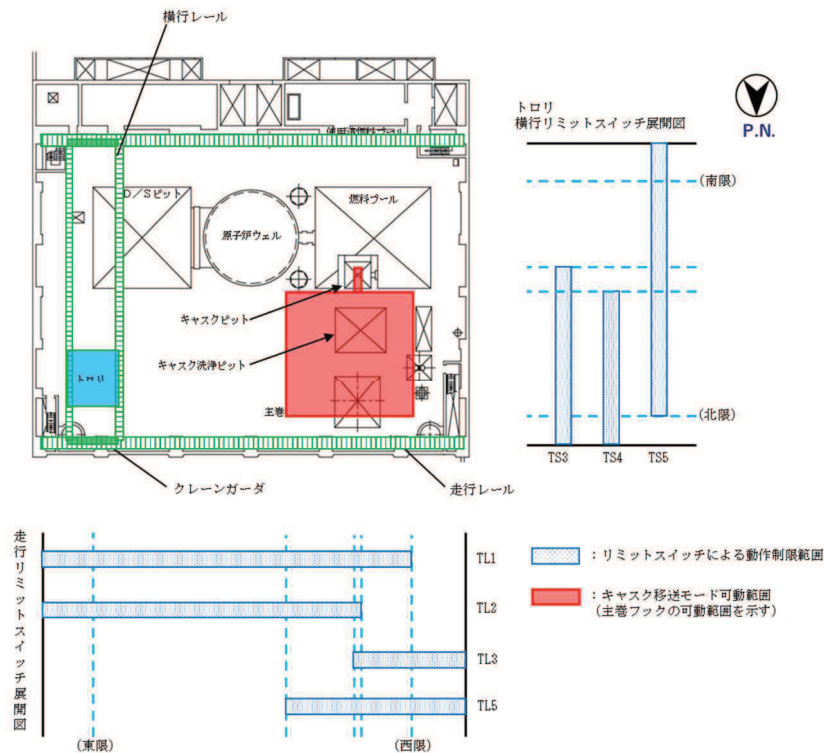


図3-1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

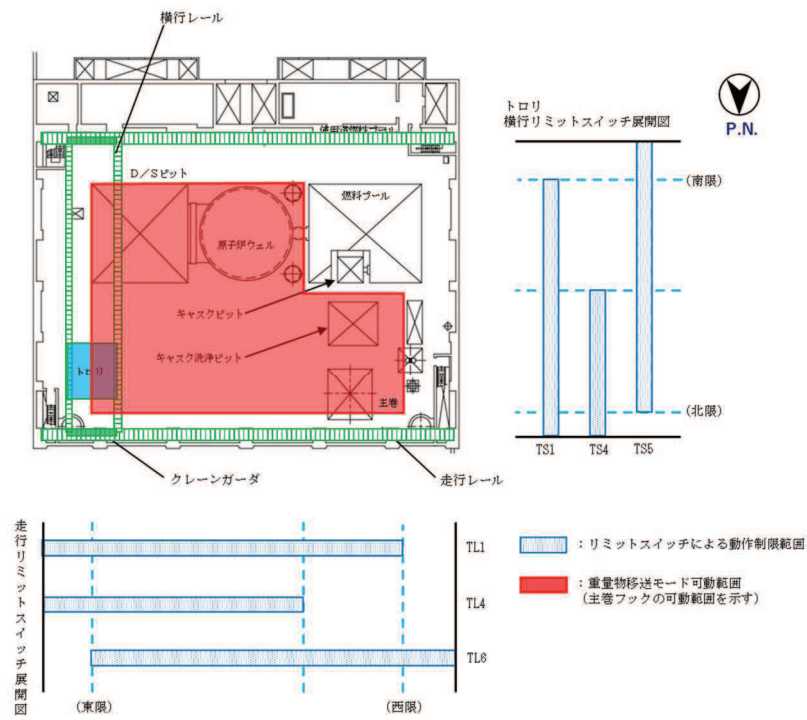


図 3-2 原子炉建屋クレーンのインターロック (B モード) による重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策

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（主巻）によって燃料取替床の床面へ搬入する。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）によって移送する。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、ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕をもったものを選定し、気中で確実に装着する。燃料チャンネル着脱機から使用済燃料プールのラック、ラック間及びラックー原子炉間の移送は燃料交換機を用いる。

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。

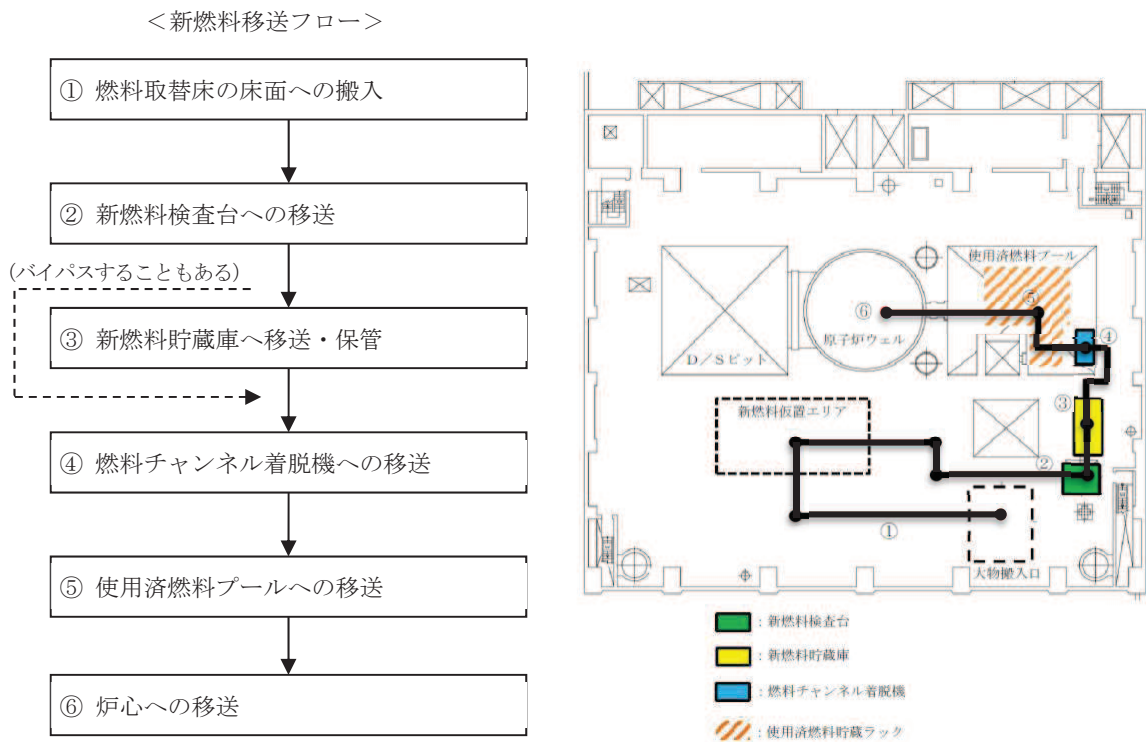


図4-1に示すとおり、新燃料を使用済燃料プールへ移送する際は、使用済燃料プール上を移送しない運用とし、使用済燃料プール上への落下を防止している（次頁「【参考】新燃料の入水作業」参照）。

原子炉建屋クレーンは、動力電源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具を装備し、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。

原子炉への燃料装荷の際には、燃料交換機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料交換機についても、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。

燃料チャンネル着脱機（図 4-2）は、使用済燃料プールの床面に設置し、ガイドレールがプール壁面の金物に差し込まれており、上部でボルト固定されている。燃料チャンネル着脱機は、1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れないよう上部で支持する固定具が一体（カート）となり昇降する設計となっている。カートはガイドレールに支持されており、ローラチェーンを介して最上限ストッパから下限ストッパの位置までの間を昇降（図 4-3）し、直接使用済燃料プールライニングに衝突しないため、使用済燃料プールライニングを損傷させることはない。なお、燃料集集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

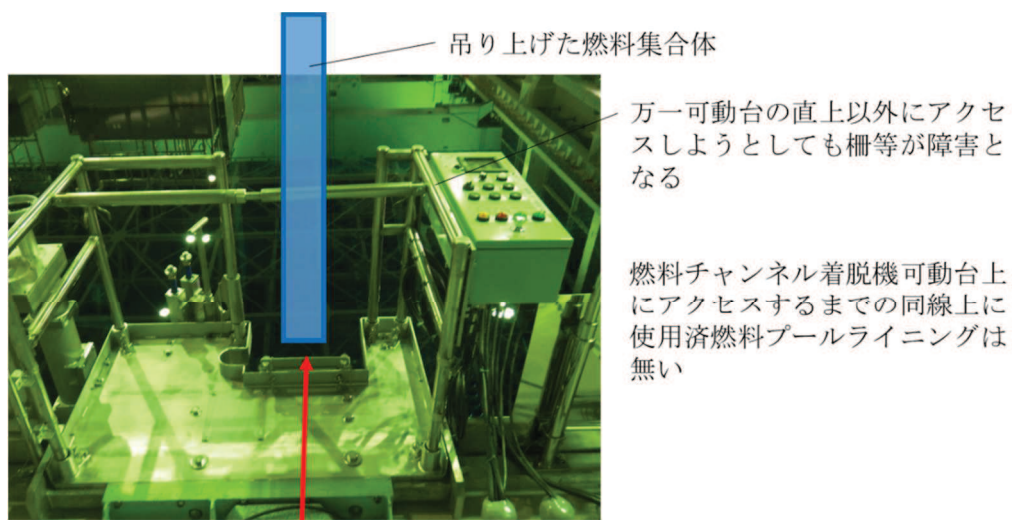
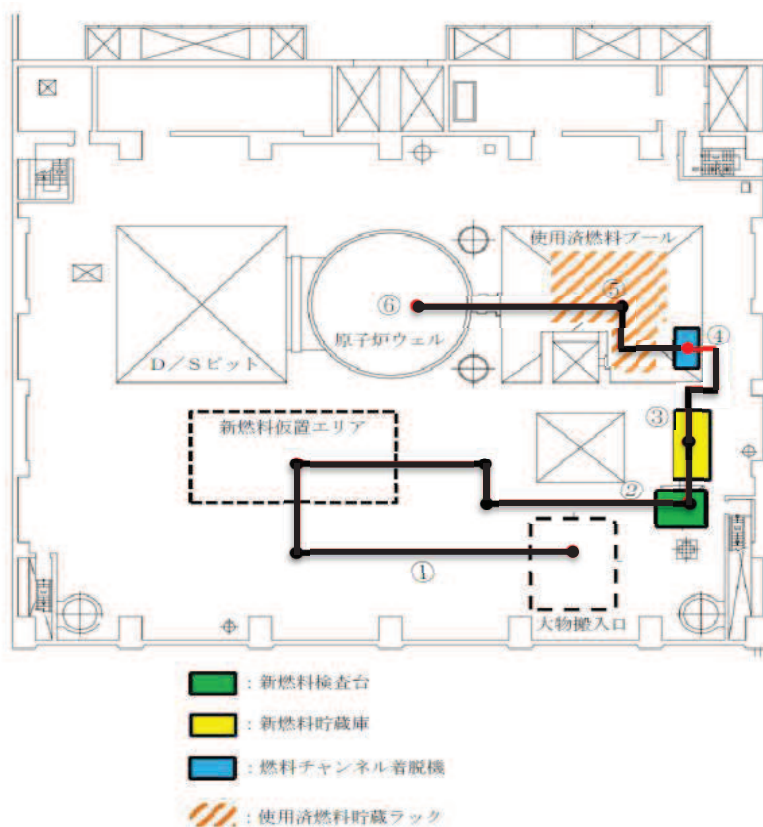
新燃料取扱時においては、燃料取替床の床面に搬入した新燃料輸送容器から、原子炉建屋クレーン（補巻）によって、燃料集集体を 1 体ずつ吊上げ、新燃料検査台にて受入検査しチャンネルボックスを装着した上で、再び原子炉建屋クレーン（補巻）にて吊上げて移送し（場合によっては新燃料貯蔵庫に貯蔵した後同様に吊上げて移送し）、燃料チャンネル着脱機に載せて使用済燃料プールに入水し、燃料交換機に受け渡す。

新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫にて、新燃料を吊り上げる際は、原子炉建屋クレーン（補巻）と吊具として使用す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、ナイロンスリングはメーカ値に対して、余裕をもったものを気中で確実に装着した上で、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の移送の際は、動線上にある構造物を避けるために必要な高さ（最大約 1.2m）に吊上げながら移動する。燃料チャンネル着脱機上に移送する際は、その直前に下降し、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送する。

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下ろす。

燃料チャンネル着脱機の可動台上部にある燃料をホールドする四角形の孔（ローラガイド）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、ゆっくりと確実に目視をしながら下部タイプレートの下端からローラガイドに挿入し、可動台下方の台座まで新燃料を下降させる。



参考図 チャンネル着脱機のカート場へ吊り下ろす直前の状況 (イメージ)

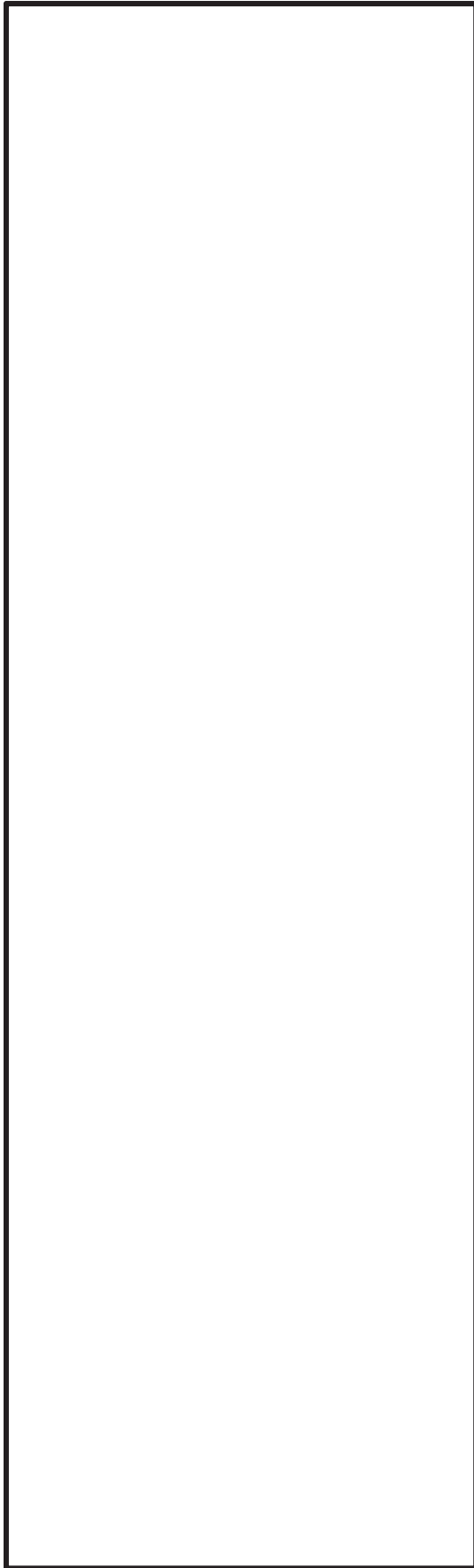


図 4-2 燃料チャンネル着脱機概略図

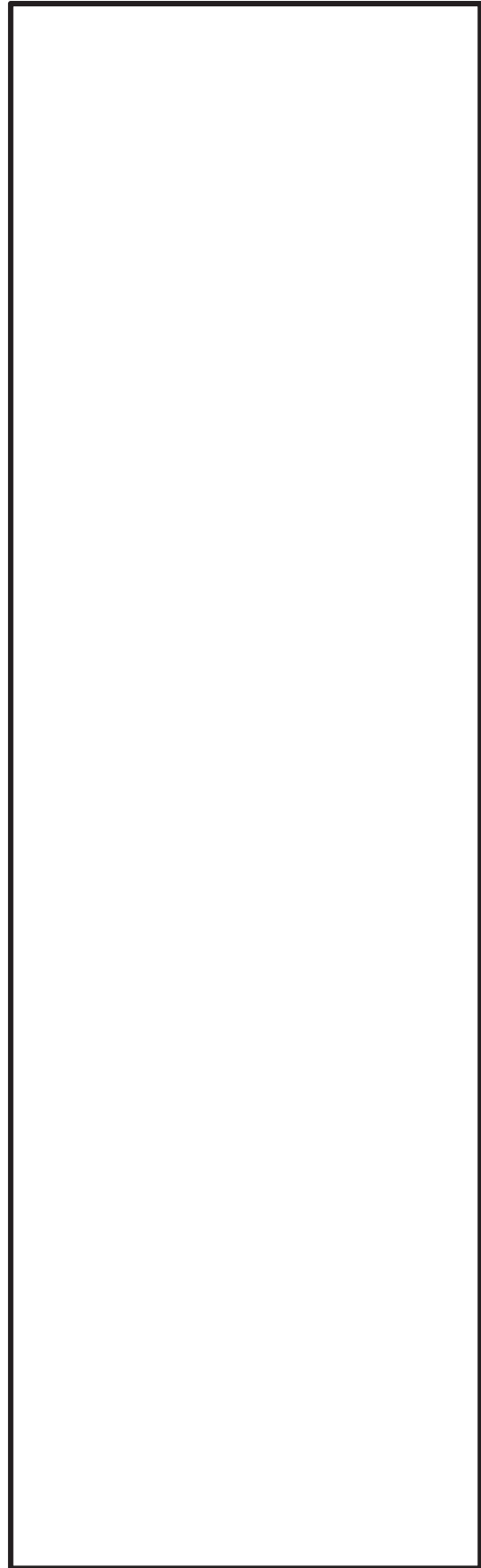


図 4-3 ストッパの位置

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5. キャスク取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

空のキャスクの取扱い作業は、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キャスク洗浄ピットへ移送を行い、キャスクピットにて使用済燃料の収納作業を行う。ラックからキャスクピットのキャスクへの使用済燃料の移送には燃料交換機を用いる。作業概要について第5-1図に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済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、使用済燃料プールへのキャスク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、動力電源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め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、キャスク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キャスク取扱い時に、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、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、キャスク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を設置するため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った^{*1,2}としても、使用済燃料プール水位維持のための使用済燃料プールライニング健全性は維持される。キャスクとキャスクピットゲートの上から見た位置関係を第5-2図に示す。

使用済燃料を燃料交換機にてキャスクに収納する際は、キャスクピットにアクセスするため、燃料交換機の作業選択を「キャスク搬入」に切り替える。通常、燃料を4992mmしか吊り上げられないインターロックとなっているが、作業選択が「キャスク搬入」の状態であり、かつ、燃料交換機がキャスクピットゲート手前の領域にある場合のみ、インターロック上、最大5469mmまで吊り上げられるようになる。第5-3図にキャスクとキャスクピットゲートの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キャスクは、使用済燃料プールとは隔離されたキャスク洗浄ピットにおいて、転倒防止装置を取り付けることにより固縛する。

注記 *1：キャスク取扱い時は、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プールと隔離されることから、キャスクがキャスクピット内に吊下ろされている状態で横行、走行方向に滑ったとしてもキャスクとキャスクピット壁の隙間は約 mm であり、使用済燃料プールライニングを損傷させない。

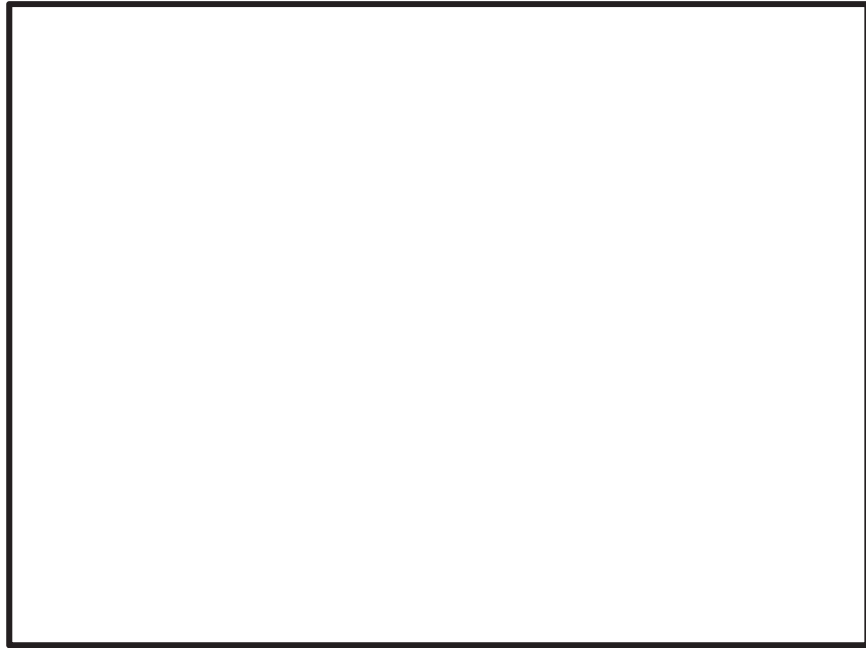
*2：鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生した場合の滑り量は、「補足 600-2 耐震評価対象の網羅性、既工認との手法の相違点の整理について」にて説明する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 5-1 キャスク取扱い作業フロー（例）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



キャスクの種類

番号	名称	外径 (mm)
1	キャスク (NFT-12B 型)	
2	キャスク (NFT-22B 型)	
3	キャスク (NFT-32B 型)	
4	キャスク (NFT-38B 型)	
5	固体廃棄物移送容器	

図 5-2 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係 (上から見た図)



図 5-3 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係 (横から見た図)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

6. 照射済燃料及び使用済燃料取扱い時の使用済燃料プールへの影響

使用済燃料プールのライニングには漏えい検知溝が設けられているが（図 6-1）、仮に燃料集合体が検知溝上に落下した場合、燃料集合体下部体プレート円周部範囲面による落下エネルギーがライニングに加わる。

この場合、下部タイプレート円周部の大きさ（ \square mm）に対し、検知溝の幅は小さい（ \square mm）ため、燃料集合体の下端が検知溝にはまり込み、貫通する恐れはない。

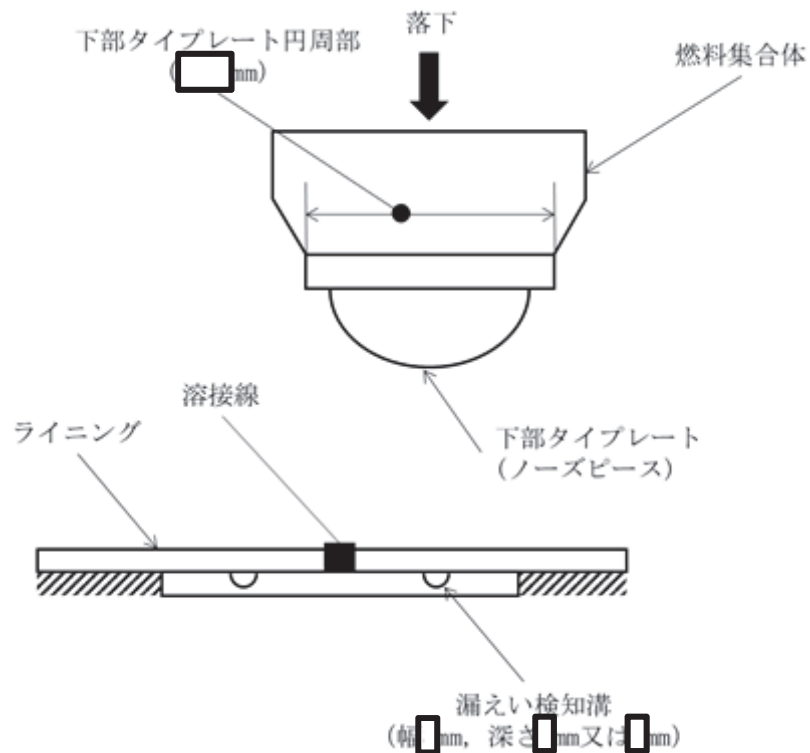


図 6-1 漏えい検知溝上への燃料集合体の落下

7. 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

燃料交換機は、ワイヤロープを2本有しており、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする（図7-1）。

ワイヤロープ1本の耐荷重は約 t であり、燃料集合体1体の重量（約 kg）は十分に保持可能である。

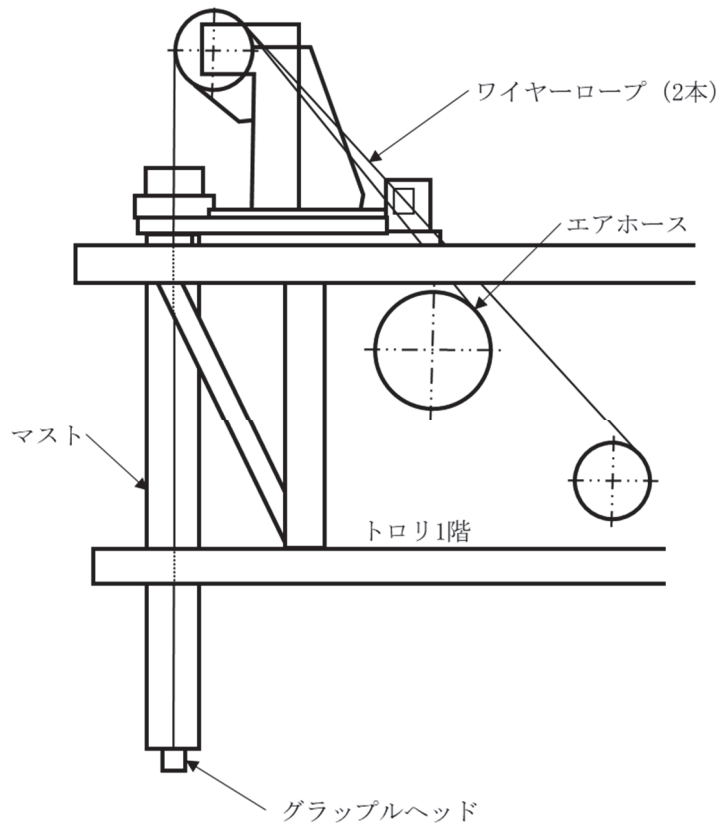


図7-1 燃料交換機ワイヤロープ概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

8. 使用済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

使用済燃料プール周辺設備等の重量物について、使用済燃料プールへの落下時に使用済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、使用済燃料プールとの位置関係、作業計画を踏まえて抽出した結果の詳細を表 8-1 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、使用済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、社内規程に基づき荷重評価を行い、設置場所や固定方法について検討した上で設置している。

また、使用済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、使用済燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧（表 8-2）、配置図（図 8-1）及び吊荷の落下防止対策（表 8-3）を以下に示す。

表 8-1 使用済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	詳細	抽出の考え方	使用済燃料プールに対する位置関係、作業計画を踏まえた落下防止対策
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス、耐震壁等	作業計画を踏まえ抽出	基準地震動 S s に対する落下防止対策
		照明		
		クレーンランウェイガード		
2	燃料交換機	燃料交換機	作業計画を踏まえ抽出	同上
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	作業計画を踏まえ抽出	同上
4	その他クレーン類	燃料コンテナ起立台	作業計画を踏まえ抽出	離隔、固縛等による落下防止対策※2
		新燃料検査台		
5	原子炉格納容器 (取扱具含む)	ドライウェル上蓋 (ボルト含む)	作業計画を踏まえ抽出	同上※2、3
		上蓋スリング		
6	原子炉压力容器 (取扱具含む)	上蓋	ワークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	同上※2、3
		R P V スタッドボルト		
		R P V スタッドテンションナ		
		R P V - O リング		
		上蓋保温材		
		上蓋スリング		
		スタッドボルトラック		
		燃料交換用鉛シールド		
		R P V スタッドテンションナ仮置き台		
7	内挿物 (取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器	ワークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	同上※2、3
		シュラウドヘッドボルト		
		シュラウドヘッドボルトレンチ		
		蒸気乾燥器		
		蒸気乾燥器・気水分離器吊り具		
		主蒸気ラインプラグ (操作盤含む)		
		グリッドガイド		
		インコア挿入ガイド		
		操作ボール+その他プール工具		
		L P R M 検出器		
		L P R M / ドライチューブ移送具		
		L P R M / ドライチューブ取扱具		
		引抜き I H T 錘		
		挿入用 I H T		
		インコアストロングバック		
		S R N M		
		中性子源		
		起動用中性子源ホルダ		
		燃料集集体		
		制御棒+燃料支持金具		
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具		
		制御棒		
		制御棒つかみ具		
		燃料チャンネル着脱機		
		チャンネルボックス		
		チャンネル移動つかみ具		
		チャンネル取扱具		
		チャンネル取扱ブーム		
		チャンネルボルトレンチ		
		ダブルブレードガイド		
ジェットポンプグラップル				
インコアモニタ切断具廃棄用つかみ具				
インコアモニタ切断具廃棄用カッター				
L P R M 保管箱				
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	ワークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料プールに影響を及ぼさない
		チャンネル貯蔵ラック		
		使用済燃料貯蔵ラック		
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック		
		新燃料貯蔵ラック		
		廃棄物 (L P R M) 収納容器		
		制御棒貯蔵ラック		
		制御棒貯蔵ハンガ		
燃料支持金具用単体貯蔵ラック				
9	プールゲート類	D / S プールゲート	ワ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
		使用済燃料プールゲート (大)		
		使用済燃料プールゲート (小)		
		キャスクビットゲート		

番号	抽出項目	詳細	抽出の考え方	使用済燃料プールに対する位置関係、作業計画を踏まえた落下防止対策
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	使用済燃料輸送容器 使用済燃料輸送容器蓋 使用済燃料輸送容器吊具 使用済燃料輸送容器蓋吊具	作業計画を踏まえ抽出 (ウォークダウン時はなし。作業時原子炉建屋に搬入)	同上 ^{*2, 3}
11	電源盤類	照明用分電盤 作業用分電盤 エレベータ用変圧器 燃料交換機主電動機駆動用変圧器 燃料チャンネル着脱機制御盤 新燃料検査台制御盤 原子炉建屋天井クレーン制御盤 原子炉建屋クレーン電源現場操作箱 燃料プール状態表示盤 燃料取替床照明用安定器収納盤 火災報知機総合盤	ウォークダウンにより抽出	同上 ^{*2}
12	フェンス・ラダー類	手摺り D/Sプール用梯子 原子炉ウエル用梯子 新燃料検査用ラダー	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 ^{*2, 3}
13	装置類	静的触媒式水素再結合装置 除染装置	ウォークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	同上 ^{*2, 3}
14	作業機材類	水中カラーTVカメラヘッド 水中カラーTVカメラケーブル 水中カラーTVカメラ制御盤 水中白黒カメラヘッド 水中白黒カメラ ケーブル 水中白黒カメラ制御装置 水中照明 炉内照明(気中投光式) 工具棚	ウォークダウンにより抽出	同上 ^{*2, 3}
15	計器・カメラ・通信機器類	ベージング用スピーカ ベージング用ハンドセット ITVカメラ IAEAカメラ 使用済燃料プール監視カメラ 水素濃度計 原子炉建屋内水素濃度 地震観測装置 エリア放射線モニタ 燃料取替エリア放射線モニタ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量) SGTSトレイン出口流量発信器(スタンション含む) HWHサージタンク水位発信器(スタンション含む) 原子炉建屋外気差圧発信器(スタンション含む) RCWサージタンク水位発信器(スタンション含む) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式) 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 使用済燃料プールレベルスイッチ 使用済燃料プール水温度 チャンネルボックス測定装置信号箱 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	ウォークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	同上 ^{*2, 3}
16	試験・検査用機材類	模擬燃料集合体 スタッドボルト用試験片 炉内シッピング 制御装置 炉外シッピング コンテナ 炉外シッピング シッパーキャップ テストウェイト キャリブレーション用治具キャスク 新燃料貯蔵庫カバー	ウォークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料プールに影響を及ぼさない
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	D/Sピット側スロットプラグ(A) D/Sピット側スロットプラグ(B) D/Sピット側スロットプラグ(C)	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 ^{*2, 3}

番号	抽出項目	詳細	抽出の考え方	使用済燃料プールに対する位置関係、作業計画を踏まえた落下防止対策
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	原子炉ウエルカバー (Aタイプ)	ウォークダウンにより抽出	同上 ^{※2, 3}
		原子炉ウエルカバー (Bタイプ)		
		原子炉ウエルカバー (Cタイプ)		
		原子炉ウエルカバー (Dタイプ)		
		原子炉ウエルカバー (Eタイプ)		
		スキマサージタンクハッチカバー (A)		
		スキマサージタンクハッチカバー (B)		
		使用済燃料プール側スロットプラグ (A)		
		使用済燃料プール側スロットプラグ (B)		
		使用済燃料プール側スロットプラグ (C)		
		使用済燃料プール側スロットプラグ (D)		
		D/Sビットカバー (No. 1)		
		D/Sビットカバー (No. 2)		
		D/Sビットカバー (No. 3)		
		D/Sビットカバー (No. 4)		
		D/Sビットカバー (No. 5)		
		D/Sプラグ吊り具		
ウエルカバー吊り具				
大物搬入口ハッチカバー				
電動ハッチ装置				
18	その他	配管等	ウォークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	離隔、固縛等による落下防止対策 ^{※2}
		タンク類		
		非常誘導灯		
		屋内消火栓消火設備		
		掲示物		
		窓ガラス		
		空調ダクト		
		原子炉建屋ベント装置		
		サービスボックス・電源ボックス蓋		
		消火器格納庫		
		原子炉建屋真空清掃設備掃除用収納箱		
		ケーブル原子炉建屋真空清掃設備掃除用収納箱		
		救命用具		
		定期検査用資機材		
		スプレインズル		

※1 なお、重量物の抽出にあたっては、ニューシア情報を確認し重量物の固縛措置等に関して、女川原子力発電所第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 離隔、固縛等による落下防止対策の詳細について第8-2表にて記載する。

※3 吊り上げ時の落下防止対策の詳細について第8-3表にて記載する。

表 8-2 使用済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 (使用済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	燃料コンテナ起立台	使用済燃料プールからの距離、形状、床の段差
		2	新燃料検査台	
5	原子炉格納容器 (取扱具含む)	3	ドライウエル上蓋 (ボルト含む)	使用済燃料プールからの距離、重量、形状
		4	上蓋スリング	
11	電源盤類	5	照明用分電盤	使用済燃料プールからの距離、形状、床の段差
		6	作業用分電盤	
		7	エレベータ用変圧器	
		8	燃料交換機主電動機駆動用変圧器	
		9	燃料チャンネル着脱機制御盤	
		10	新燃料検査台制御盤	
		11	原子炉建屋天井クレーン制御盤	
		12	原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	
		13	燃料プール状態表示盤	
		14	燃料取替床照明用安定器収納盤	
		15	火災報知機総合盤	
15	計器・カメラ・通信 機器類	16	ページング用スピーカ	使用済燃料プールからの距離、形状、床の段差
		17	ページング用ハンドセット	
		18	I T Vカメラ	
		19	I A E Aカメラ	
		20	使用済燃料プール監視カメラ	
		21	水素濃度計	
		22	原子炉建屋内水素濃度	
		23	地震観測装置	
		24	エリア放射線モニタ	
		25	燃料取替エリア放射線モニタ	
		26	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	
		27	S G T S トレイン出口流量発信器 (スタンション含む)	
		28	H W H サージタンク水位発信器 (スタンション含む)	
		29	原子炉建屋外気差圧発信器 (スタンション含む)	
		30	R C W サージタンク水位発信器 (スタンション含む)	
		31	チャンネルボックス測定装置信号箱	
32	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置			
18	その他	33	配管等	使用済燃料プールからの距離、形状、床の段差
		34	タンク類	
		35	非常誘導灯	
		36	屋内消火栓消火設備	
		37	窓ガラス	
		38	空調ダクト	
		39	原子炉建屋ベント装置	
		40	サービスボックス・電源ボックス蓋	
		41	原子炉建屋真空清掃設備掃除用収納箱	
		42	ケーブル原子炉建屋真空清掃設備掃除用収納箱	
		43	スプレイノズル	

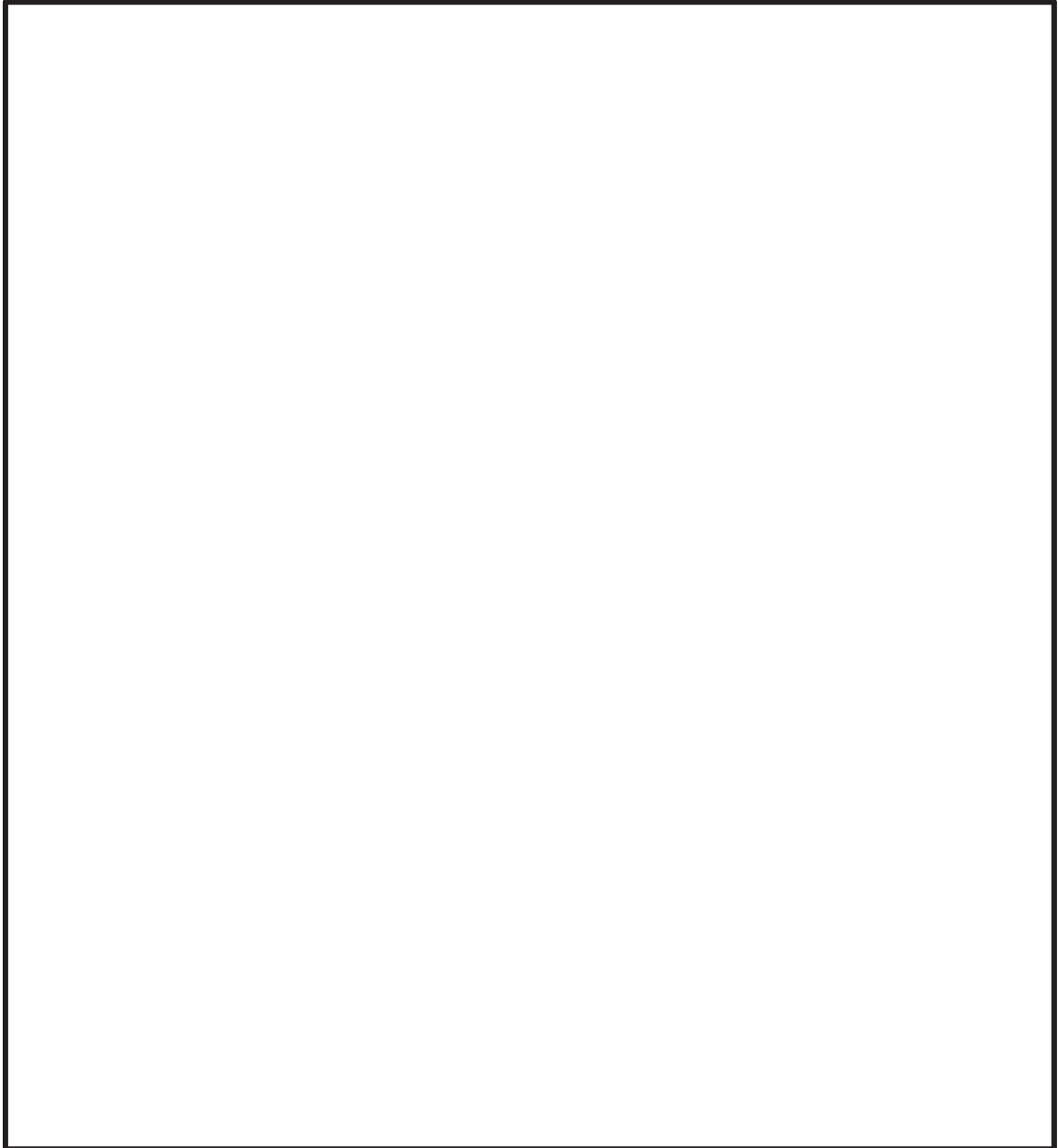


図 8-1 使用済燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 8-3 吊荷の落下防止対策

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	原子炉格納容器 (取扱具含む)	ドライウェル上蓋（ボルト含む）	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
		上蓋スリング	主巻	工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。
6	原子炉圧力容器 (取扱具含む)	上蓋	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
		R P Vスタッドボルト	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤー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。
		R P Vスタッドテンションナ	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
		R P V-Oリング	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤー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。
		上蓋保温材	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
		上蓋スリング	主巻	工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。
		スタッドボルトトラック	主巻／補巻・汎用吊具	主巻は工認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。ワイヤー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。
		燃料交換用鉛シールド	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
7	内挿物 (取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
		シュラウドヘッドボルトレンチ	燃料交換機・専用吊具	燃料交換機は工認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	主巻・専用吊具	主巻は工認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・気水分離器吊り具		
		主蒸気ラインプラグ（操作盤含む）		
		グリッドガイド	燃料交換機・専用吊具	燃料交換機は工認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。
		インコア挿入ガイド		
		操作ボール+その他プール工具		
		L P R M検出器		
		L P R M／ドライチューブ移送具	補巻／燃料交換機・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。燃料交換機は工認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。
		L P R M／ドライチューブ取扱具	燃料交換機・専用吊具	燃料交換機は工認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。
		引抜きIHT錘		
		挿入用IHT		
		インコアストロングバック	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。
		S R N M	燃料交換機・専用吊具	燃料交換機は工認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。
		中性子源		
		起動用中性子源ホルダ		
		燃料集合体	燃料交換機	工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。
		制御棒+燃料支持金具	燃料交換機・専用吊具	燃料交換機は工認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。
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具		
		制御棒		
制御棒つかみ具				
チャンネル移動つかみ具				
ダブルブレードガイド	燃料交換機・専用吊具	燃料交換機は工認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。		
ジェットポンプグラブプル				
インコアモニタ切断具廃棄用つかみ具	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。		
インコアモニタ切断具廃棄用カッター	補巻／燃料交換機・専用吊具	補巻はクレーン構造規格による。燃料交換機は工認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。		
L P R M保管箱	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤー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・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
9	プールゲート類	D/Sプールゲート	主巻・汎用吊具	主巻は工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。ツインスリング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。
		使用済燃料プールゲート（大）	補巻/3t ホイスト・汎用吊具	補巻/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。
		使用済燃料プールゲート（小）		
10	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	主巻は工認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。
		使用済燃料輸送容器蓋	主巻	
		使用済燃料輸送容器吊具		
		使用済燃料輸送容器蓋吊具		
12	フェンス・ラダー類	D/Sプール用梯子	補巻/3t ホイスト・汎用吊具	補巻/ホイストはクレーン構造規格による。ナイロンスリング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		
13	装置類	除染装置	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。ナイロンスリング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。
14	作業機材類	水中白黒カメラ制御装置	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。
16	試験・検査用機材類	模擬燃料集合体	燃料交換機	工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。
		スタッドボルト用試験片	補巻・汎用吊具	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。
		炉内シッピング 制御装置		
		炉外シッピング コンテナ		
		炉外シッピング シッパーキャップ		
		テストウエイト	燃料交換機	工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。
キャリブレーション用治具キャスク	補巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。ワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率6以上のものを使用。		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	D/Sビット側スロットプラグ（A）	主巻・専用吊具	主巻は工認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。
		D/Sビット側スロットプラグ（B）		
		D/Sビット側スロットプラグ（C）		
		原子炉ウエルカバー（Aタイプ）	主巻・汎用吊具	補巻はクレーン構造規格による。スリング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。
		原子炉ウエルカバー（Bタイプ）		
		原子炉ウエルカバー（Cタイプ）		
		原子炉ウエルカバー（Dタイプ）		
		原子炉ウエルカバー（Eタイプ）		
		スキマサージタンクハッチカバー（A）	20t ホイスト・汎用吊具	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。
		スキマサージタンクハッチカバー（B）		
		使用済燃料プール側スロットプラグ（A）		
		使用済燃料プール側スロットプラグ（B）		
		使用済燃料プール側スロットプラグ（C）		
		使用済燃料プール側スロットプラグ（D）		
		D/Sビットカバー（No. 1）		
		D/Sビットカバー（No. 2）		
		D/Sビットカバー（No. 3）		
D/Sビットカバー（No. 4）				
D/Sビットカバー（No. 5）				
D/Sプラグ吊り具	主巻・専用吊具	主巻は工認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。		
ウエルカバー吊り具	主巻	主巻は工認VI-1-3-3 3.落下防止対策による。		

重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について

チャンネルボックスはチャンネルファスナによって上部タイプレートに結合されており、チャンネルファスナを通じて上部タイプレートを支えている。その荷重は摩擦によって7つのスペーサ及び下部タイプレートにかかっている。7つのスペーサは2本のウォータロッドのうちの1本に結合しており、支持されている。したがって、燃料棒でなくウォータロッドにチャンネルボックスへの重量物の荷重がかかることになる（図1）。

以上を考慮すると、チャンネルボックスによる支持を無視し、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。

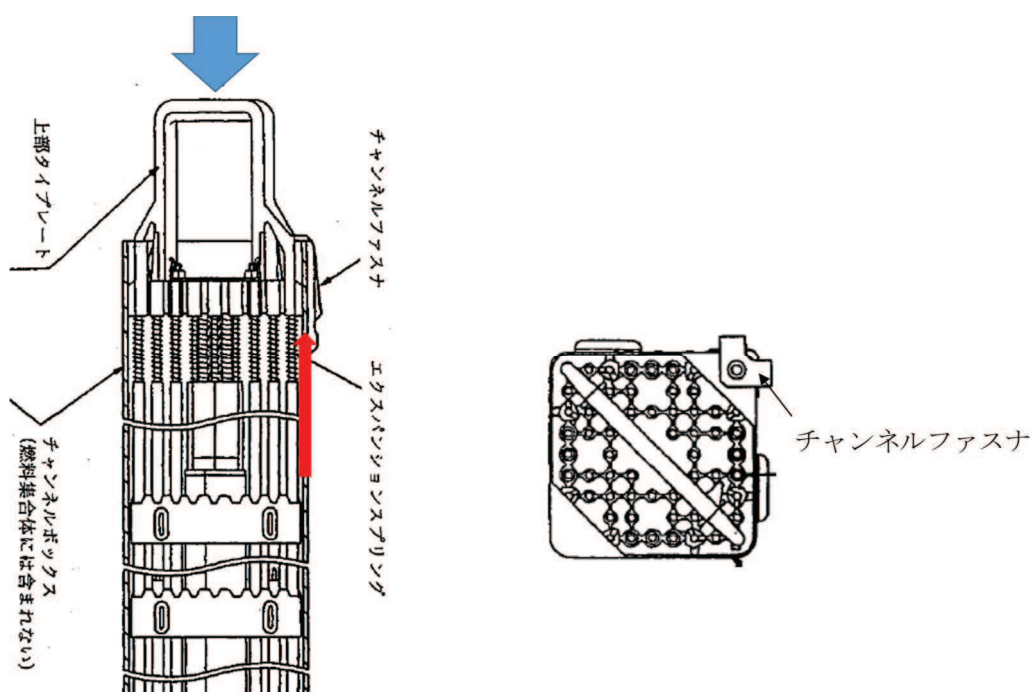


図1 チャンネルボックスの受ける荷重について

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-4_改1

補足-320-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する補足説明資料

目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出期間（10日）及び停止期間（57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. 可搬型スプレイ設備に係る安全性向上対応	4
別添1 使用済燃料プールへのスプレイ量の評価	7
別添2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価	13
別添3 使用済燃料プールゲートのスロッシングに対する評価	16

1. 評価条件のうち、燃料取出期間（10日）及び停止期間（57日）の妥当性

(1) 燃料取出期間（10日）の妥当性

使用済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使用済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、その妥当性について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12日間と比較し保守的な設定となっている（図1-1参照）。
- ・全燃料取出しを行った至近3回の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 施設定期検査主要工程表

表 1-1 全燃料取出しを行った至近の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
第9回	約16.7日
第10回	約10.6日
第11回	約11.2日

(2) 停止期間（57日）の妥当性

使用済燃料プール水の蒸発量の評価条件のうち、停止期間は57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2号機の定期検査実績および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 至近3回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
第9回	112日
第10回	186日
第11回	126日*
停止日数の平均	約141日

*保守的に2011年3月11日（起動中に自動停止）とする。

なお、女川1号の停止期間は70日としているが、2018年12月21日に運転を終了していることから保守的な設定である。

崩壊熱評価で得られた値から求められる使用済燃料プール水の蒸発量に対して、燃料プール代替注水系又は燃料プールスプレイ系により使用済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り、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

使用済燃料プール水の蒸発量の評価条件における，使用済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。

使用済燃料プール内には，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 10 kW 程度*¹であり，使用済燃料の崩壊熱である約 6.7 MW と比較して十分小さく，使用済燃料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。

$$\text{発熱量[W]} = \text{制御棒放射能[Bq]} \times$$

$$(\text{ガンマ線エネルギー} + \text{ベータ線エネルギー}) [\text{eV}] \times 1.6 \times 10^{-19} [\text{J/eV}]$$

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 ⁶⁰Co，⁵⁸Co 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. 可搬型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、使用済燃料プールの冷却能力を維持又は復旧させるための緩和措置の策定」を要求している。（このため、緩和措置は「B.5.b」と称されている。）

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

10CFR50.54(hh) (2)

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

- (i) Fire fighting;
- (ii) Operations to mitigate fuel damage; and
- (iii) Actions to minimize radiological release.

このB.5.bのフェーズ2（使用済燃料プール）、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、使用済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200 gpm（約45.4 m³/h）のスプレイを行うこと。
- ・使用済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、使用済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) 使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

スプレイノズルは、使用済燃料プール近傍へ設置し、使用済燃料プールに 126 m³/h の流量で使用済燃料プール全体にスプレイできる設計とすることから、使用済燃料プールの蒸発量（約 9.7 m³/h）及び NEI ガイド要求（約 45.4 m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づくスプレイ分布を別添 1 の図 1-1 及び図 1-2 に、使用済燃料プールにおける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 2-1～図 2-3 及び図 3-1～図 3-3 に示す。

スプレイ試験に基づくと、蒸発量（約 9.7 m³/h）及び NEI ガイド要求（約 45.4 m³/h）を上回るスプレイ量（約 126 m³/h）が確保できると評価できる（別添 1 参照）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

使用済燃料プール全体への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。

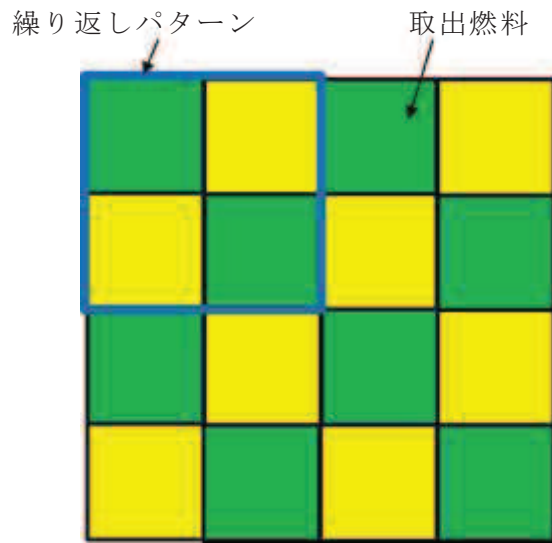
これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水との直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

スプレイ水は、直接スプレイされない場合でも、使用済燃料プール周辺からの流れ込みや使用済燃料プール雰囲気温度の冷却等、間接的に冷却にも寄与できる。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、使用済燃料プール内雰囲気を 100 °C 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燃料被覆管表面温度を評価したところ、200 °C 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 °C 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、使用済燃料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、かつ水位低下が継続する場合において、使用済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）



【1×1 パターン】

図 3-1 分散配置パターンの例

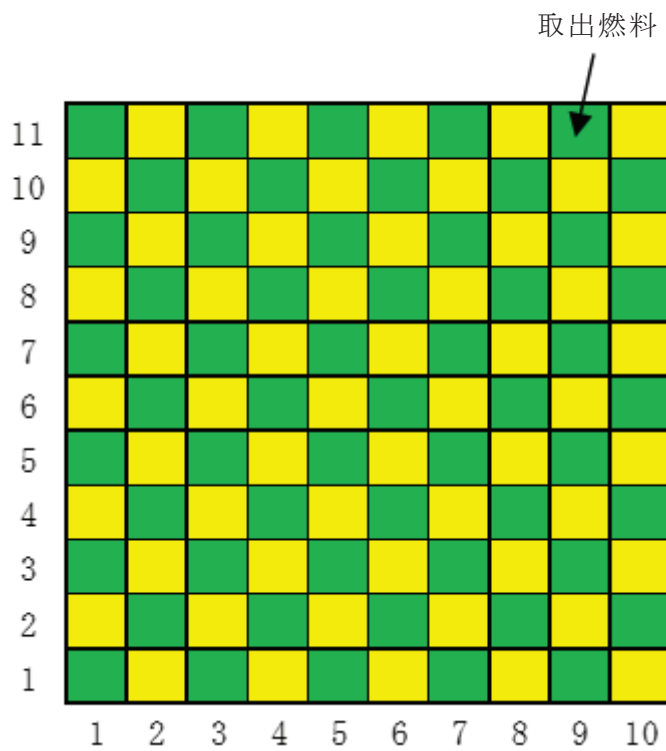


図 3-2 取出燃料を 110 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

女川原子力発電所第2号機で採用するスプレイノズルに関して、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ノズルの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定し、それに基づき使用済燃料プールへのスプレイ量の評価した結果を以下に示す。

1. スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

(1) スプレイ試験条件

(水平飛距離を 10m とした場合)



(水平飛距離を 15m とした場合)



(2) スプレイ試験結果

水量の計測結果は図 1-1 及び図 1-2 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

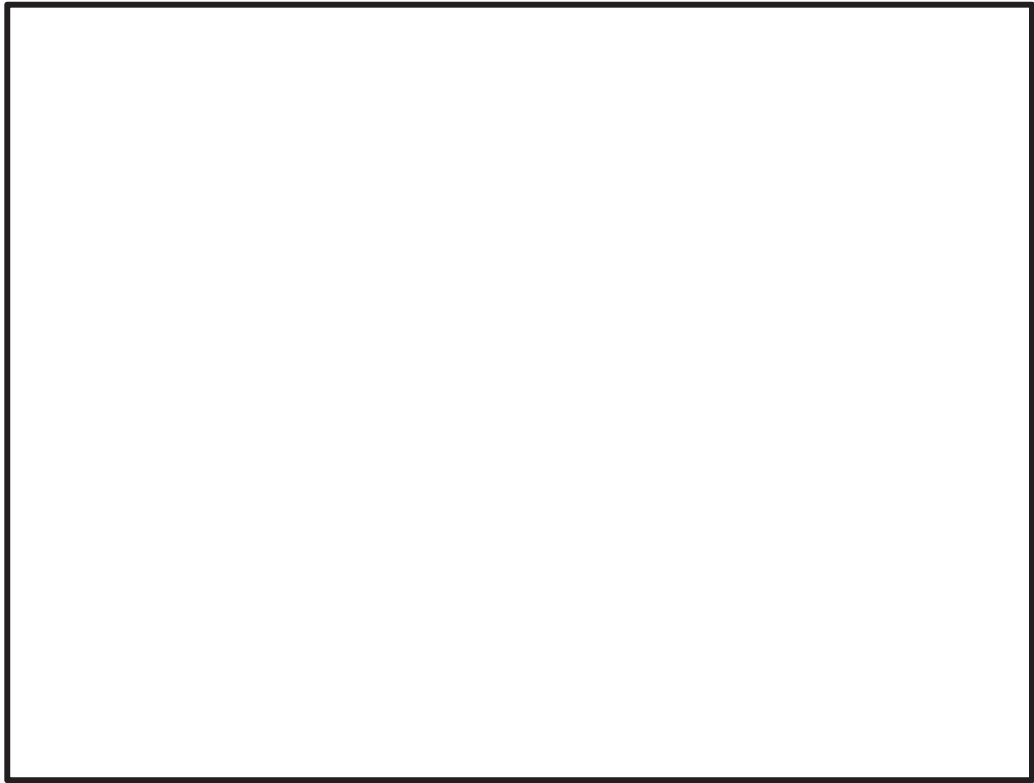


図 1-1 スプレー量分布（水平飛距離 10 m）

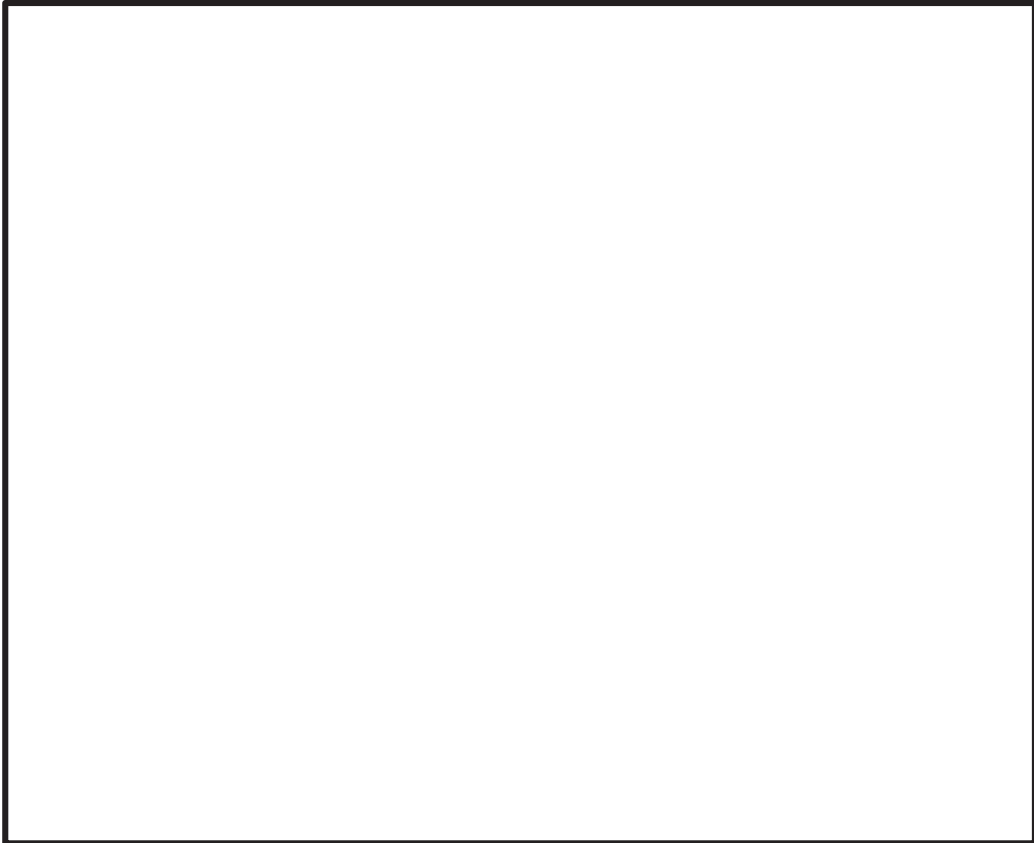


図 1-2 スプレー量分布（水平飛距離 15 m）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 燃料プールスプレイ系（常設配管）のスプレイ量の評価

図 1-1 及び図 1-2 のスプレイ分布に基づき、スプレイノズルの設置位置から使用済燃料プールへのスプレイ量を評価した。

図 2-1～図 2-3 にスプレイ分布と使用済燃料プールとの位置関係を示す。

スプレイ試験では、等間隔に配置した容器でスプレイ量が計量されているが、このうち使用済燃料プールの領域に含まれる容器は、A 地点からスプレイする場合は 27 個、B 地点からスプレイする場合は 22 個、C 地点からスプレイする場合は 28 個あり、各容器で計量された下限値の合計より、A 地点からスプレイする場合は平均 163 ml/min、B 地点からスプレイする場合は平均 159 ml/min、C 地点からスプレイする場合は平均 154 ml/min のスプレイ量があった。この値から使用済燃料プールの面積（約 171 m²）に相当するスプレイ量を求めたところ、A 地点からスプレイする場合は約 23.9 m³/h、B 地点からスプレイする場合は約 23.3 m³/h、C 地点からスプレイする場合は約 22.5 m³/h と推定される。

【算出方法】

- ① 図 2-1～図 2-3 から使用済燃料プールに入る容器数を数える。
- ② 抽出した容器の計量値を保守的に下限値として合計する。
- ③ 上記の合計水量を合計値で割り、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プールの面積の比率から注水量を算出する。



図 2-1 スプレイ分布（A 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

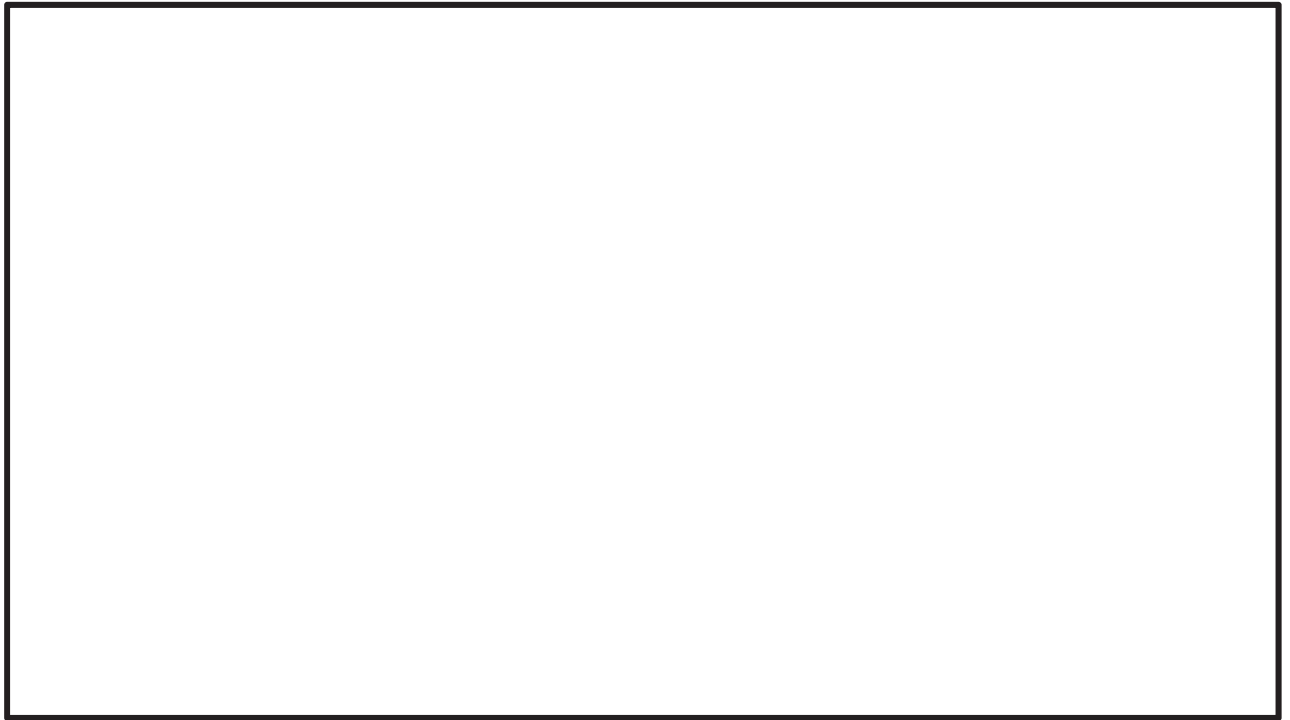


図 2-2 スプレイ分布（B 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係



図 2-3 スプレイ分布（C 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 燃料プールスプレイ系（可搬型）のスプレイ量の評価

図 1-2 のスプレイ分布に基づき、スプレイノズルの設置位置から使用済燃料プールへのスプレイ量を評価した。

図 3-1～図 3-3 にスプレイ分布と使用済燃料プールとの位置関係を示す。

スプレイ試験では、等間隔に配置した容器でスプレイ量が計量されているが、このうち使用済燃料プールの領域に含まれる容器は、A 地点からスプレイする場合は 33 個、B 地点からスプレイする場合は 33 個、C 地点からスプレイする場合は 32 個あり、各容器で計量された下限値の合計より、A 地点からスプレイする場合は平均 142 ml/min、B 地点からスプレイする場合は平均 142 ml/min、C 地点からスプレイする場合は平均 144 ml/min のスプレイ量があった。この値から使用済燃料プールの面積（約 171 m²）に相当するスプレイ量を求めたところ、A 地点からスプレイする場合は約 20.9 m³/h、B 地点からスプレイする場合は約 20.9 m³/h、C 地点からスプレイする場合は約 21.1 m³/h と推定される。

【算出方法】

- ① 図 3-1～図 3-3 から使用済燃料プールに入る容器数を数える。
- ② 抽出した容器の計量値を保守的に下限値として合計する。
- ③ 上記の合計水量を合計値で割り、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プールの面積の比率から注水量を算出する。

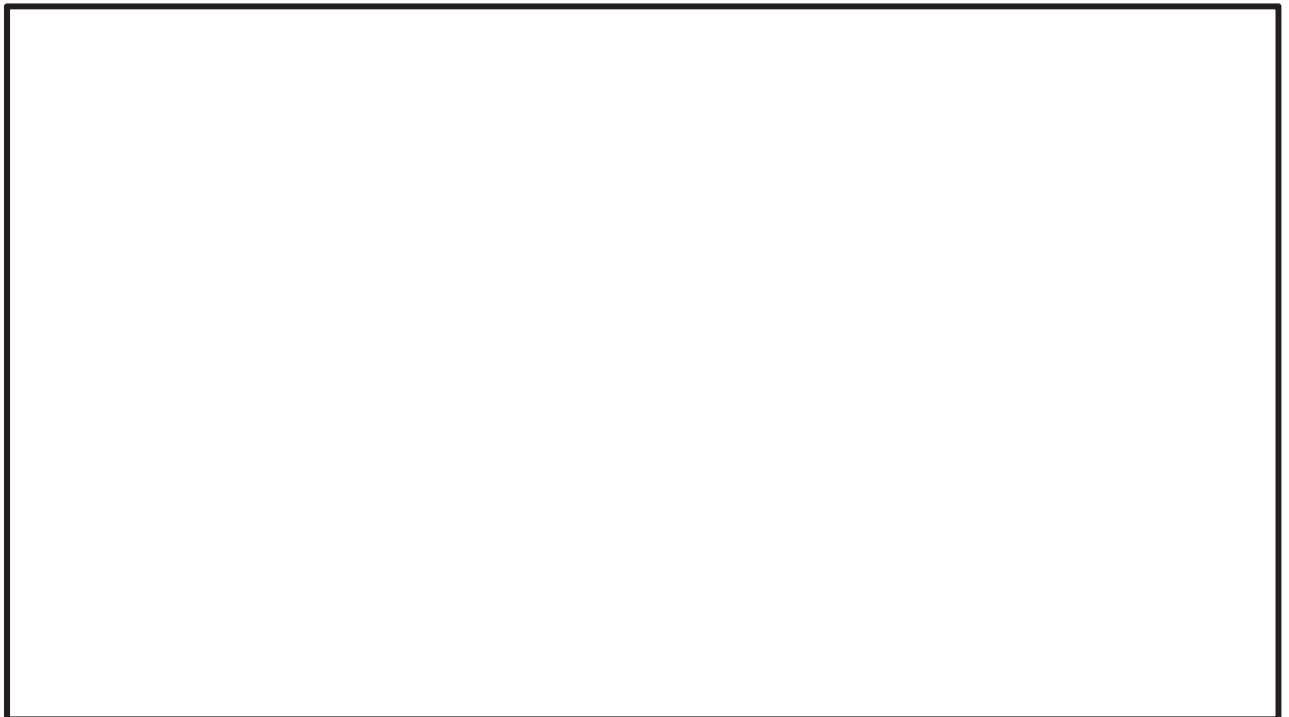


図 3-1 スプレイ分布（A 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

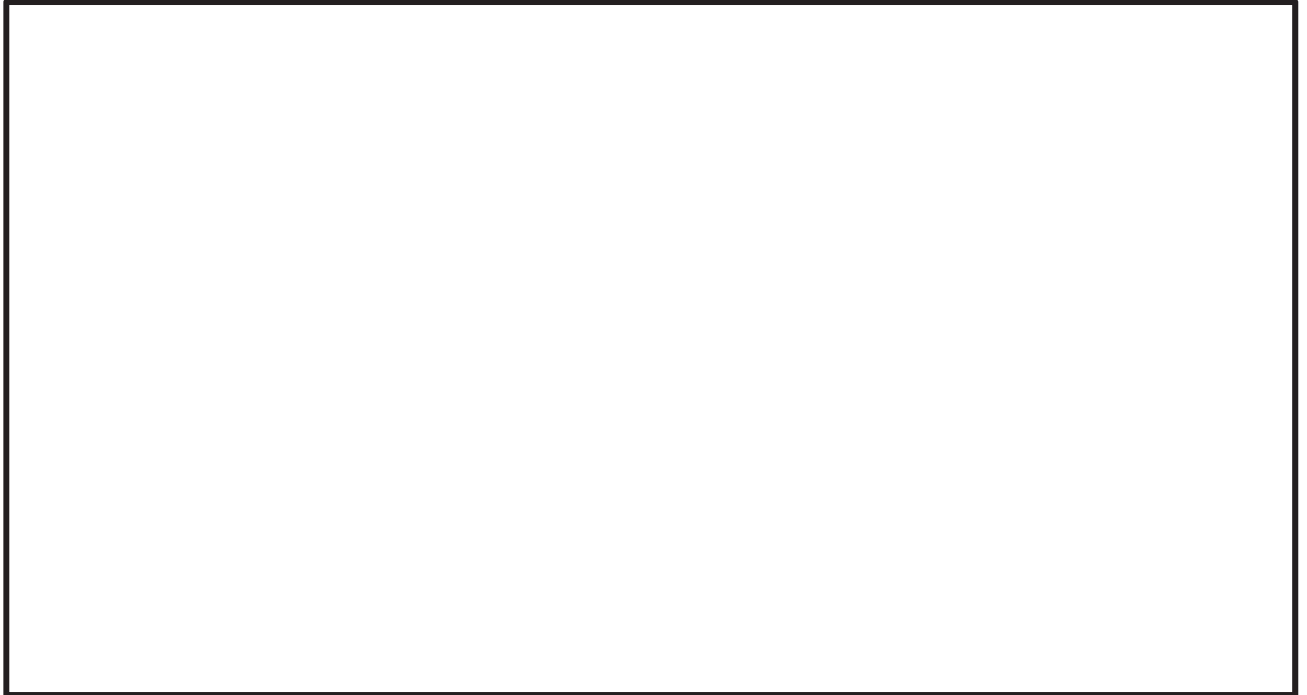


図 3-2 スプレイ分布（B 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

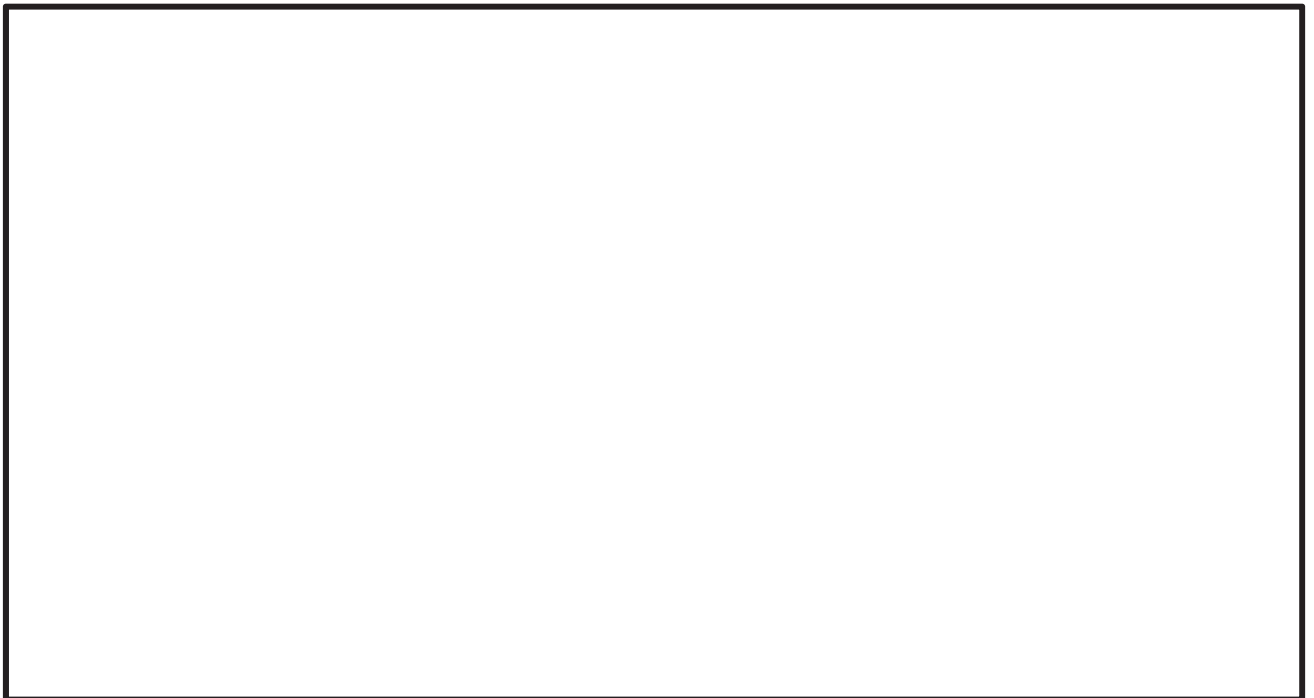


図 3-3 スプレイ分布（C 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、スプレイ水が使用済燃料プール内燃料体全体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使用済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大気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大気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 1-1 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、使用済燃料プール内雰囲気熱伝達率がスプレイ水よりも小さい 100 °C 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。

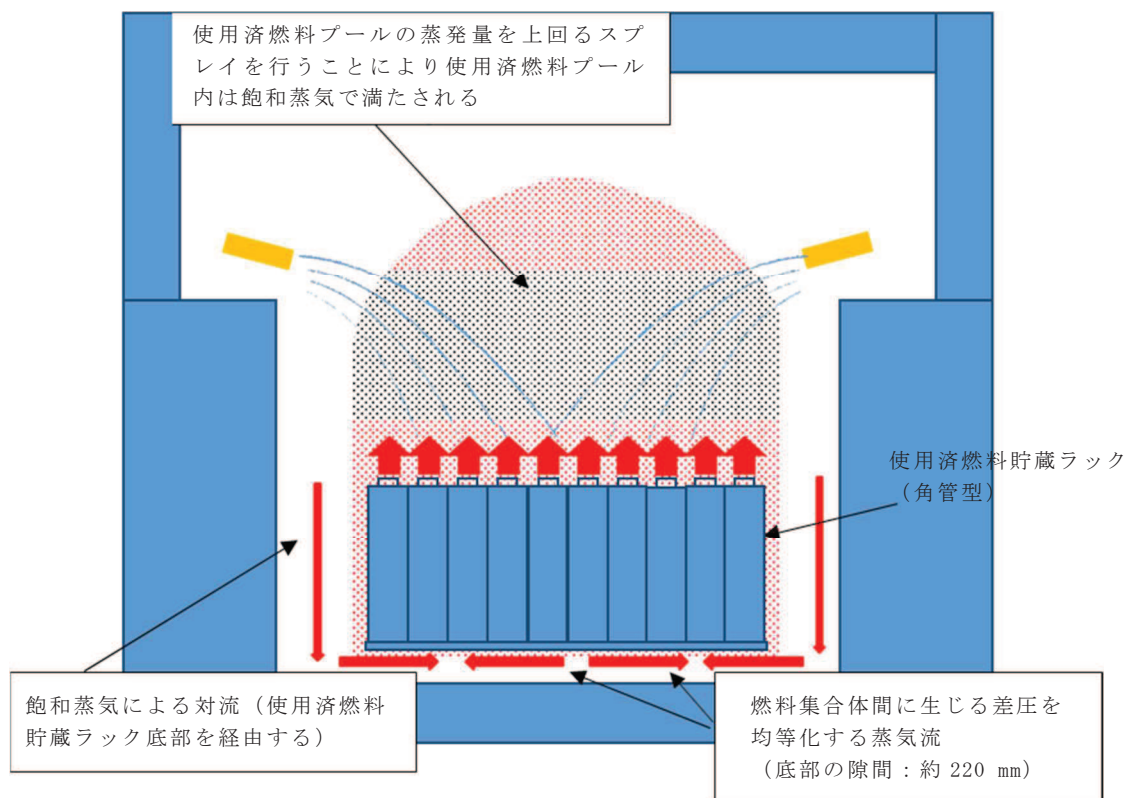


図 1-1 スプレイによる水蒸気の流れ

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
- ・使用済燃料プール雰囲気 : 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)

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

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 10.4 kW)

添付資料「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 3.2-3 の崩壊熱を用いて,

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

ここで,

Dh : 定検検査時取出燃料の崩壊熱 (5.8 × 10⁶ W [9 × 9 (A 型) 燃料])

N_{fa2} : 燃料集合体数 (560 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 (9.66 W/m²・K)

$$\left(\begin{array}{l} h = \frac{k \cdot Nu}{d} \\ k : 100^\circ\text{Cの空気の熱伝導率 (0.0315 W/m} \cdot \text{k)}^{*1} \\ d : \text{チャンネルボックス内の等価直径 (0.0142 m)} \\ Nu : \text{ヌセルト数 (4.36)}^{*1} \end{array} \right)$$

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 (5.67×10⁻⁸W/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 158 °C となった (対流 : 約 5.11 kW, 輻射 : 約 5.29 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 176 °C となった (対流 : 約 6.69 kW, 輻射 : 約 3.71 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

使用済燃料プールゲート（大）

3. 評価方法

使用済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。

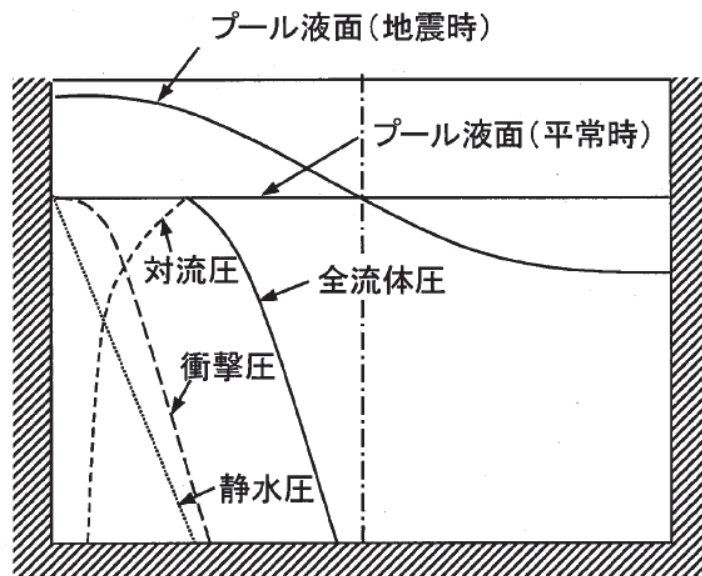


図 3-1 地震時の使用済燃料プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

使用済燃料プールゲートの部材に発生する応力（曲げ，せん断）が表 4-1 に示す許容応力以下であることを確認する。なお，ゲート許容応力は，その他の支持構造物を準用して評価する。

表 4-1 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 :

最高使用温度 (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は 1000kg/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。

最高使用温度における S_y 及び S_u は，日本産業規格（圧力容器の構造—一般事項 JIS B 8265-2017）に定める値を用いて求める。

(1)

(2)

*1：溶接継手（質別○）の値

*2：許容引張応力より算出

以上より，

表 4-1 の式で算出した部材の許容応力値を表 4-2 に示す。

表 4-2 部材の許容応力値

材料	許容応力 (MPa)	
	曲げ	せん断
<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

5. 強度評価

使用済燃料プールゲートの評価モデルを図 5-1 に示す。フレームは使用済燃料プール壁に支持されることから、フレーム間に設置されるため壁の支持がなく、より大きな曲げモーメントが作用するビーム及びプレートについて評価を行う。各ビームの評価荷重は、対象ビームの中心レベルで全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。

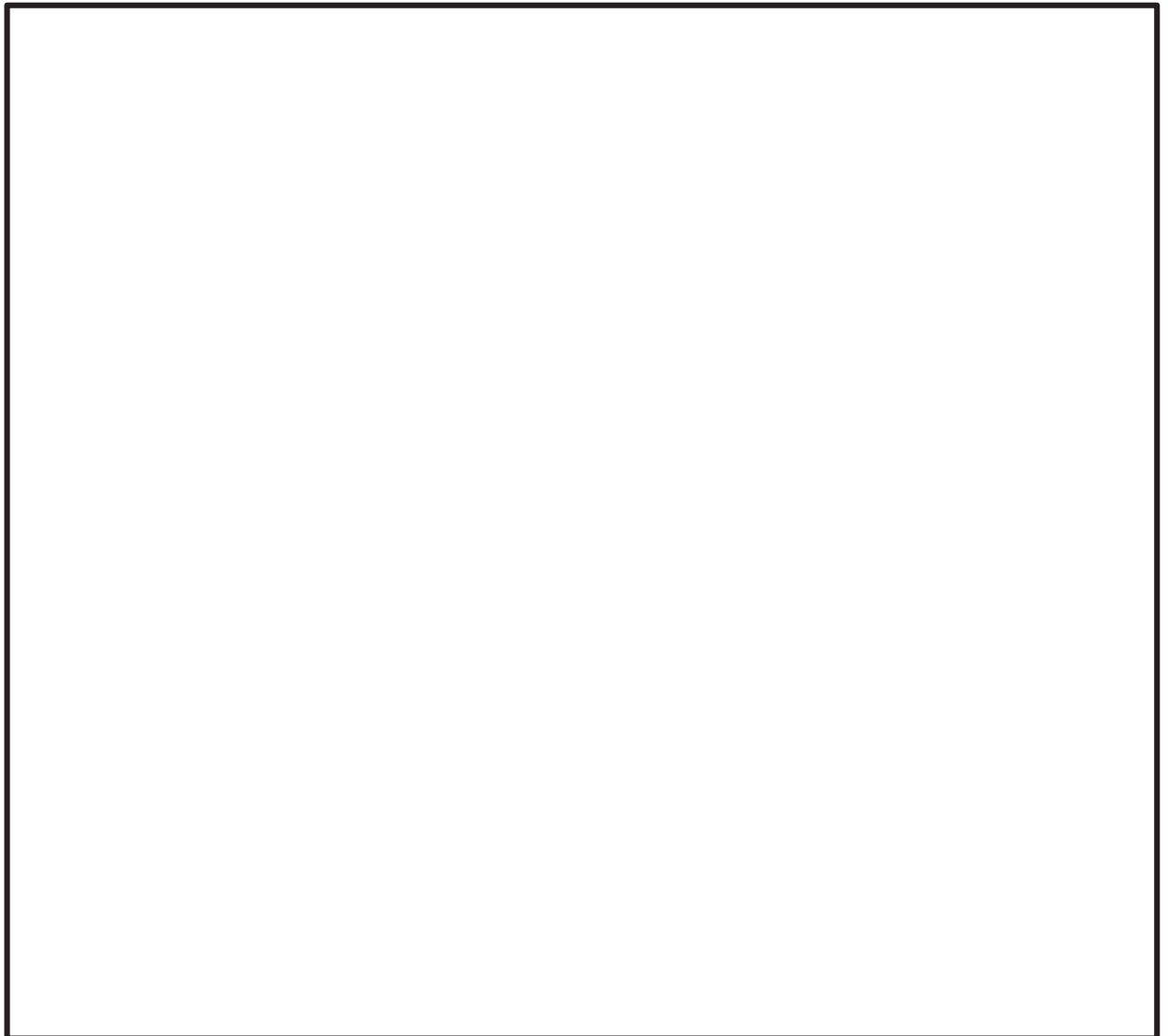


図 5-1 使用済燃料プールゲートの評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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 5-2 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 $M = \frac{W \cdot l^2}{8} \quad *$

せん断力 $F = \frac{W \cdot l}{2} \quad *$

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

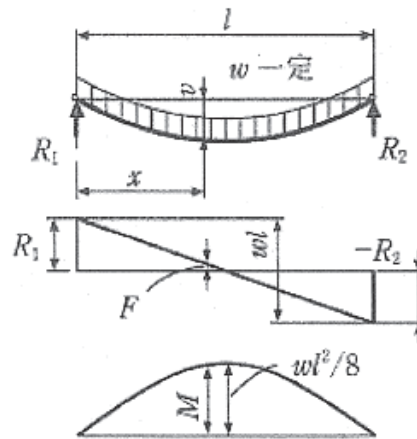


図 5-2 ビームの計算モデル図*

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 5-3 にプレートの計算モデル図を示す。

$$\text{最大曲げ応力 } \sigma = \beta_2 \frac{P \cdot a^2}{h} \quad *$$

$$\text{せん断応力 } \tau = \frac{P \cdot S}{2 \cdot (a + b) \cdot h}$$

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 : プレート受圧面積 (= a × b)

β_2 : 第 5-3 図で求めた応力係数

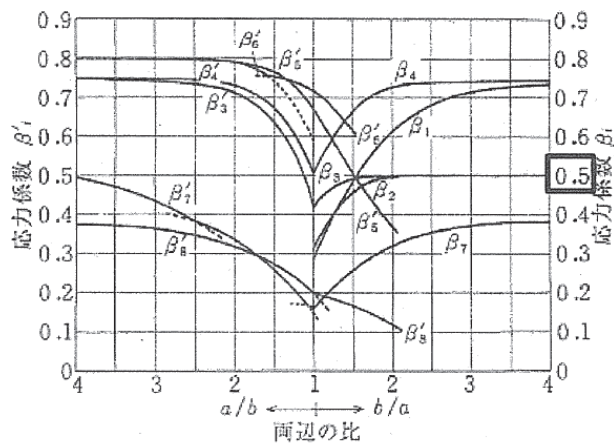
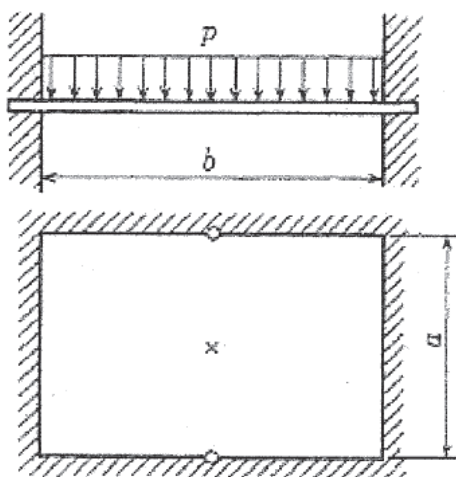


図 5・16 長方形板 No. 1～No. 8 の応力の係数 β_i, β'_i

図 5-3 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

使用済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 6-1 に示す。

表 6-1 の結果に示すように、使用済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 6-1 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 プールゲート	ビーム				
	プレート				

なお、パッキンについては図 6-1 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、使用済燃料プールゲートに水がある 以下の状態での物性値低下はほとんど無い。

以上のことから使用済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。

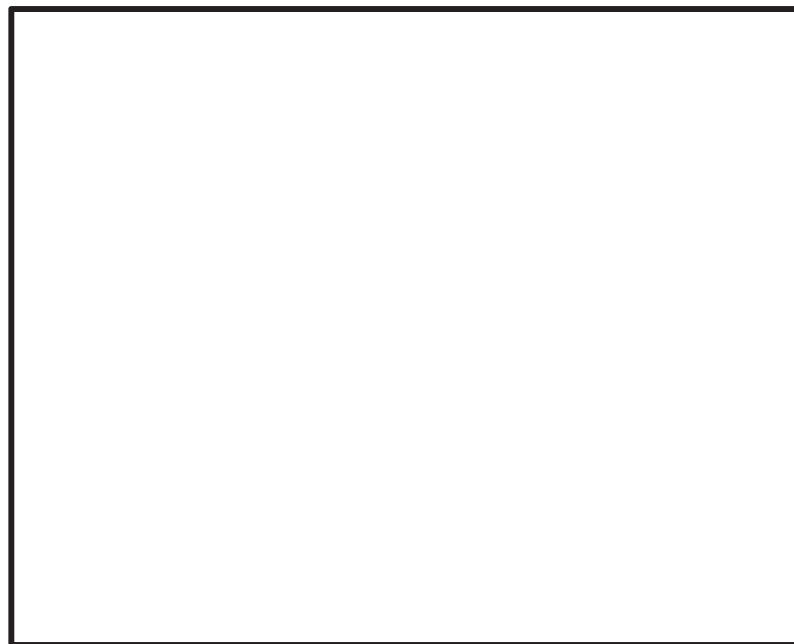


図 6-1 パッキン部詳細図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-5_改3

補足-320-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する

補足説明資料

別 紙

(1) 工認添付資料と設置許可まとめ資料との関係【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
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	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	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	SPF 水位低下時間評価を引用
			添付資料 4.2.4	サイフォンブレイク孔について	サイフォンブレイク孔の健全性の説明を引用
		SA	第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	サイフォンブレイク孔の健全性の説明を引用

補足説明資料目次

頁

1. 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の設置状況..... 1
2. 使用済燃料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
3. 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔への重量物落下評価..... 4
4. 使用済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

1. 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の設置状況

使用済燃料プール冷却浄化系戻り配管及びサイフォンブレイク孔の概略図を図 1-1 及び図 1-2 に示す。また、サイフォンブレイク孔の設置場所を図 1-3 に示す。

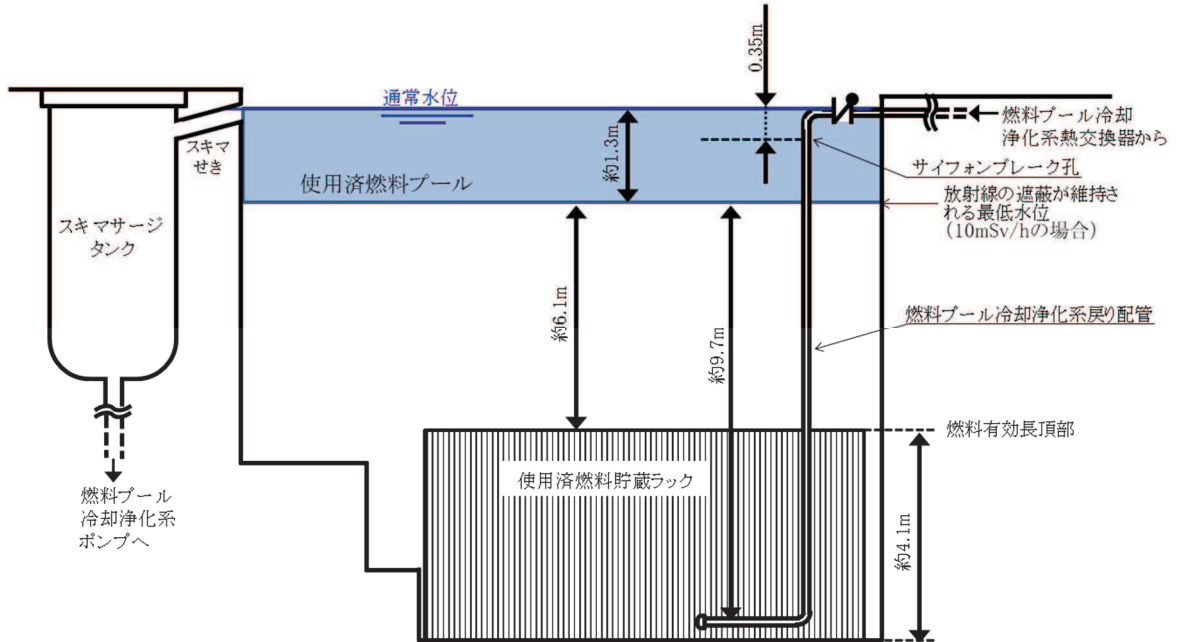


図 1-1 使用済燃料プールに接続されている配管の概略図

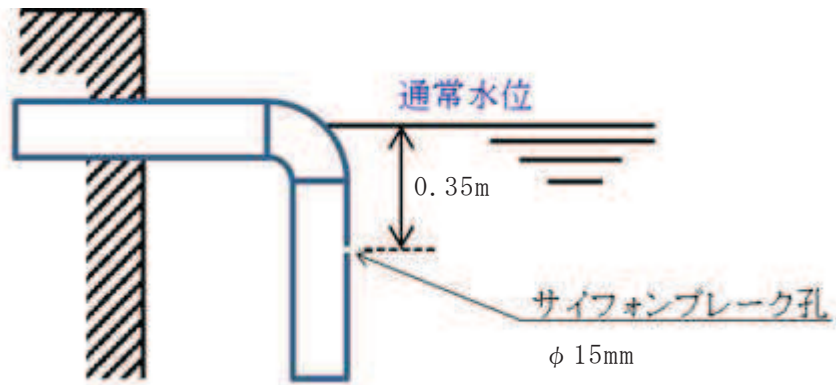


図 1-2 サイフォンブレイク孔設置概略図

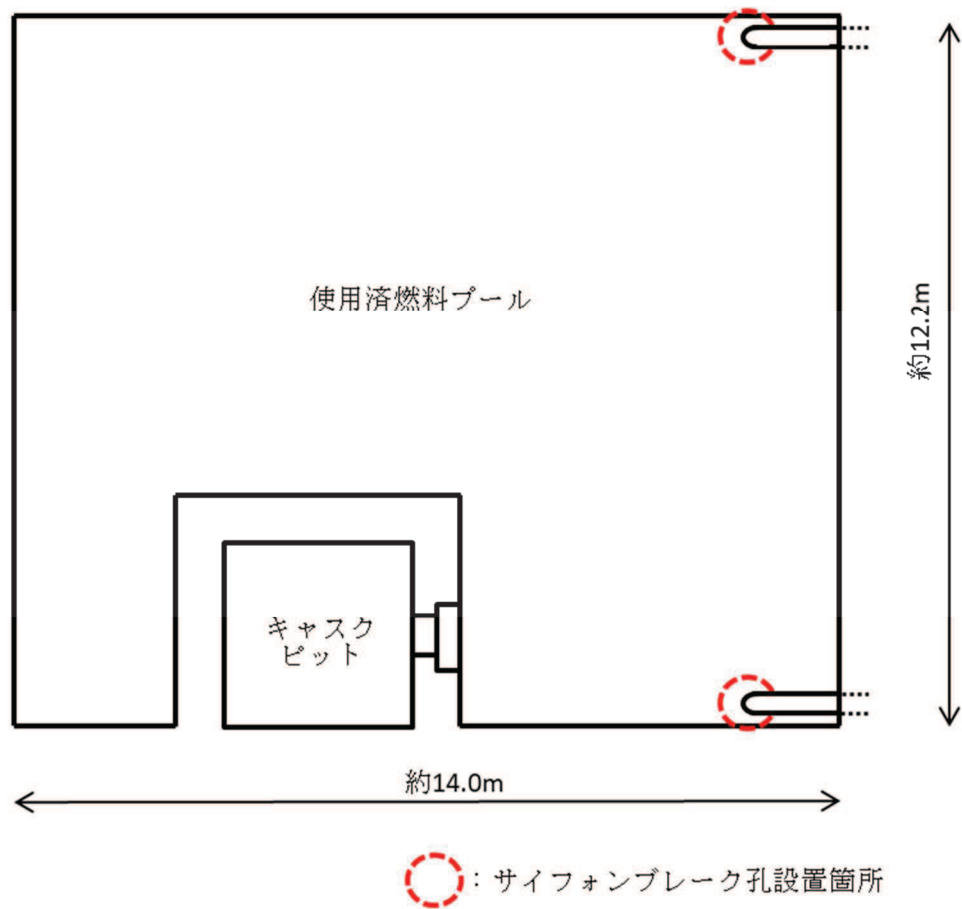


図 1-3 サイフォンブレイク孔の設置場所

サイフォンブレイク孔の仕様

配管材質：SUS304TP
 配管内径：151mm
 サイズ：直径 15mm

耐震性について

図 1-2 に示すとおり，使用済燃料プール冷却浄化系配管は耐震 S クラスで設計されており，その配管にサイフォンブレイク孔を設ける設計としているため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（直径 15mm）は，PPC-3422 により規定される「穴径 64mm 以下であり，かつ，管の内径の 4 分の 1（約 37mm）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 使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは、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孔を閉塞させる可能性がある浮遊物等が無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

使用済燃料プール上部より落下等により使用済燃料プール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、使用済燃料プールへ落下することなく、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、原子炉建屋原子炉棟の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、原子炉建屋クレーン、燃料交換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。

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軽量物であり、仮に燃料プール冷却浄化系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、サイフォン除去機能は確保される。

4. 使用済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) 使用済燃料プールの概略図について

使用済燃料プールの概略図を図 4-1 に示す。

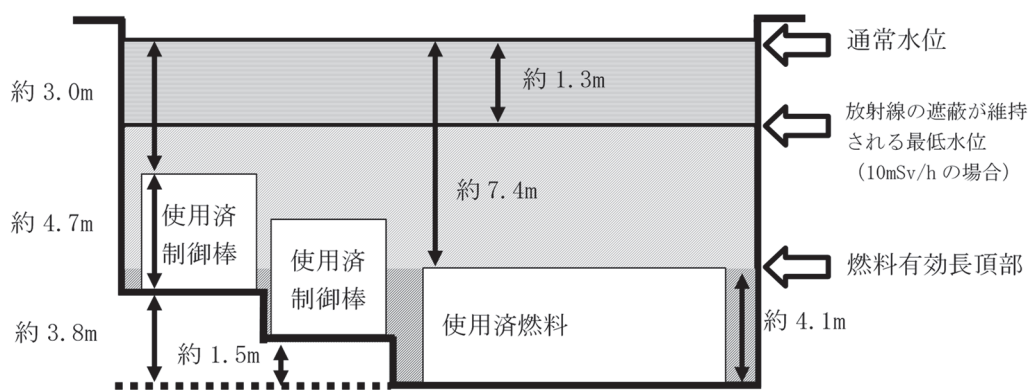
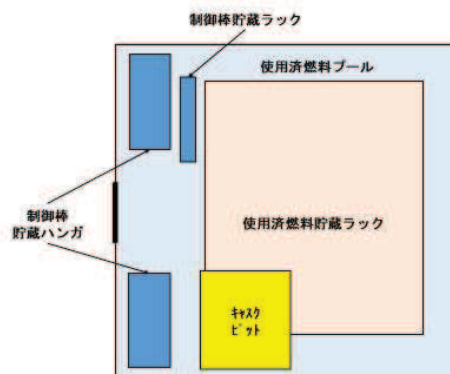
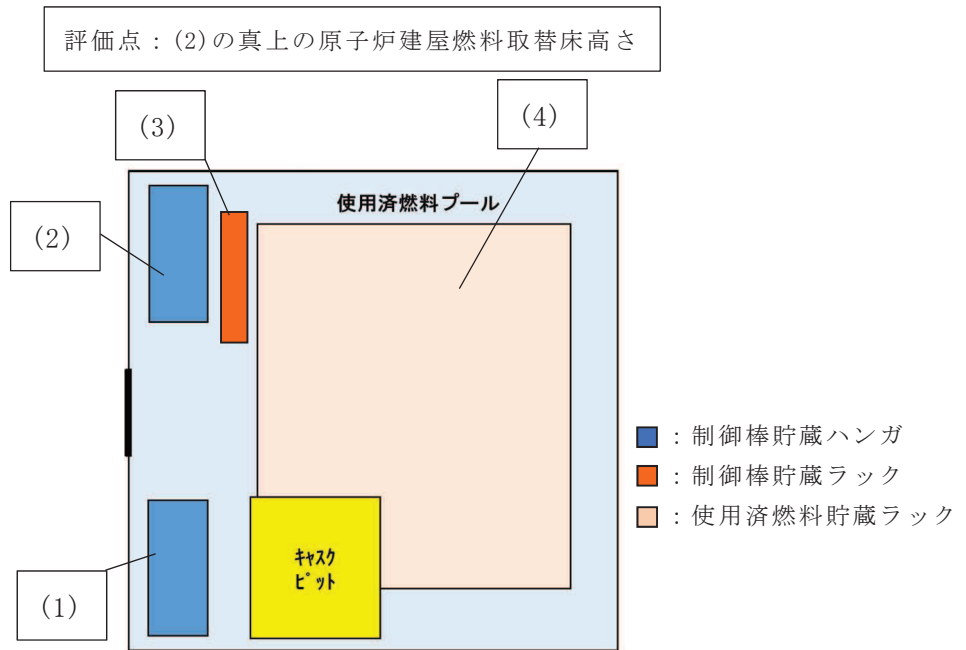


図 4-1 使用済燃料プール概略図

(2) 評価点の設定について

使用済燃料プール水位が通常水位付近の場合に支配的な線源は使用済燃料プール上段の制御棒貯蔵ハンガであり、北側及び南側の 2 箇所ある制御棒貯蔵ハンガのうち、より貯蔵本数の多い南側の制御棒貯蔵ハンガである。事故時に作業する箇所として、制御棒貯蔵ハンガ付近の原子炉建屋燃料取替床が考えられるため、線量率評価における評価点は、図 4-2 に示すとおり、保守的に制御棒貯蔵ハンガ（南側）の真上の原子炉建屋燃料取替床高さ（線源との最短距離）としている。

線量率計算モデルの評価点は、図 4-3 に示すとおり線源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、制御棒貯蔵ラック及び北側の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、使用済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。



- (1) 制御棒貯蔵ハンガ（北側）から線量評価点までの最短距離は約 9.4m
- (2) 制御棒貯蔵ハンガ（南側）から線量評価点までの最短距離は約 3.3m
- (3) 制御棒貯蔵ラックから線量評価点までの最短距離は約 6.1m
- (4) 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 11.4m

図 4-2 各線源と評価点の平面位置関係

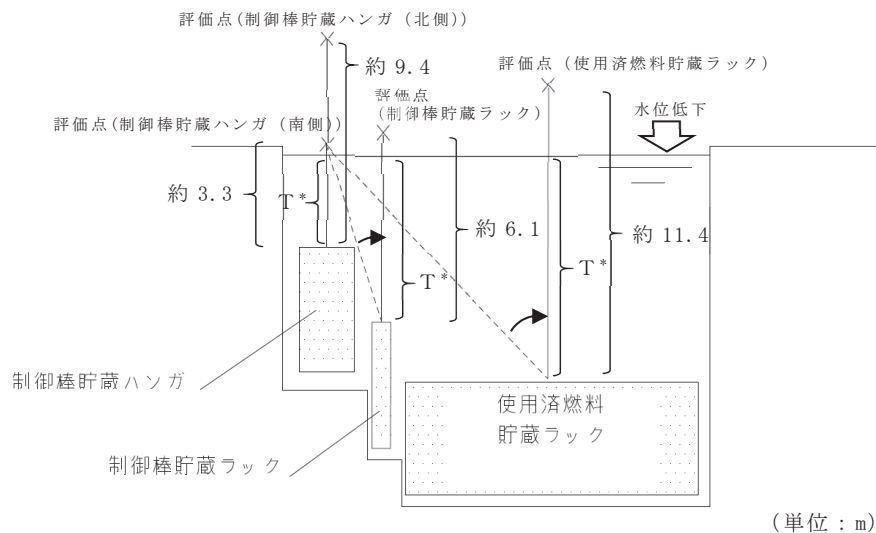


図 4-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記*：パラメータ T は、線源から使用済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 $11.4 - T$ 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計算モデルにおける密度について

使用済燃料の線量率計算モデルは、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計算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、BWRUを適用する（²³⁵U-enriched UO₂ 27,500MWd/mt）。

注記*：A.G.Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

(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

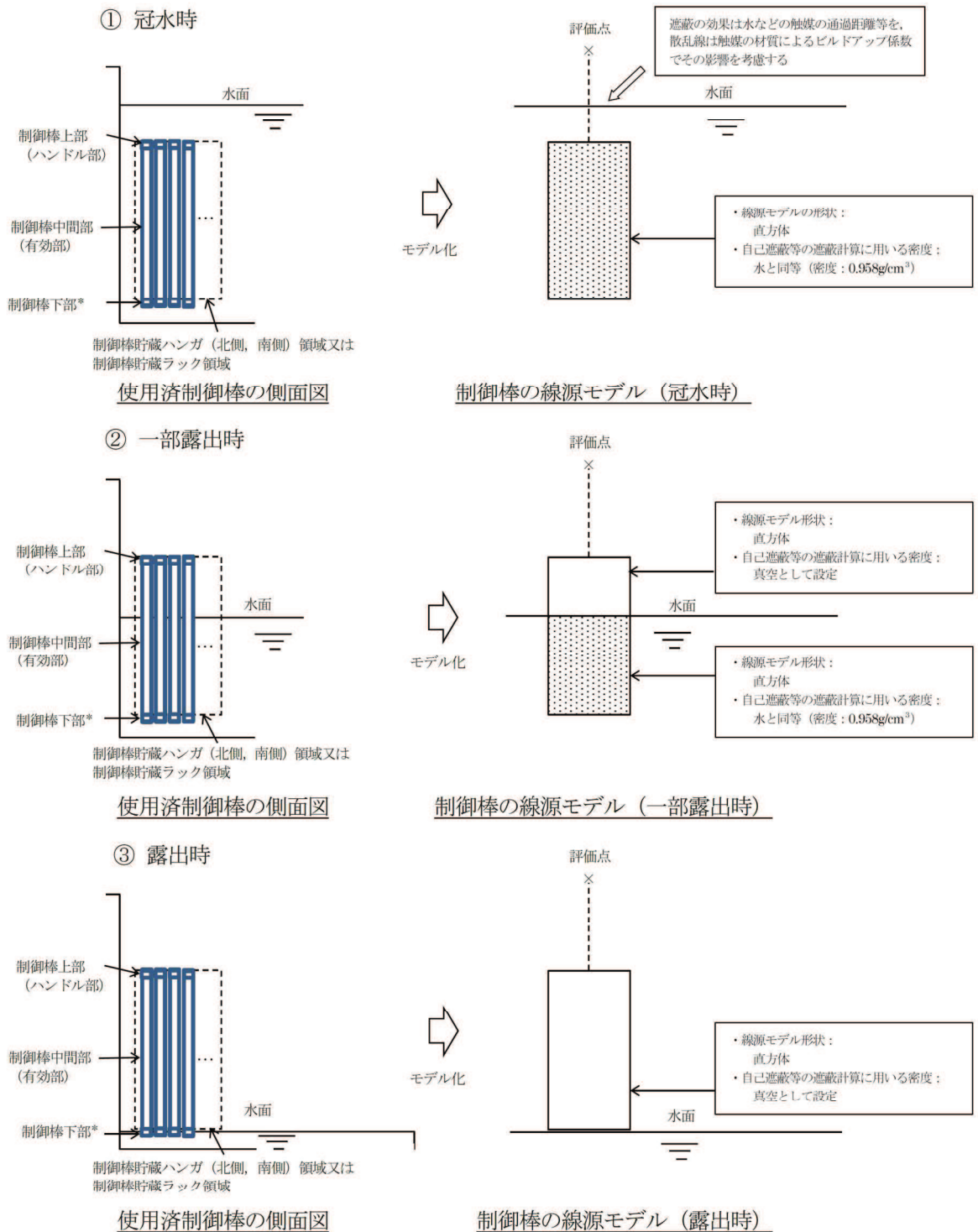
使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納又は制御棒貯蔵ラック内へ格納されている。評価では、これらの制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側）及び制御棒貯蔵ラックの構造材を含めた使用済制御棒格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（図 4-4）。

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。本評価では使用済制御棒が①冠水時，②一部露出時，③露出時のそれぞれの状態において、線源材の密度は周囲の環境と同じとしている。すなわち、プール水に浸されている場合は、線源材の密度は水とし、気中に露出している場合は、保守的に真空として計算している。

①冠水時において、使用済制御棒は水より密度の大きいステンレスやB4C(又はHf)等で構成されていること、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラックのような構造材があることから保守的なモデルとなっている。

②一部露出時，③露出時の状態においては露出部分の線源材の密度を前述のとおり真空とし、使用済制御棒本体，構造体等の遮蔽性能を考慮していないことから、更に保守的な設定となっている。

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に対して、完全に露出した後の現場の線量率が高い値となっているのは、評価で上記に示すとおり露出部分の線源材の密度を真空としていることにより、制御棒本体，構造体等の遮蔽性能を考慮しない保守的な評価と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。



注記*: 制御棒下部は、中性子の照射量が小さく、線量への影響が小さいため、線源として見込んでいない。

図 4-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

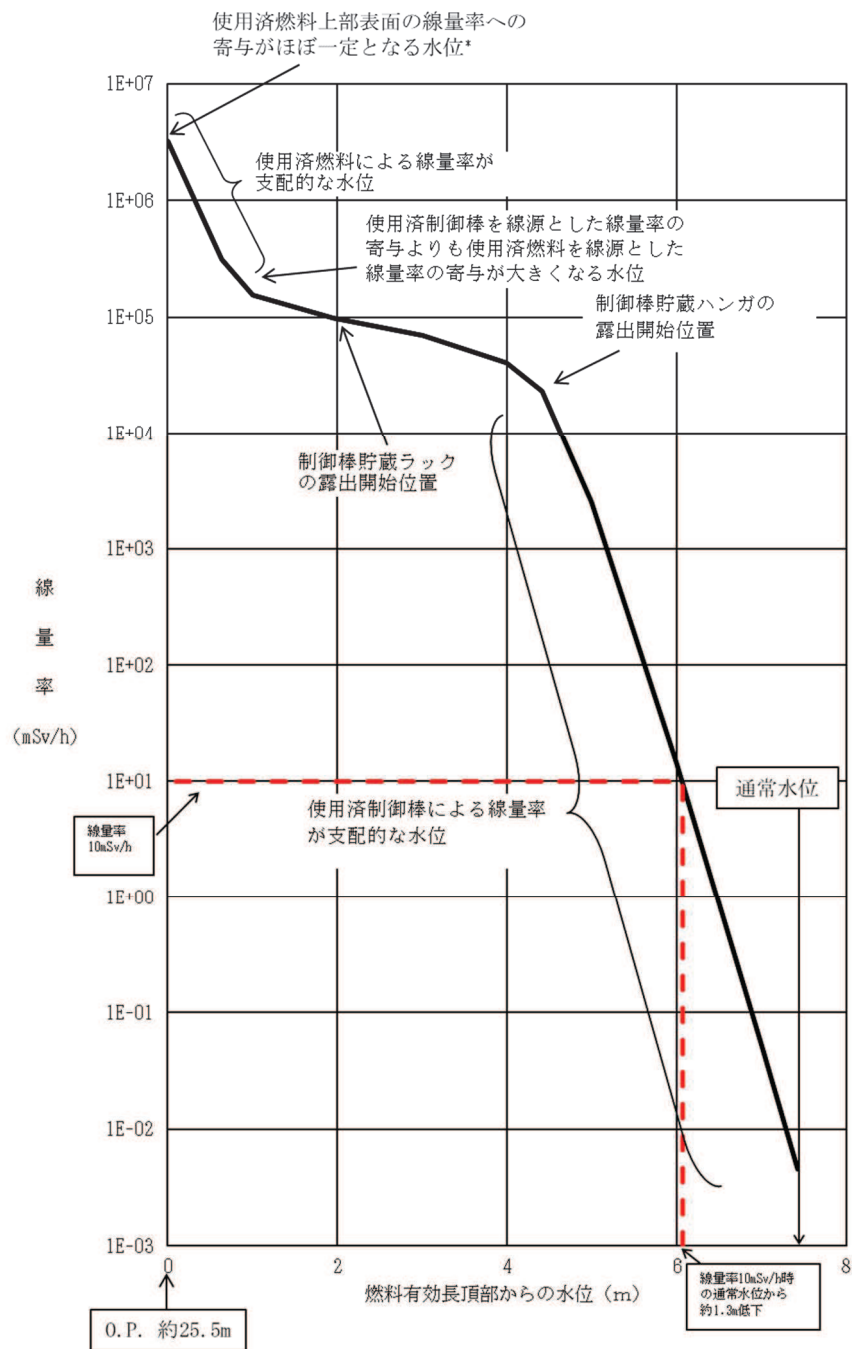


図 4-5 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

注記* : 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 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。

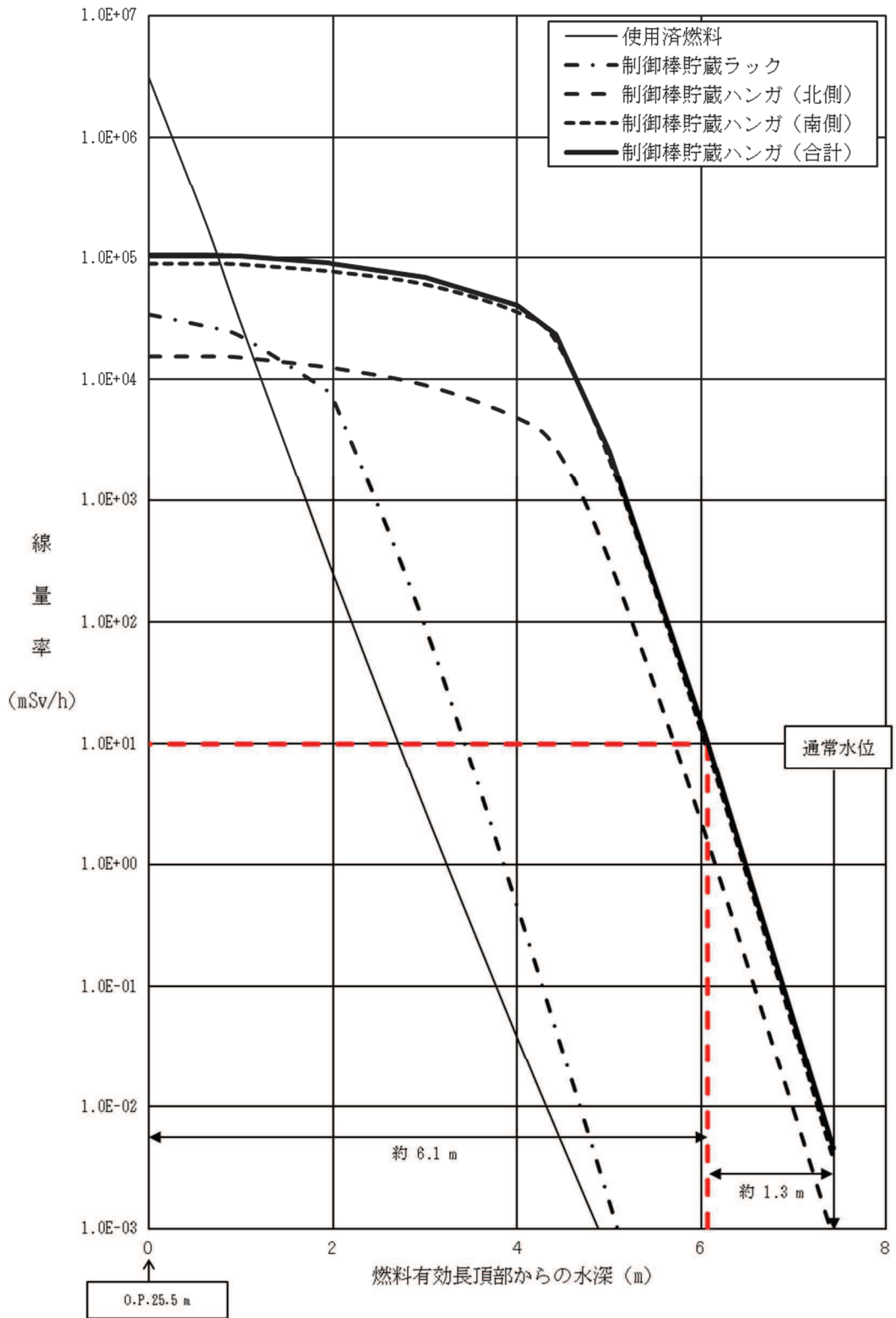


図 4-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

(6) 使用済燃料及び使用済制御棒以外で使用済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

使用済燃料プール内には、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LPRM等使用済炉内計装品、使用済チャンネルボックス、バグ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。炉内計装品及びバグフィルタ等はプール底部等に保管されており水による遮蔽効果も見込め、使用済チャンネルボックスは、使用済燃料貯蔵ラックに保管されているが、プール水位低下による線量率上昇の評価上は、保守的に使用済燃料が全ての使用済燃料貯蔵ラックに保管されていると想定していることから、評価結果に影響を与えない。