

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-007 改3
提出年月日	2019年10月25日

工事計画に係る説明資料（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）

2019年10月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料 (内容)	備考
1	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書		
2	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について 2. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性 3. 未臨界性評価の条件 4. 未臨界性評価における不確定性 別添 1 ラックセル中のボロンの減損割合の評価	10/25 今回提出範囲
3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書		
4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性 2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について 3. スプレイ設備に係る安全性向上対応 別添 1 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価 別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価 別添 3 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価	10/25 今回提出範囲

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
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="820 427 1316 517">1. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の設置状況</li> <li data-bbox="820 517 1316 663">2. 使用済燃料貯蔵プールの巡視及びサイフォンブレイク孔の健全性確認方法について</li> <li data-bbox="820 663 1316 763">3. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔への重量物落下評価</li> <li data-bbox="820 763 1316 900">4. 使用済燃料貯蔵プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について</li> </ol>	10/25 今回提出 範囲

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

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

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
燃料取扱設備, 新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	SA	54-13	使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
	有効性評価	添付資料 4.1.4	柏崎刈羽6号及び7号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	SA	54-6	容量設定根拠	小規模漏えい時の注水量及び大規模漏えい時のスプレイ量を引用
	有効性評価	4.1 4.2	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・ 想定事故1 ・ 想定事故2	小規模漏えい時の注水量を引用
		添付資料 1.5.3	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について	評価に用いる崩壊熱を引用
		添付資料 4.1.1	使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について	評価に用いる崩壊熱, 蒸発量を引用

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
使用済燃料貯蔵槽 の水深の遮蔽能力 に関する説明書	SA	54-12	使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について	サイフォンブレイク孔の記載の一部を引用
	有効性評価	添付資料 1.5.3	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1及び2）の有効性評価における共通評価条件について	遮蔽水位の評価を引用
		添付資料 4.1.2	「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の評価について	遮蔽水位の評価を引用
		添付資料 4.2.1	使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について	SFP 水位低下時間の評価結果を引用
		添付資料 4.2.3	6号及び7号炉 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて	サイフォンブレイク孔の記載の一部を引用

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

## 目 次

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

## 1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について

仮に使用済燃料貯蔵プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、使用済燃料貯蔵プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。低水密度状態を想定した場合の使用済燃料貯蔵プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールにおいて水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごく僅かであり、供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を10年（合計70年間）と仮定しても効果の低下はごく僅かであると考えられる（別添1参照）。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。



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

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

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

### 3. 未臨界性評価の条件

#### 3.1 燃料条件

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

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

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

### 3.2 ラック条件

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

ラック板厚：□ mm ± □ mm

ラックピッチ：□ mm ± □ mm

ラック内のは：□ mm ± □ mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲（□ wt%～□ wt%）の下限值を使用した。ラック配列については，保守的に鉛直方向は無限長，水平方向は無限配列とした。

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

以上より，ラック条件は保守的な設定となっている。

### 3.3 プール水条件

使用済燃料貯蔵プール水条件のうち，水温については4℃の時に密度が大きく評価結果が最も厳しくなる。水温を0～100℃まで変化させても，水密度は0.95 g/cm<sup>3</sup>を下回らない。水密度については，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>，□ g/cm<sup>3</sup>の12点を評価した。

### 3.4 その他の条件

#### (1) チャンネルボックス

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

#### (2) ラックセル内の燃料配置

ラックセル内で燃料が偏心すると，中性子の強吸収体であるB-SUSに接近することにより，燃料領域の熱中性子が減少し実効増倍率が低くなる。したがって，燃料をラックセル内の中央配置とした設定は保守的である。

### 3.5 燃料条件，ラック条件及びその他の条件の保守性について

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

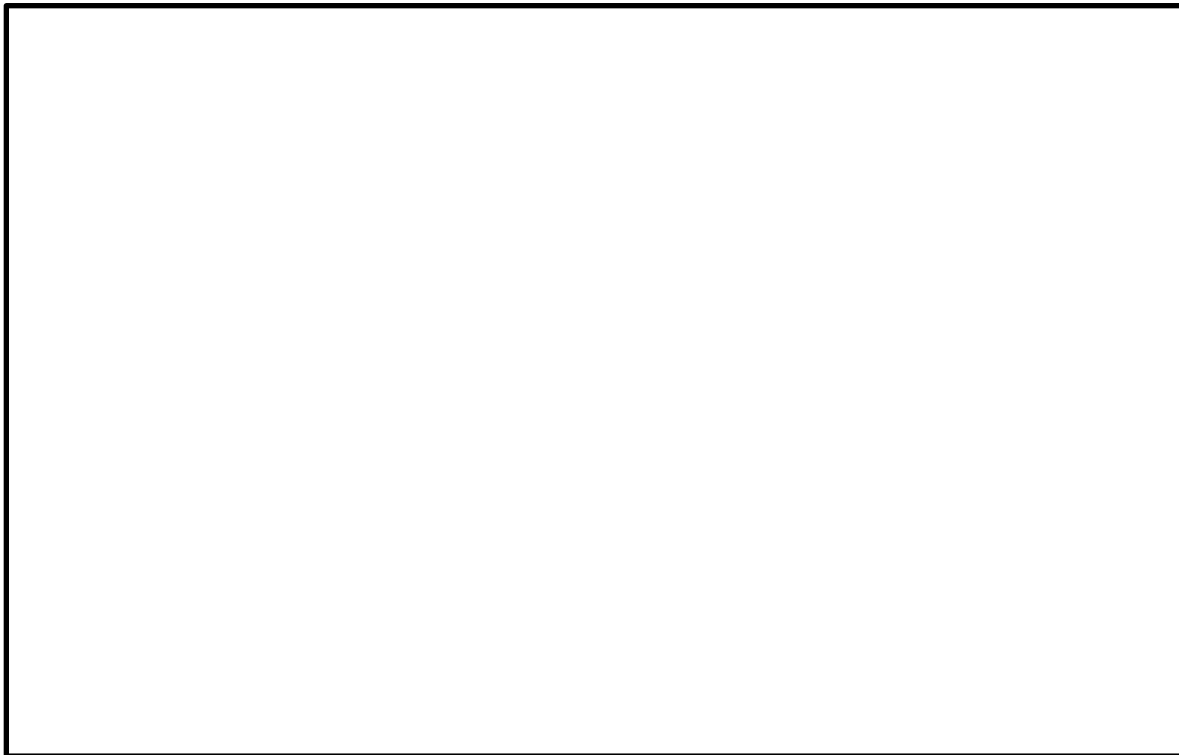


図3-1 9×9燃料（A型）の冷温時無限増倍率



図3-2 高燃焼度8×8燃料の冷温時無限増倍率



図3-3 ラック板厚を変化させた場合の $k_{eff}$ の変化

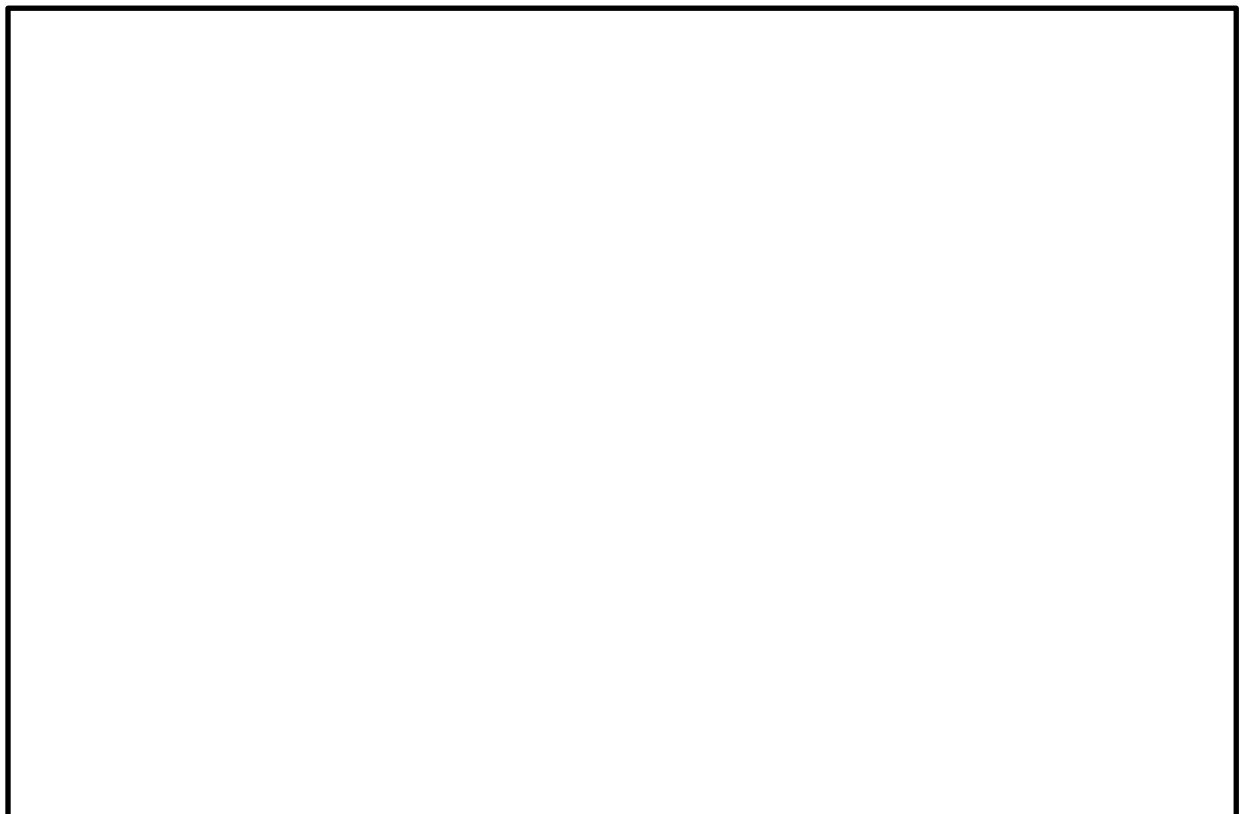


図3-4 ラックピッチを変化させた場合の $k_{eff}$ の変化

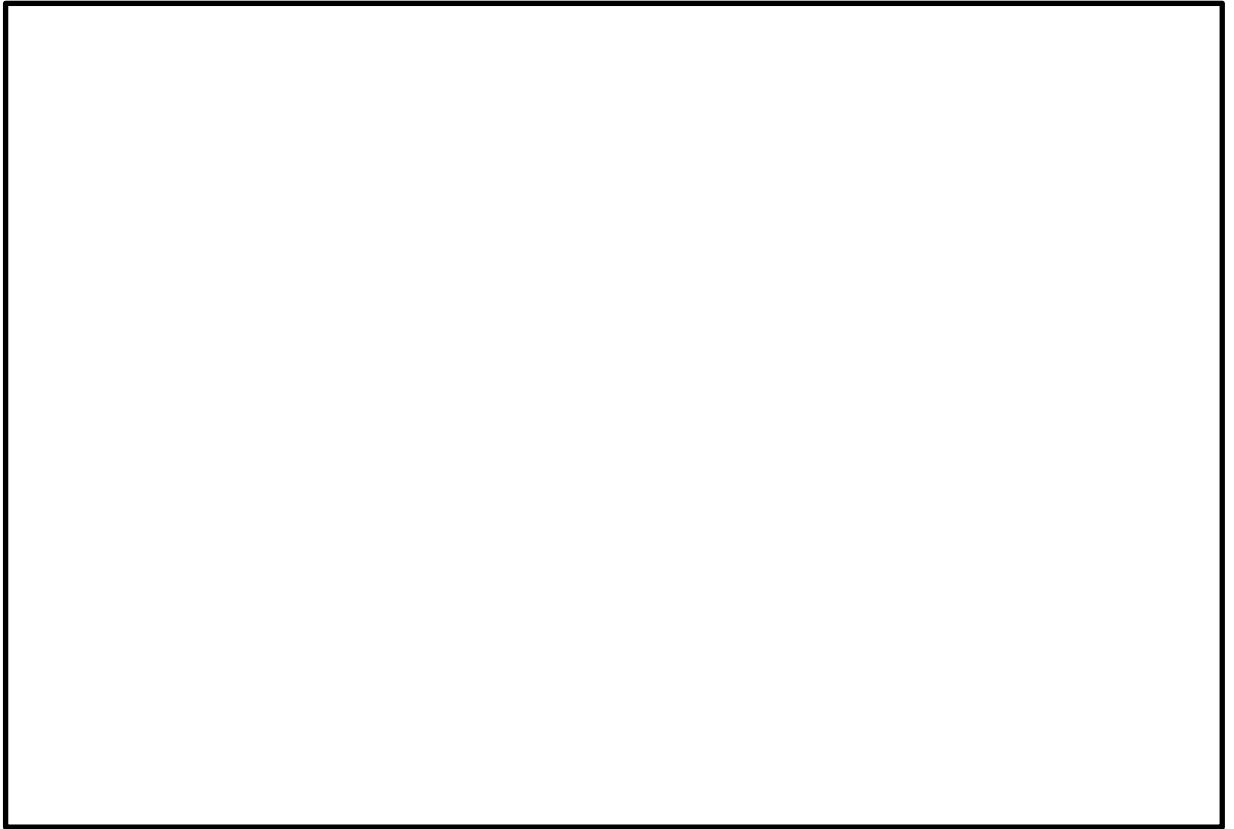


図3-5 ラック内のりを変化させた場合の $k_{eff}$ の変化

#### 4. 未臨界性評価における不確定性

##### 4.1 計算コード等の不確定性

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

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

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

##### 4.3 評価方法

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

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

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

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

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



表4-1 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（抜粋）

--

注記\*1 : モデルバンドルのバンドル平均濃縮度

\*2 : チャンネルボックス内での減速材と燃料ペレットの体積比

\*3 : 燃料棒格子での減速材と燃料ペレットの体積比

表4-2 未臨界性評価における不確定性評価結果

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

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

注記\*1：製作公差に基づく不確定性のうち、燃料製造公差については、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定し、ラック製作公差(+燃料配置影響)については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果(実効増倍率  $k_{\text{eff}}$ )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 ( $^{10}\text{B}$ ) は供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられる。そこで、供用期間及び供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を想定した場合における使用済燃料貯蔵ラックセル中の $^{10}\text{B}$ 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 $^{10}\text{B}$ の中性子吸収減損率は以下の式により評価される。

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

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

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

ここで、 $^{10}\text{B}$ の減損率を安全側に評価するため、放射線照射は全て熱中性子によるものとし、中性子照射量を $1 \times 10^{16}\text{n/cm}^2$ として評価する。なお、 $^{10}\text{B}$ の吸収反応断面積は $3838\text{barn}^*2$ 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 $^{10}\text{B}$ 原子1個あたりの中性子吸収減損率は約0.004 %とごく僅かである。

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

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

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

## 3. 評価結果

以上のとおり、乾式キャスクにおいて、評価期間を60年間及び70年間とした場合で評価しても、 $^{10}\text{B}$ 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 $^{10}\text{B}$ 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）

使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

に係る補足説明資料

## 目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性 ..	1-1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について .....	2-1
3. スプレイ設備に係る安全性向上対応 .....	3-1
別添1 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価 .....	別 1-1
別添2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価 .....	別 2-1
別添3 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価.....	別 3-1

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

(1) 燃料取出し期間（10日）の妥当性

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

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

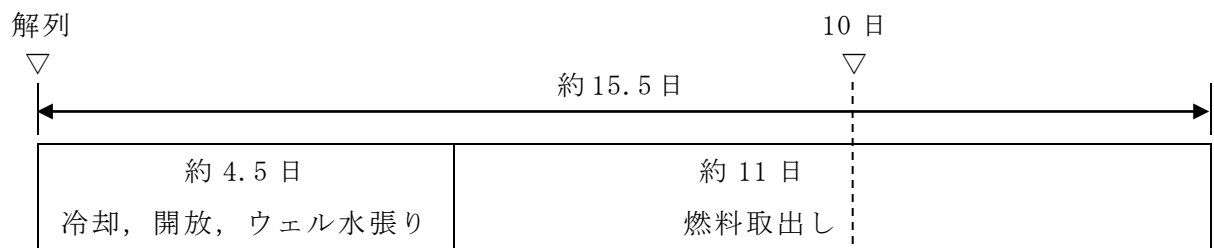


図1-1 定期検査主要工程

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

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

(2) 停止期間（70日）の妥当性

a. 7号機の停止期間の実績

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

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

表1-2 過去の定期検査での停止期間（実績）

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



b. 6, 7号機の停止期間の実績及び平均日数

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

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

表1-3 過去の定期検査での停止期間（実績）及び平均日数

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

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

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

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

## 2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について

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

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

注記 \*1：制御棒による発熱量は下式により算出した。

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

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

### 3. スプレー設備に係る安全性向上対応

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

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

10CFR50.54(hh)(2)

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

(i) Fire fighting;

(ii) Operations to mitigate fuel damage; and

(iii) Action to minimize radiological release.

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

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

- ・独立した動力を有する可搬ポンプにより、少なくとも1ユニットあたり200gpm（約45.4m<sup>3</sup>/h）のスプレーを行うこと。
- ・使用済燃料貯蔵プール内燃料へのスプレー量を見積もり、スプレー量を決定する。
- ・スプレーは、高温燃料の貯蔵位置と整合させる必要がある。

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

以上を踏まえ、更なる安全性向上を目的に、以下の対応を実施する。

(1) 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

可搬型スプレイヘッドは、使用済燃料貯蔵プール近傍へ設置し、約 48m<sup>3</sup>/h の流量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEI ガイド要求（約 45.4m<sup>3</sup>/h）を上回るスプレイ量を確保している。

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

NEI ガイド要求を上回るスプレイ量（約 48m<sup>3</sup>/h）を確保することにより、使用済燃料貯蔵プールに対し蒸発量（約 19m<sup>3</sup>/h）を上回るスプレイ量（使用済燃料貯蔵プール南側からスプレイする場合：約  ，北側からスプレイする場合：約  ）が確保できると評価できる（可搬型スプレイヘッドのスプレイ試験については別添 1 参照）。

常設スプレイヘッドは、使用済燃料貯蔵プール近傍へ設置し、約 132～147m<sup>3</sup>/h の流量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEI ガイド要求（約 45.4m<sup>3</sup>/h）を上回るスプレイ量を確保している。

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

スプレイ試験に基づく、別添 1 の図 1-6 と図 1-2 の比較より、常設スプレイヘッドを使用した場合、可搬型スプレイヘッドを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量が確保できることから、可搬型スプレイヘッドを使用した場合と同様に蒸発量（約 19m<sup>3</sup>/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

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

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

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

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

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

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

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

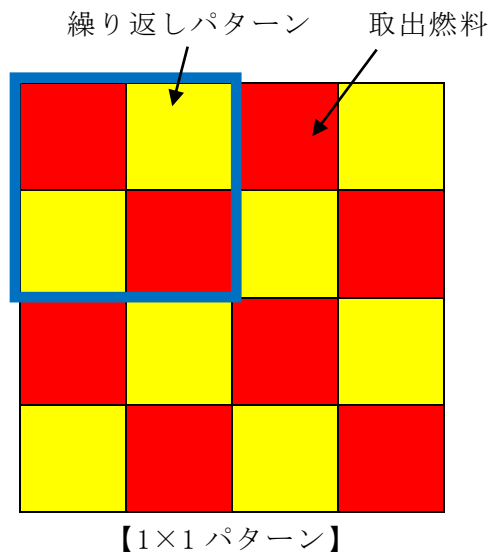


図 3-1 分散配置パターンの例

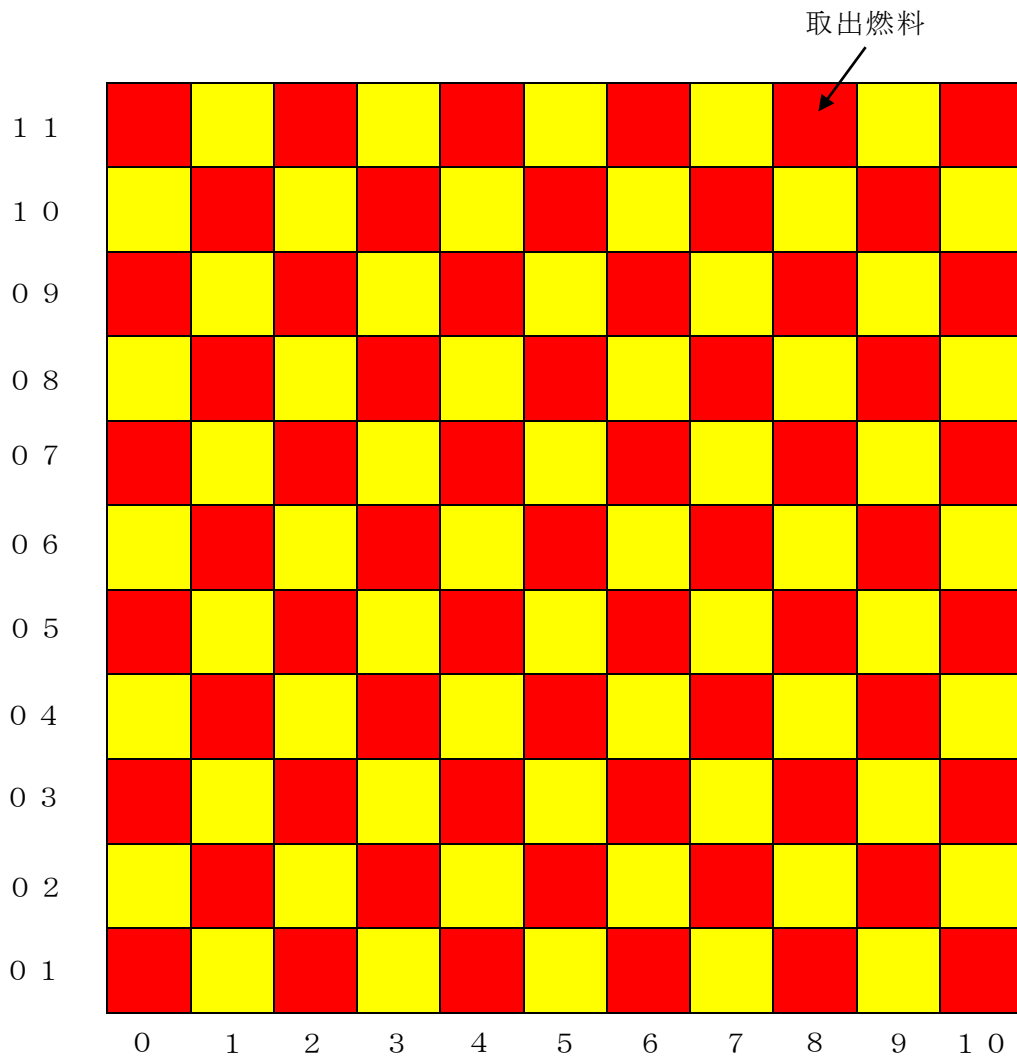


図 3-2 取出燃料を 121 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

## 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

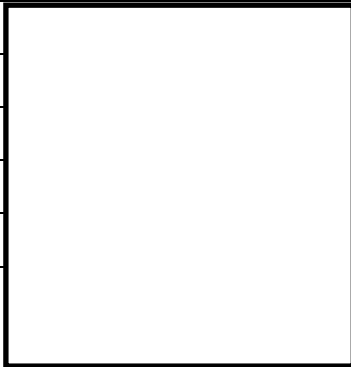
柏崎刈羽原子力発電所第7号機で採用する可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機でのスプレイヘッドの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

## 1. 可搬型スプレイヘッド

## (1) スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

## a. スプレイ試験条件

表 1-1 スプレイ試験条件

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

## b. スプレイ試験結果

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

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



図 1-1 スプレイ前の状況



図 1-2 スプレイ状態の試験状況





図 1-3 スpray 分布

(2) 使用済燃料貯蔵プールへのスpray 量の評価

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

図 1-4 に、スpray 分布と使用済燃料貯蔵プールとの位置関係を示す。

スpray 試験では、等間隔に配置した容器でスpray 量が計量されているが、このうち使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域に含まれる容器は、使用済燃料貯蔵プールの南側からスpray する場合は 34 個、北側からスpray する場合は 38 個あり、南側からスpray する場合は平均 [ ]、北側からスpray する場合は平均 [ ] のスpray 量があった。この値から使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域の面積 (119.9m<sup>2</sup>) に相当するスpray 量を求めたところ、南側からスpray する場合は約 [ ]、北側からスpray する場合は約 [ ] と評価される。

【算出方法】

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

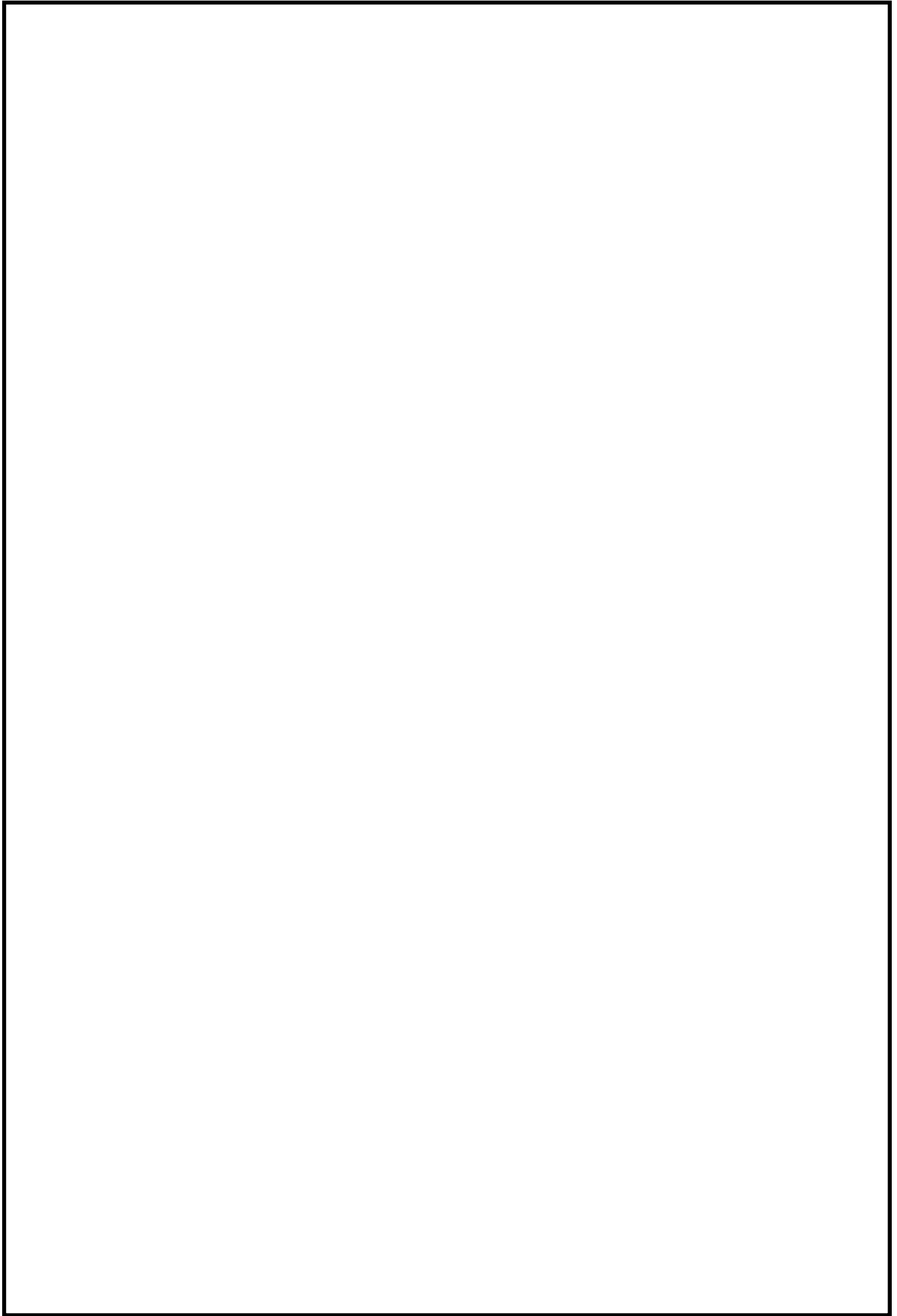


図 1-4 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの  
設置位置とスプレイ分布

別 1-4

## 2. 常設スプレイヘッダ

### (1) 設計条件

#### a. 使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の配置

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

#### b. 使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却期間

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

#### c. 必要スプレイ流量

##### (a) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

##### (b) 必要スプレイ流量

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

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

(2) 使用済燃料貯蔵プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

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

b. 評価結果

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

- ・高温燃料域：
- ・低温燃料域：

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

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

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

b. 評価条件

- ・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
- ・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.9kJ/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m<sup>3</sup>/kg (1980 年 JSME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m<sup>3</sup>/h/m<sup>2</sup>]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[m<sup>3</sup>/h/m<sup>2</sup>]

$V_{AL}$  : 低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m<sup>3</sup>/h/m<sup>2</sup>]

$Q_H$  : 高温燃料の 1 体当りの最大崩壊熱[kW/体]

$Q_L$  : 低温燃料の 1 体当りの最大崩壊熱[kW/体]

$H_{sh}$  : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

$H_{lh}$  : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

$m$  : 水の比容積[m<sup>3</sup>/kg]

$A_{ch}$  : チャンネルボックス 1 本当りの面積[m<sup>2</sup>/本]

d. 評価結果

表 1-2 単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

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

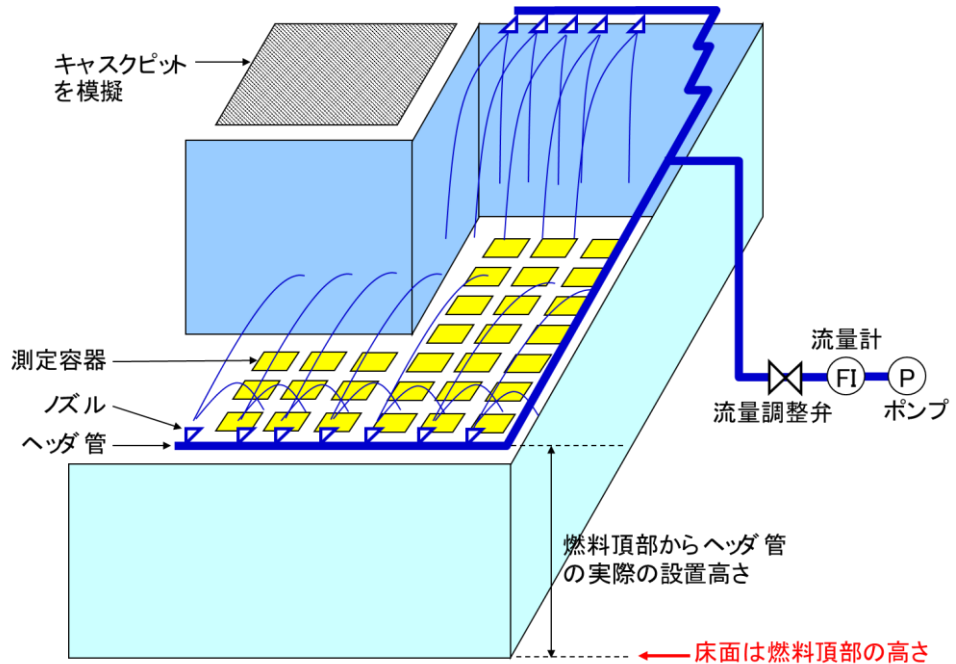


図1-5 試験設備概要図

b. 測定条件

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

c. 判定基準

表1-3 スプレイ実証試験の判定基準

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

d. 測定結果

(a) スプレイ状態の確認

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

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



図1-6 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m<sup>3</sup>/h）



図1-7 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m<sup>3</sup>/h）

(b) 必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を表 1-4 に示す。

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

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

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m<sup>3</sup>/h)

表 1-4 スプレイ実証試験結果

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



図 1-8 使用済燃料貯蔵プールのスプレイ時のスプレイ分布



## 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

### 1. 概要

使用済燃料貯蔵プール内の燃料へのスプレイによる冷却については、スプレイ水が使用済燃料貯蔵プール内燃料体等全面をカバーしていることから、スプレ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貯蔵プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

スプレイ水は、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、使用済燃料貯蔵プール内雰囲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。

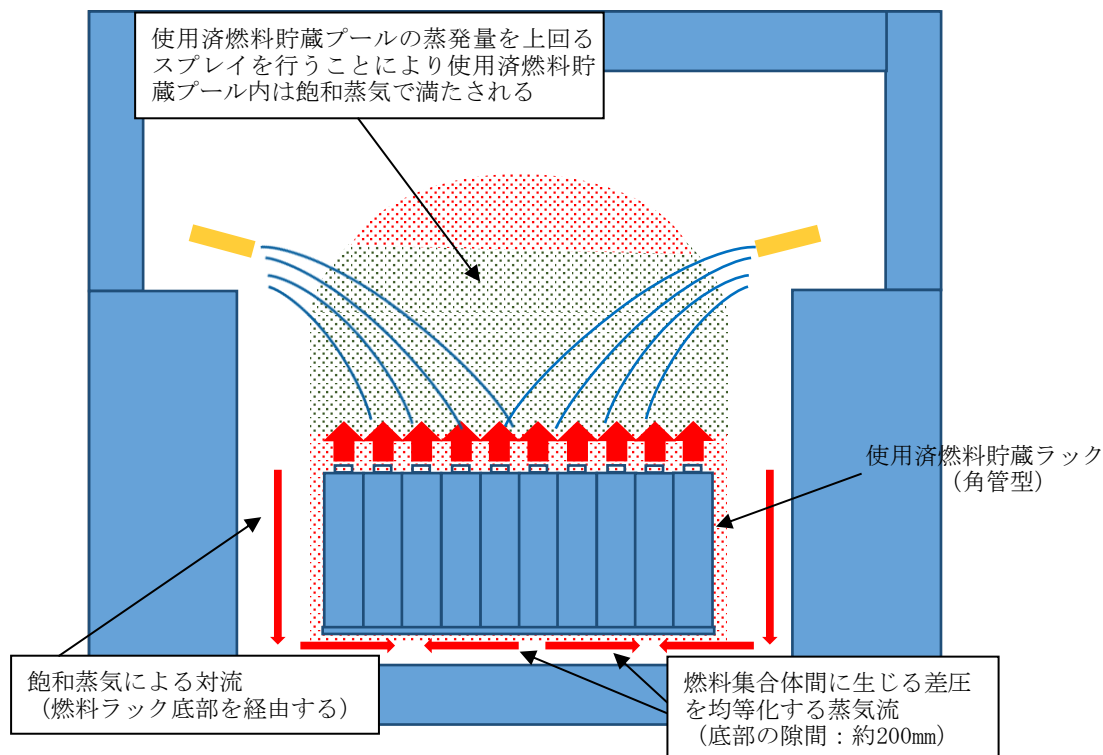


図2-1 スプレイによる水蒸気の流れ

## 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 m<sup>2</sup>) 1 体
- ・崩壊熱 : 取出燃料 (約10.7 kW) 1 体
- ・使用済燃料貯蔵プール雰囲気 : 100 °Cの飽和蒸気
- ・放熱手段 : 対流及び輻射

## 3. 評価方法

### (1) 放熱面積A (約9.20 m<sup>2</sup>)

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

ここで,

- D<sub>rod</sub> : 燃料棒外径 (1.12×10<sup>-2</sup> m)
- N<sub>rod</sub> : 燃料集合体あたりの長尺燃料棒数 (66 本)
- N<sub>rod'</sub> : 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<sub>fa1</sub> : 燃料集合体数 (1 体)

### (2) 崩壊熱B (約10.7kW)

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

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

ここで,

- Dh : 定検検査時取出燃料の崩壊熱 (9.34×10<sup>6</sup> W [9×9 (A型) 燃料])
- N<sub>fa2</sub> : 燃料集合体数 (872 体 : 定検検査時取出燃料体数 [9×9 (A型) 燃料])

### (3) 対流及び輻射による放熱C, D (C+D=崩壊熱B)

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

(対流) C

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

(輻射) D

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

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

TA : 雰囲気温度 (100 °C)

(スプレイ水が崩壊熱による蒸発量を上回ることから熱平衡状態を仮定)

h : 対流熱伝達率 (9.23 W/m<sup>2</sup>・K)

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

f : 輻射率 (0.675)

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

$\sigma$  : Stefan-Boltzmann定数 (5.67×10<sup>-8</sup> W/m<sup>2</sup>・K<sup>4</sup>) \*1

T<sub>0</sub> : 絶対温度への換算値 (273.15)

F<sub>12</sub> : 形態係数 (1)

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

#### 4. 評価結果

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

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

注記 \*1 : 伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会 2009)

\*2 : NUREG/CR-0497

## 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価

## 1. 概要

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

## 2. 評価対象機器

使用済燃料貯蔵プールゲート (大)

## 3. 評価方法

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

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

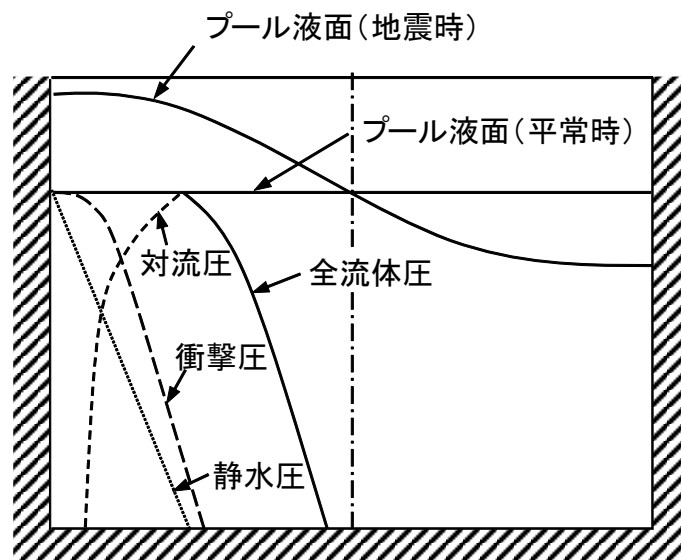


図 3-1 地震時の使用済燃料貯蔵プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

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

表 3-1 部材の許容応力

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

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

部材材料 :

評価温度 :

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

なお，F 値は下記に示す (1) (2) (3) の最小値となる。

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

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

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

以上より，

表 3-1 の式で算出した部材の許容応力値を表 3-2 に示す。

表 3-2 部材の許容応力値

材 料	許容応力 (MPa)	
	曲 げ	せん断

## 5. 強度評価

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

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

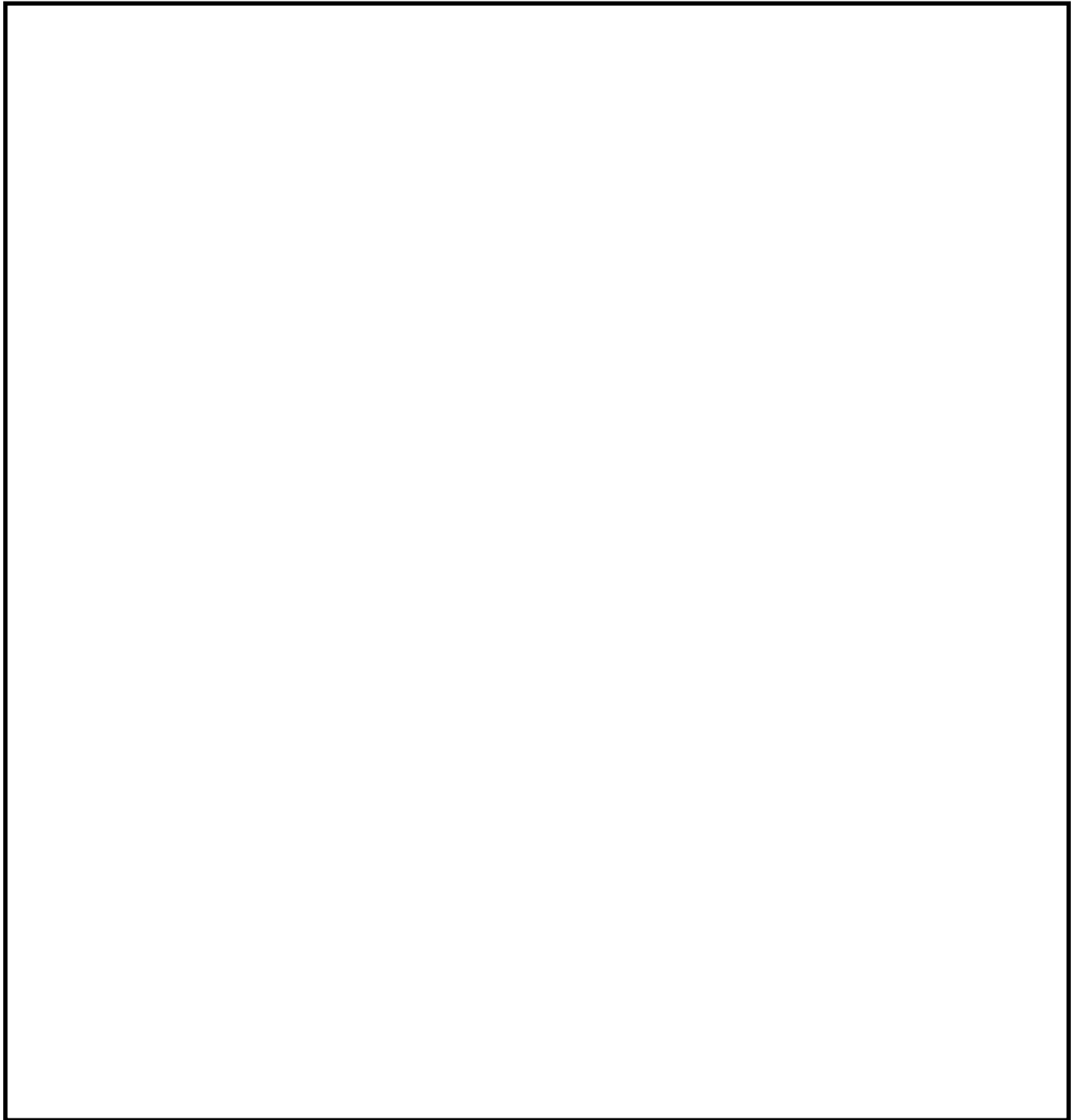


図 3-2 使用済燃料貯蔵プールゲートの評価モデル

(1) ビームの応力計算

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

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

ここで、

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

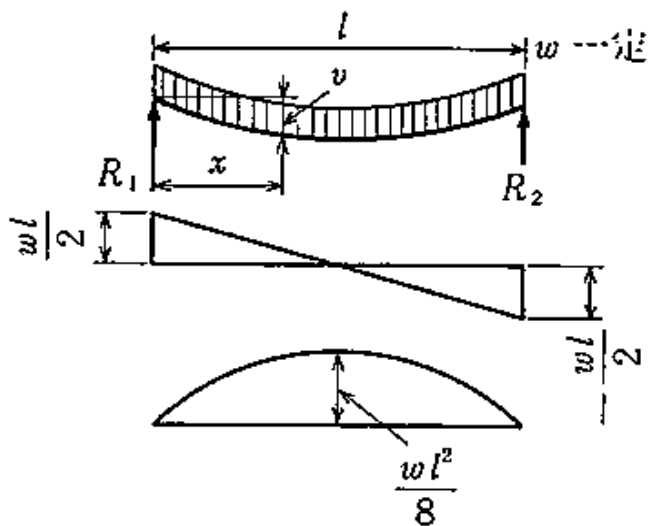


図3-3 ビームの計算モデル図\*1

注記\*1 : 機械工学便覧 A4編 材料力学



(2) プレーートの応力計算

プレートの応力は、4辺固定平板の等分布荷重の計算式より求める。

図3-4にプレートの計算モデル図を示す。

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

せん断応力  $\tau = \frac{PS}{2(a+b)h}$

ここで、

$P$  : 圧力

$h$  : プレート厚さ

$a$  : プレート高さ

$b$  : プレート幅

$S$  : 荷重がかかる面積( $a \times b$ )

$\beta_2$  : 図3-4で求めた応力係数

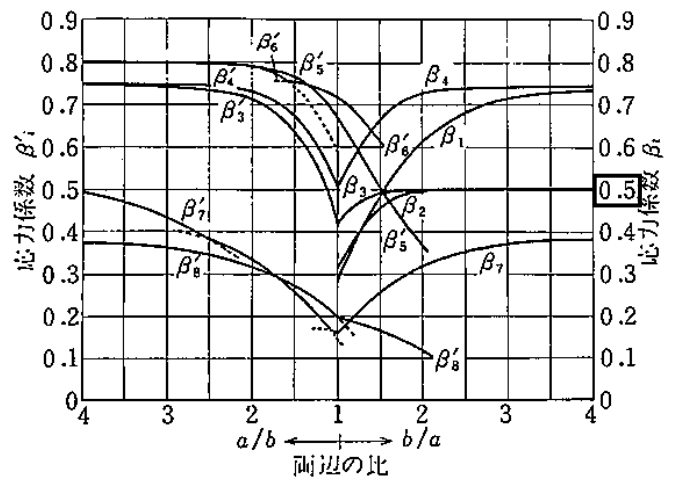
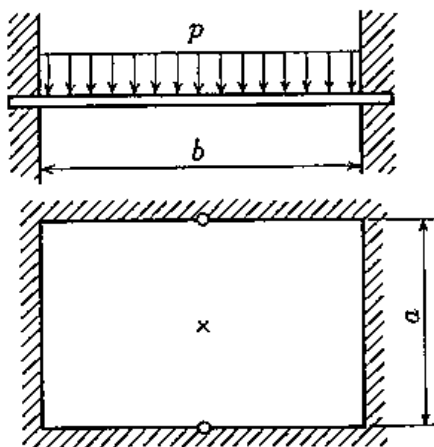


図 91 長方形板の最大応力の係数  $\beta_i, \beta'_i$

図3-4 プレーートの計算モデル図\*1

注記\*1 : 機械工学便覧 A4編 材料力学

6. 評価結果

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

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

表 3-3 各部材の最大応力

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

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

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

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



図3-5 パッキン部詳細図

使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

に係る補足説明資料

## 目 次

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

1. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔の設置状況

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

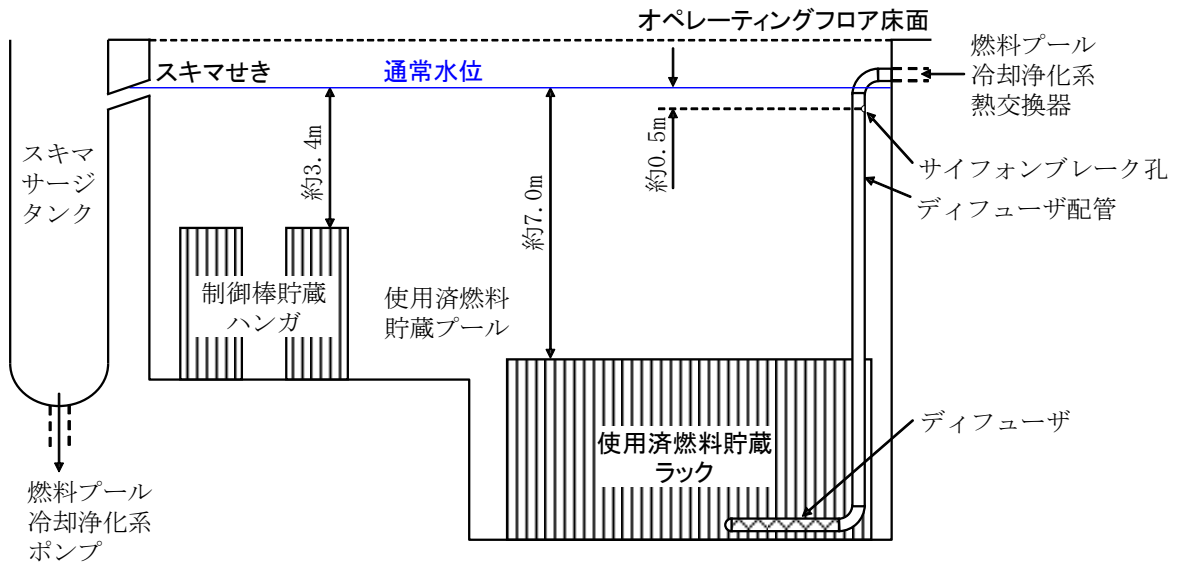


図 1-1 使用済燃料貯蔵プールに接続されている配管の概略図



図 1-2 サイフォンブレイク孔の現場写真

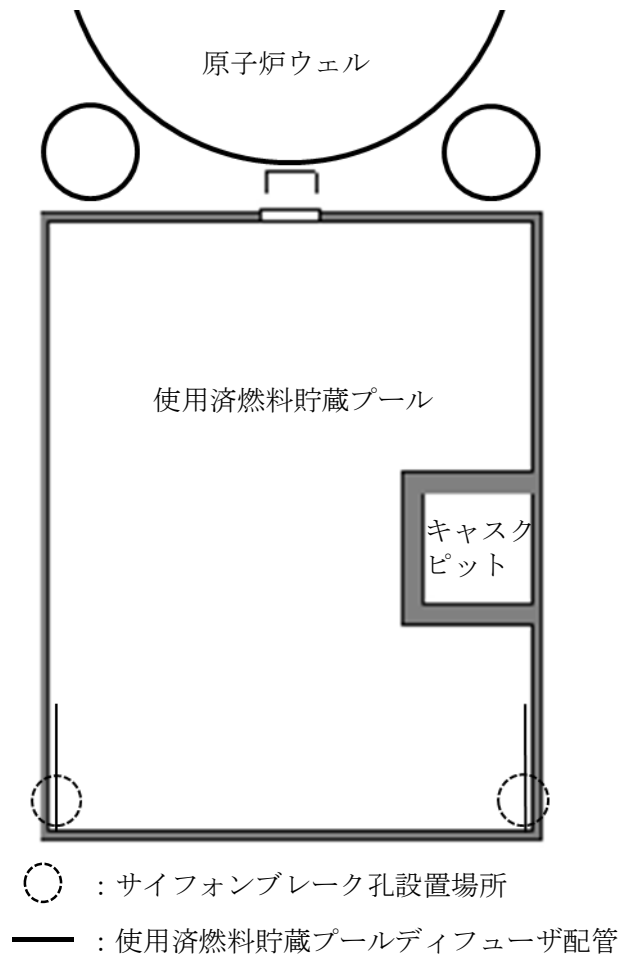


図 1-3 サイフォンブレイク孔の設置場所

#### サイフォンブレイク孔の仕様

サイフォンブレイク孔寸法：φ 15mm

ディフューザ配管材質：SUS304TP

#### 耐震性について

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

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

### 2.1 使用済燃料貯蔵プールの巡視について

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

### 2.2 サイフォンブレイク孔の健全性確認方法について

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

### 3. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレイク孔への重量物落下評価

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

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

その他手摺り等の軽量物については、ボルト固定又は固縛による運用としている。

よって、落下物としてサイフォンブレイク孔に干渉すると考えられる設備は上記を除くものであり、仮にサイフォンブレイク孔に変形が生じたとしても、本配管は剛性の高いステンレス鋼であり、完全閉塞に至る変形は考えにくいことから、サイフォン効果の除去機能は確保される。



4. 使用済燃料貯蔵プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について

(1) 使用済燃料貯蔵プールの概略図について

使用済燃料貯蔵プールの概略図を図 3-1 に示す。

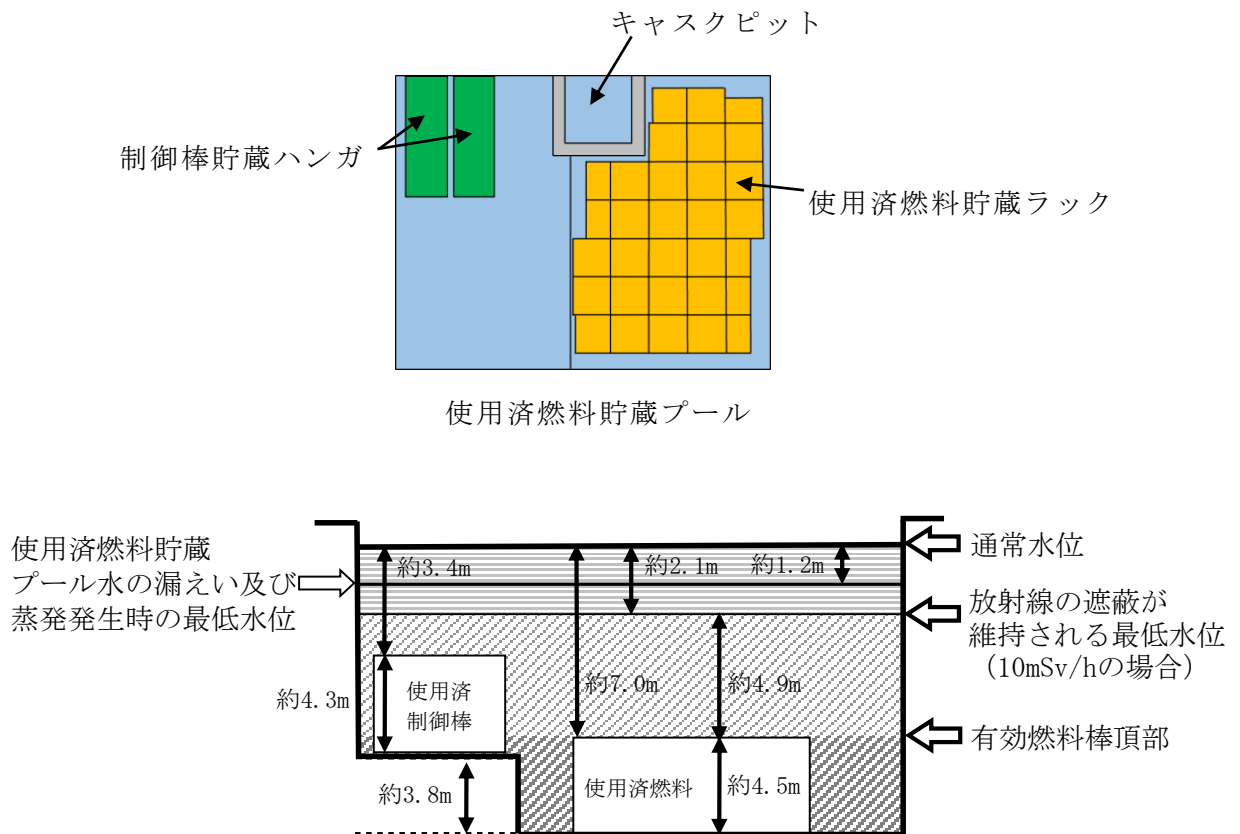
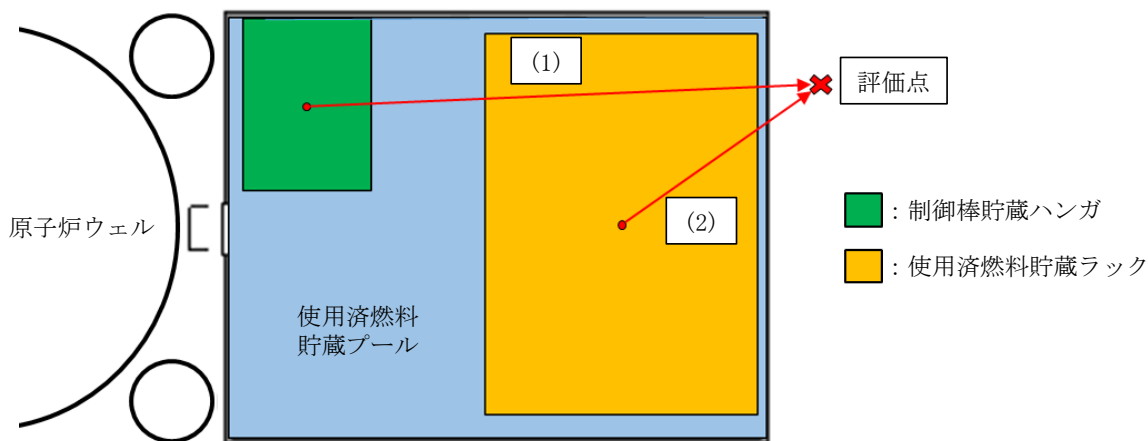


図 3-1 使用済燃料貯蔵プール概要図

(2) 評価点の設定について

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

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



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

図 3-2 各線源と評価点の平面位置関係

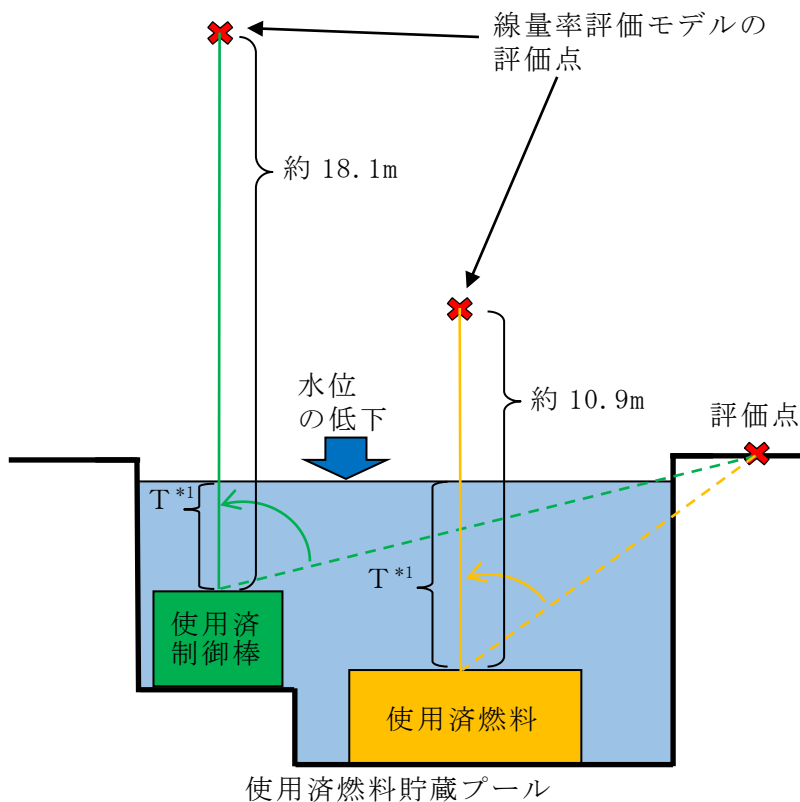


図 3-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

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

(3) 使用済燃料の線量率評価モデルにおける密度について

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

(4) 使用済制御棒の線源強度評価に用いる放射化断面積について

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

(BWR STEPⅢボイド率 40% UO<sub>2</sub><60GWD/TIHM)

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

(5) 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデルについて

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

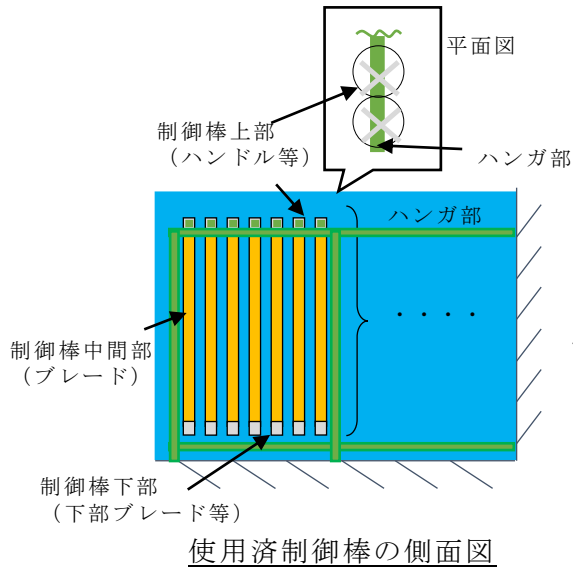
遮蔽評価をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価では使用済制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。

こちらは③露出時において、使用済制御棒間等は気中であるが、制御棒は水より密度の大きいステンレスやB<sub>4</sub>C（又はHf）等で構成されていること、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガのような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。

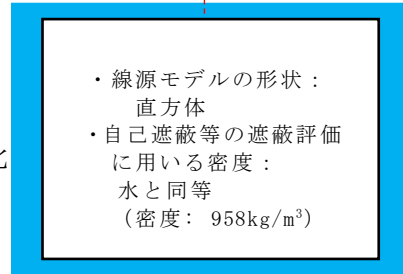
①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であつた箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まり、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで十分保守的なモデルとなっている。

評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり①冠水時と③露出時を等しく、線源を水として評価しているためである（図3-5）。また、図3-6に、使用済燃料及び使用済制御棒それぞれの線量率と水位の関係を示す。

①冠水時



モデル化



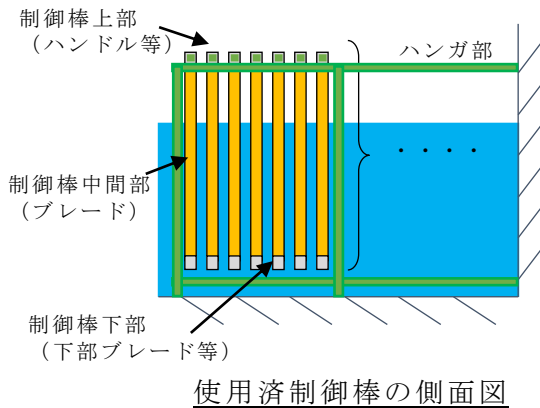
制御棒の線源モデル (冠水時)

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

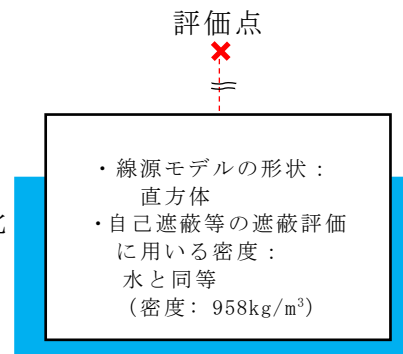
評価点

- ・線源モデルの形状：  
直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：  
水と同等  
(密度：958kg/m<sup>3</sup>)

②一部露出時



モデル化

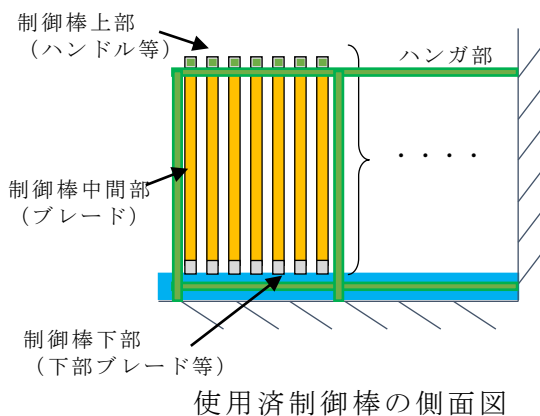


制御棒の線源モデル (一部露出時)

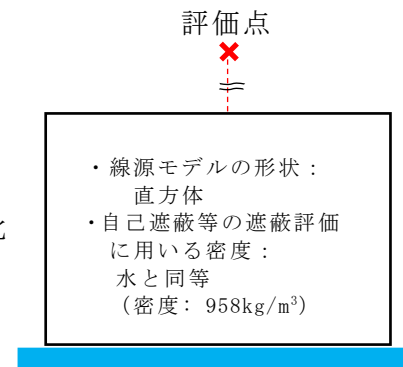
評価点

- ・線源モデルの形状：  
直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：  
水と同等  
(密度：958kg/m<sup>3</sup>)

③露出時



モデル化



制御棒の線源モデル (露出時)

評価点

- ・線源モデルの形状：  
直方体
- ・自己遮蔽等の遮蔽評価に用いる密度：  
水と同等  
(密度：958kg/m<sup>3</sup>)

図 3-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

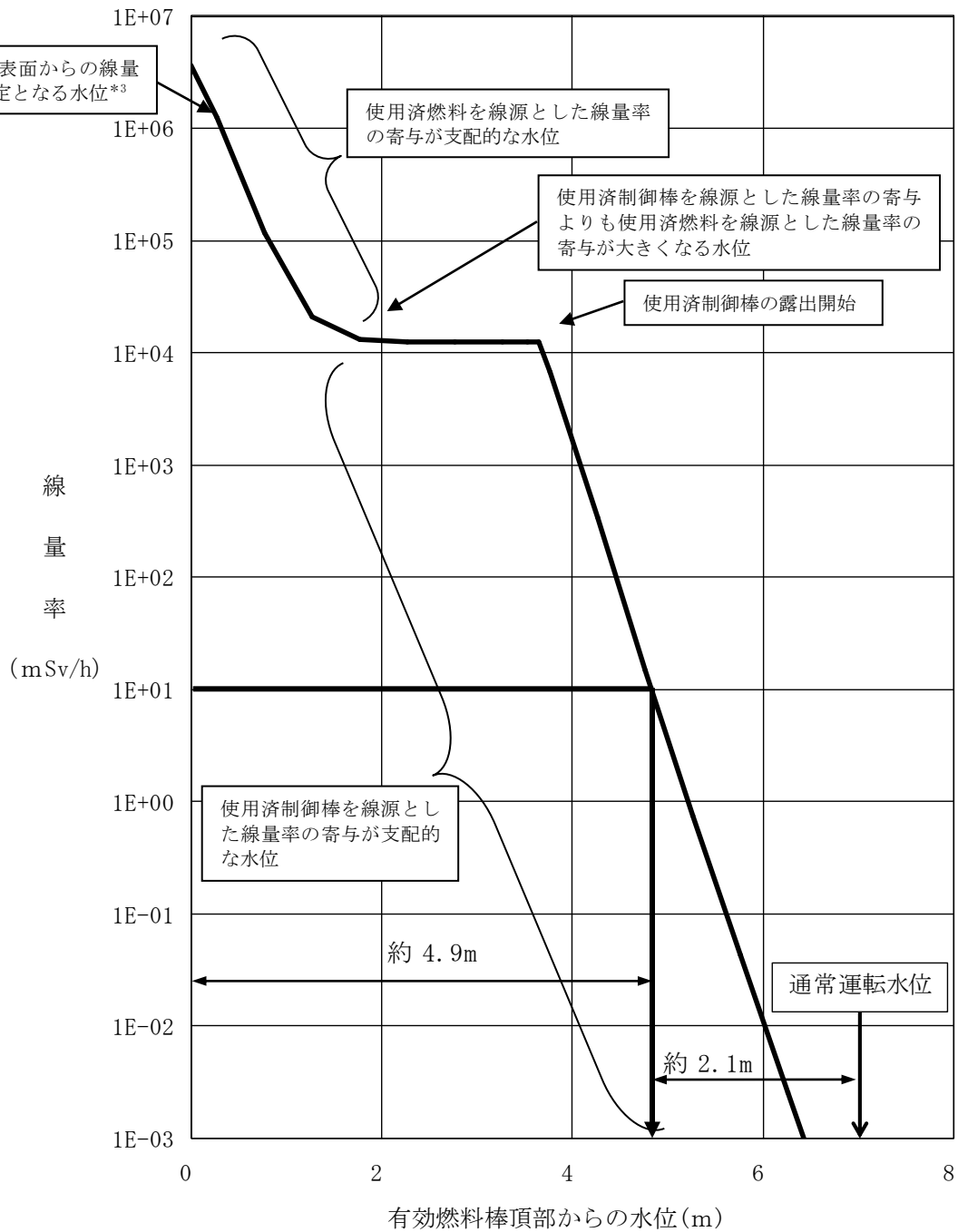


図 3-5 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率

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

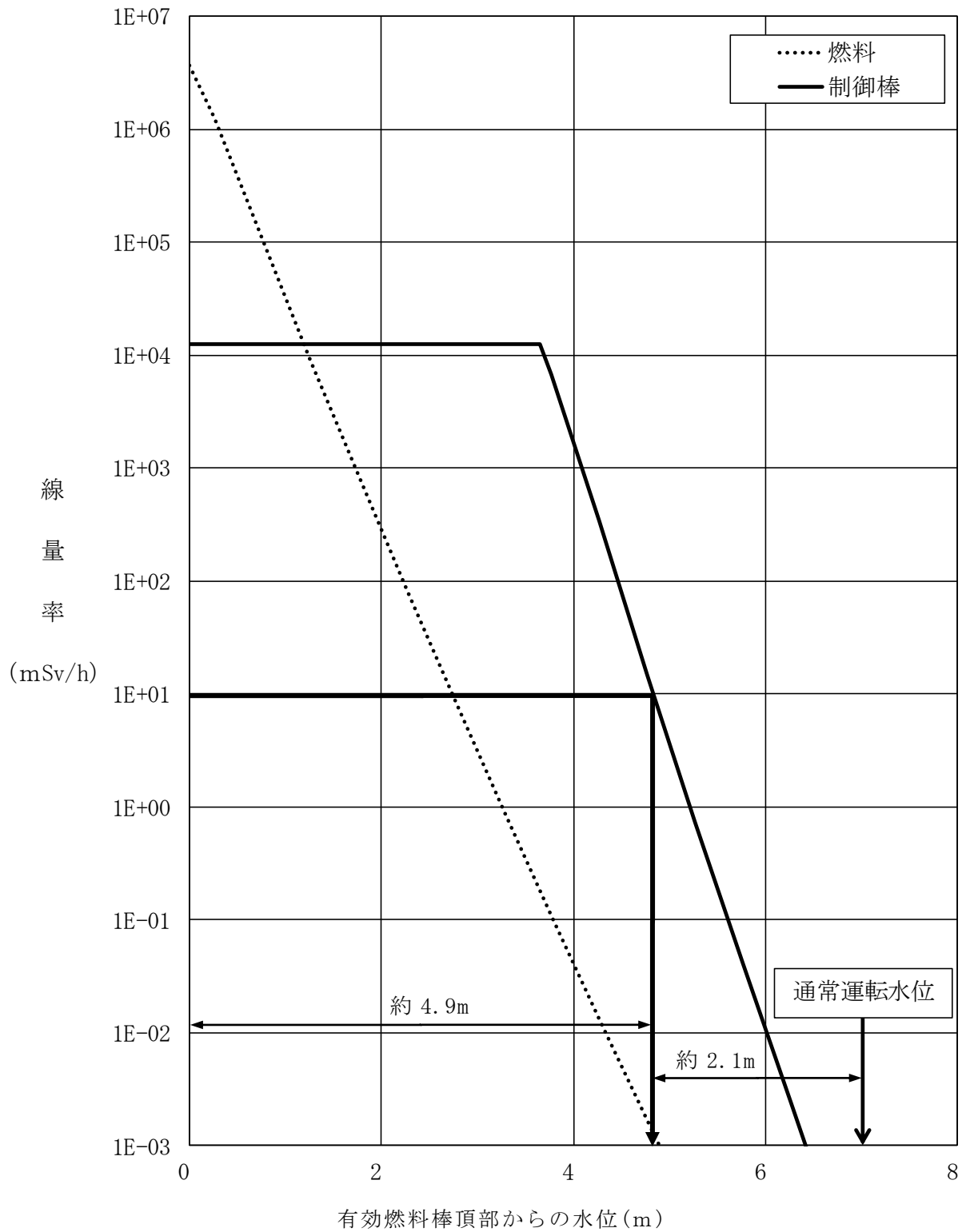


図 3-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

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

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