

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	O2-補-E-03-0320_改0
提出年月日	2020年6月18日

工事計画に係る補足説明資料

補足-320 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

2020年6月

東北電力株式会社

補足説明資料

工認添付書類	補足説明資料
<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-1-3-5 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	O2-補-E-03-0320-2_改0
提出年月日	2020年6月18日

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
-------------------------	-------

#### 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。

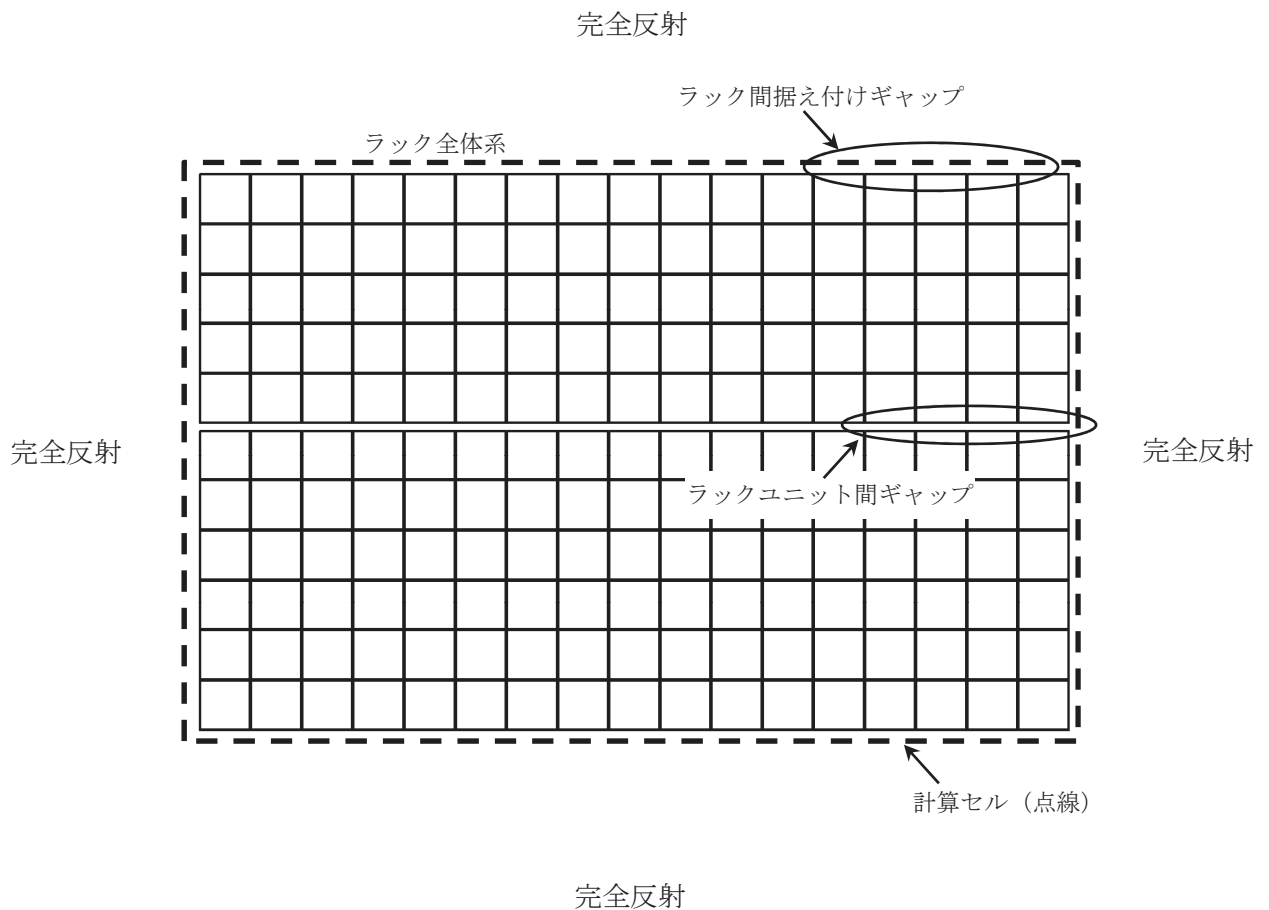
そこで、女川原子力発電所第2号機の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごく僅かであり、供用期間後の使用済燃料搬出までの期間を10年（合計70年間）と仮定しても効果の低下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、第1図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ラック全体系とし、プール全体をモデル化することよりも、保守的な計算モデルとなっている。

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



第1図 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、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。

#### 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第4-1～第4-4図に示す。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(第4-1図～第4-4図)。

濃縮度分布は燃料棒を外側から1から複数列ずつ、数種類に分け、実燃料の濃縮度分布を参考に、濃縮度分布を設定した。この濃縮度分布は、ウラン燃料設計の基本的な考え方(燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いをふまえ、濃縮度を外側に向かって低く、コーナー部は最も低濃縮度にする)に基づいている。9×9燃料(A型)の濃縮度分布を参考にし、ガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定して無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を変更した結果、平均濃縮度は□wt%となった。また、いずれの燃料においても燃焼が進むと無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状態においては、より大きな保守性をもつと言える。モデルバンドルとしては9×9燃料(A型)を用いたが、いずれの燃料を用いてもこの大きな保守性に包絡され、燃料条件としては保守的な設定となる。

注記 \*1: 沸騰水型原子力発電所 燃料集合体核特性計算手法, TLR-006 改訂1, 株式会社東芝, 平成20年9月

\*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。女川原子力発電所第2号機の使用済燃料プールは減速不足の体系であり、ラックピッチを小さくすることによってさらに減速不足となる影響も考えられるものの、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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



守的になることを確認した（第 4-5～第 4-7 図）。

厚さ :  $\square$  mm +  $\square$  mm, -  $\square$  mm  
(但し, 腐食代を考慮して -  $\square$  mm)

ラックピッチ (長辺方向) :  $\square$  mm ±  $\square$  mm  
(短辺方向) :  $\square$  mm ±  $\square$  mm

ラック内のり :  $\square$  mm +  $\square$  mm, -  $\square$  mm

ボロン濃度は保守的に製造範囲 ( $\square$  wt% ~  $\square$  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。

#### 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/cm<sup>3</sup> を下回らない。したがって、水密度について、0 g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>,  $\square$  g/cm<sup>3</sup>, 1.0 g/cm<sup>3</sup> 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

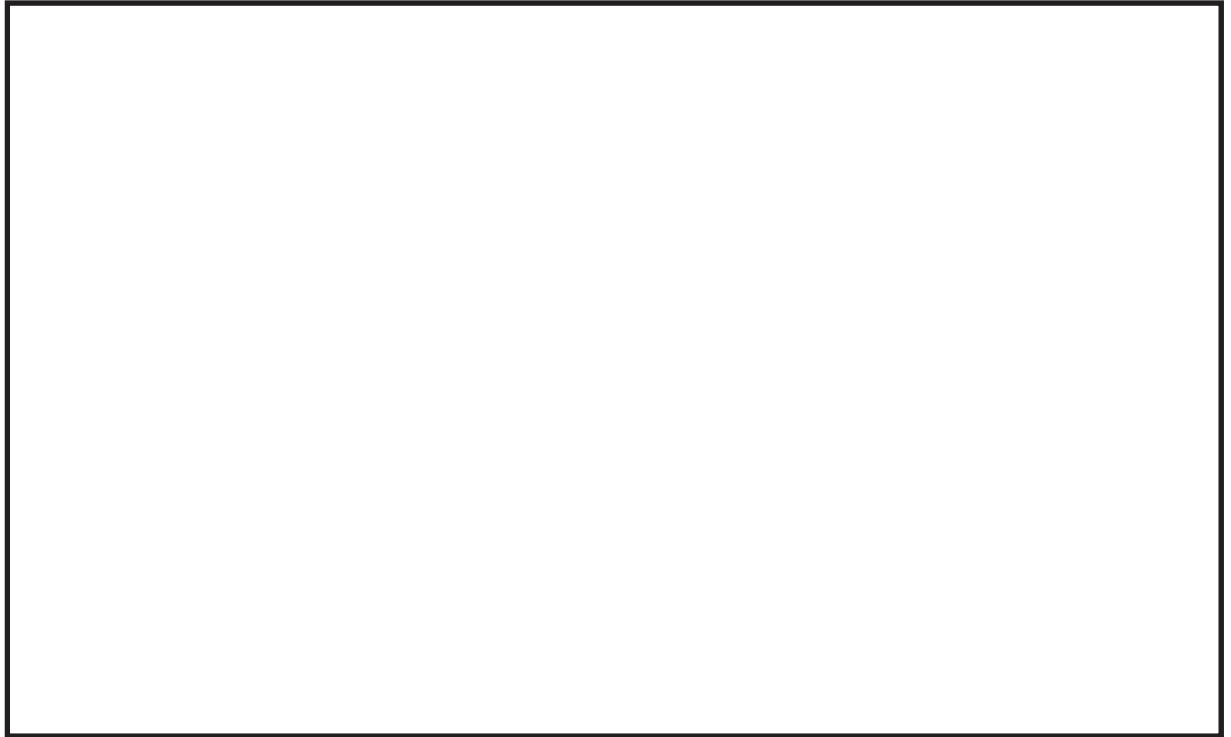
未臨界性評価において、チャンネル・ボックスは装着した状態を想定している。主要な作用として中性子の減速効果及び吸収効果があるが、チャンネル・ボックスを考慮することにより、代わりに水が存在する場合よりいずれの作用も小さくなる。減速効果が小さくなれば中性子増倍率は低くなり、中性子吸収効果が小さくなると中性子増倍率は高くなる。チャンネル・ボックスを装着した状態の吸収効果低減の影響が減速効果低減の影響より大きいため、チャンネル・ボックスを装着した状態の方が実効増倍率が高くなり、保守的である。

##### (2) ラック内偏心配置

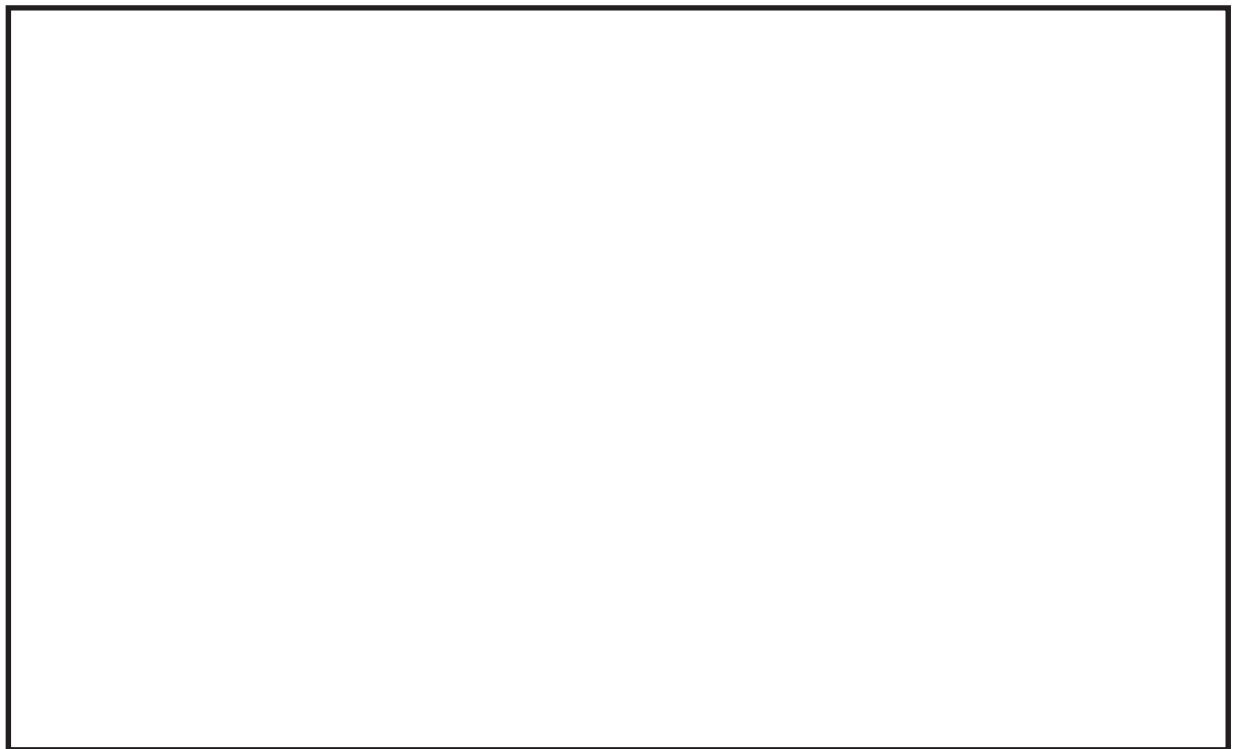
ラック内で燃料が偏心する場合を考慮し、燃料が全体的に偏心した 4 パターンについて、中心に配置した場合と比較した結果、ラック中心に向かって偏心した場合が最も実効増倍率が高い結果を得た。これは、燃料が全体的にラック中心に向かって偏心することにより燃料同士の距離を最も小さくする配置となることで、核分裂性物質集中による反応度上昇の効果の方が、偏心により核分裂性物質が強吸収体のボロンに接近して反応度が下がる効果より大きいため、偏心配置とした設定が実効増倍率は大きくなり、保守的である。

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。

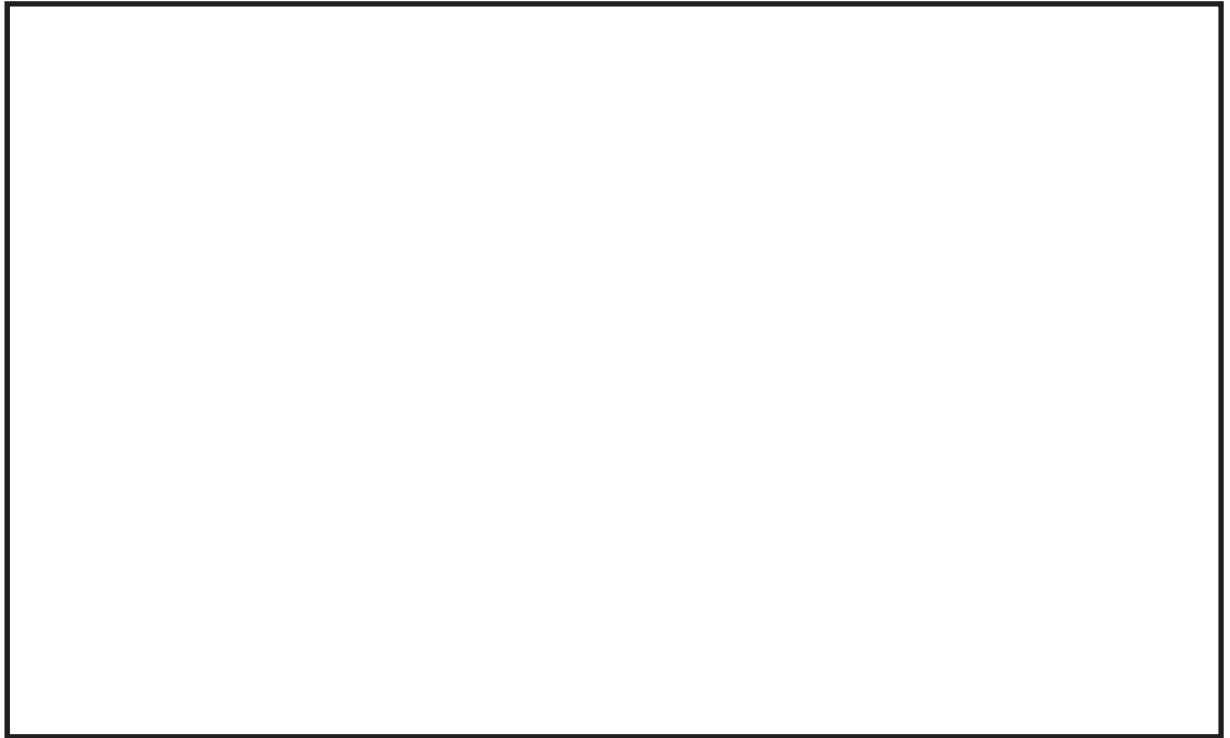


第 4-1 図 9 × 9 燃料（A 型）の冷温時無限増倍率

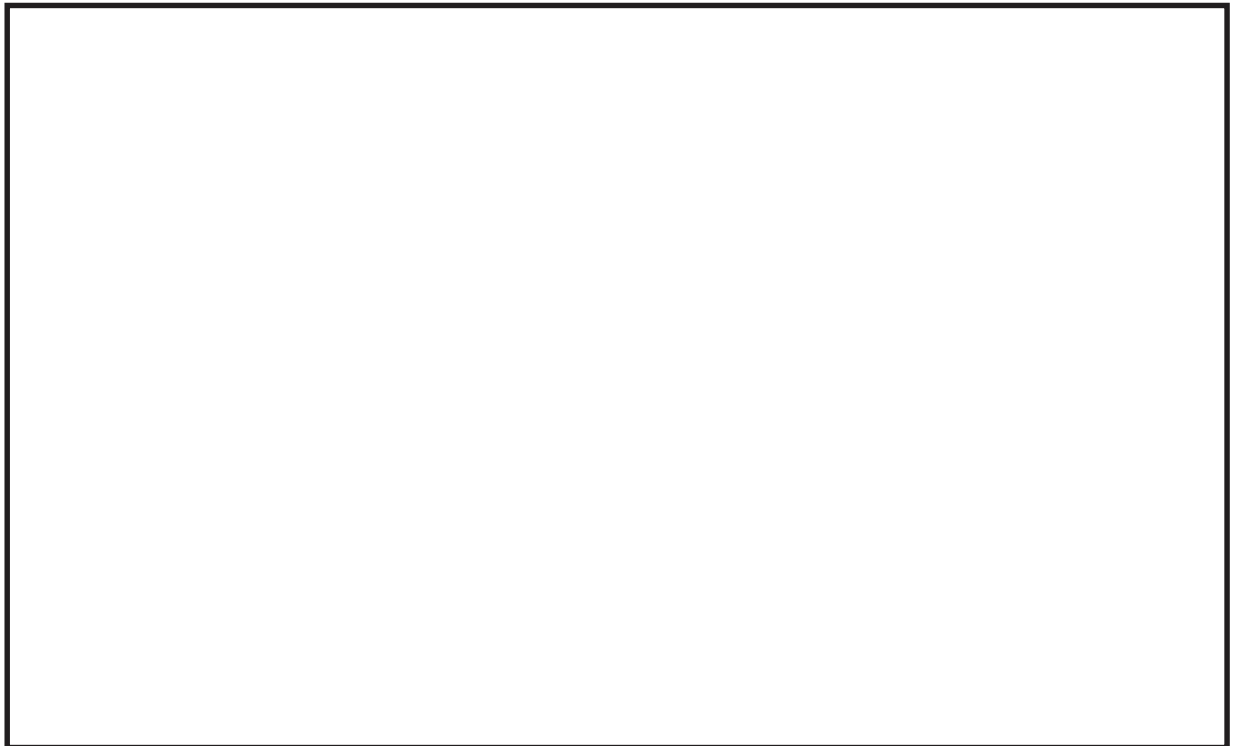


第 4-2 図 9 × 9 燃料（B 型）の冷温時無限増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

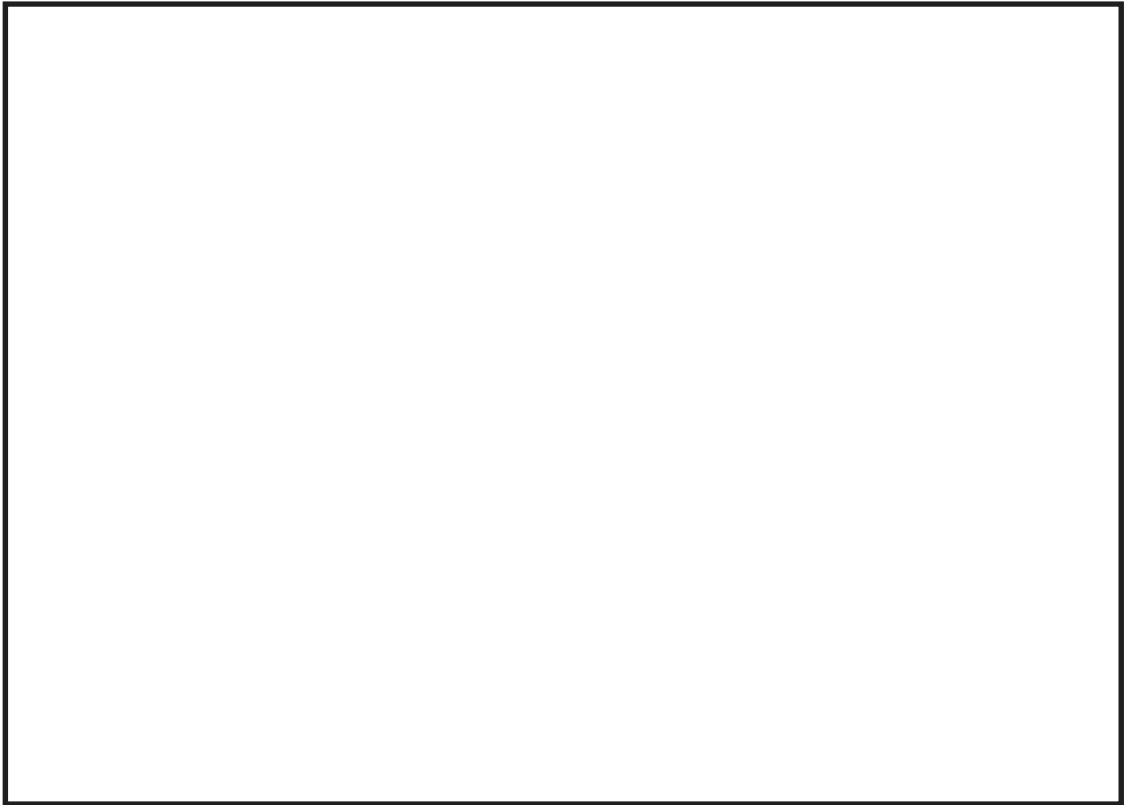


第 4-3 図 高燃焼度 8 × 8 燃料の冷温時無限増倍率

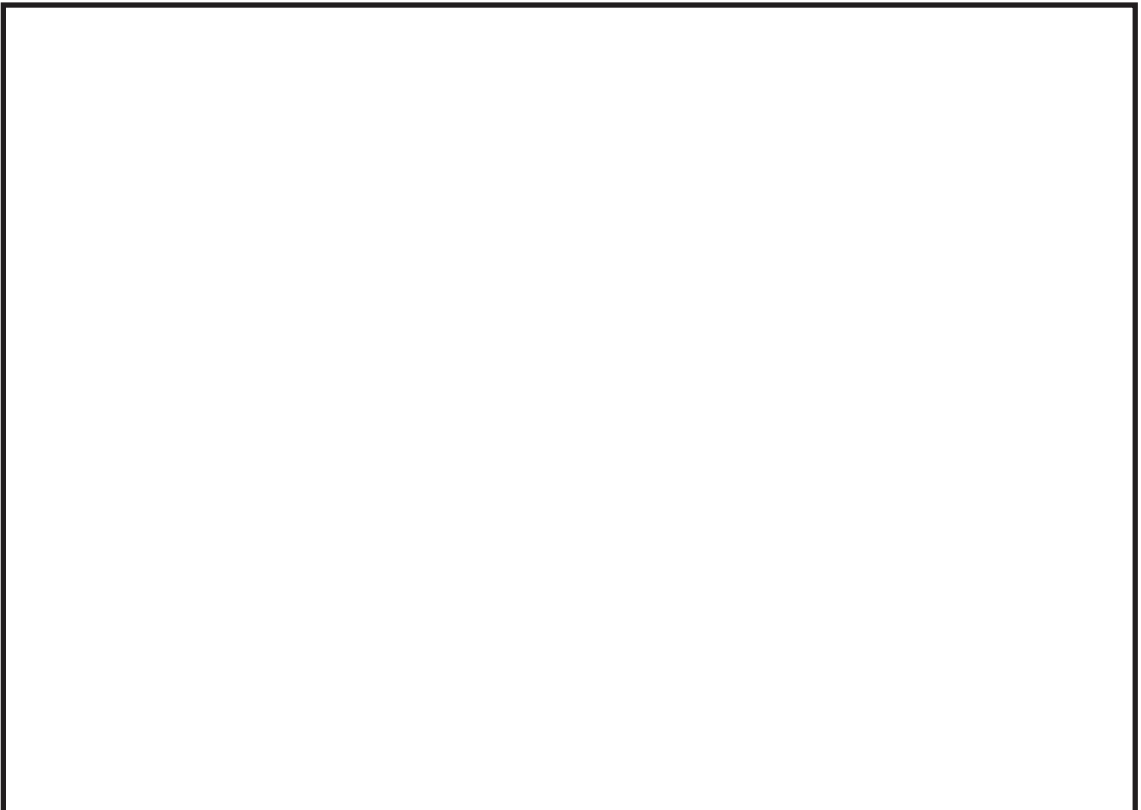


第 4-4 図 新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料の冷温時無限増倍率

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

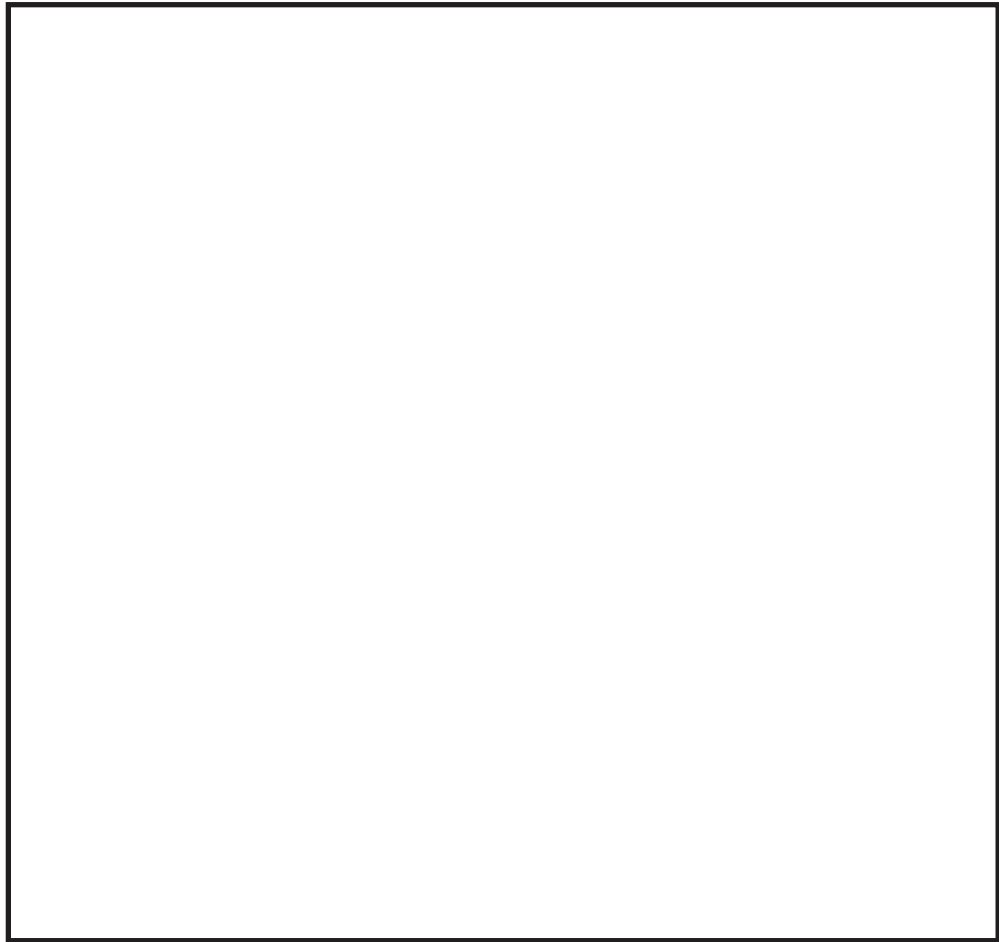


第 4-5 図 ラック板厚を変化させた場合の  $k_{eff}$  の変化



第 4-6 図 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。



第 4-7 図 ラック内のりを変化させた場合の  $k_{\text{eff}}$  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（第1表）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 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（第2表）。

### 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\*<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（ $\approx 100\% \Delta k$ ）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 0.002~0.004 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\*<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

第1表 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 <sup>235</sup> 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 <sup>3</sup>	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



第2表 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	$\Delta k$	
	平均値の不確定性	$\epsilon_c$	
製造公差に基づく 不確定性	燃料製造公差	$\epsilon_f$	—*1
	ラック製造公差 (+燃料偏心配置影響)	$\epsilon_r$	—*1
統計誤差*2		$3\sigma$	

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、 $\Delta k$ 及び $\epsilon_c$ 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、ラック製造公差を実効増倍率が保守的になるように見込み、\*2のように標準偏差の3倍を考慮して0.95以下を確認している。

注記 \*1：製造公差に基づく不確定性のうち、燃料製造公差については、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となるよう設定し、ラック製造公差(+燃料偏心配置影響)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  $k_{\text{eff}}$ ) 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が、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  $^{10}\text{B}$  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。

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

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\*<sup>1</sup>。

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、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  $^{10}\text{B}$  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（公益社団法人日本アイソトープ協会発行）

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	O2-補-E-03-0320-3_改0
提出年月日	2020年6月18日

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】

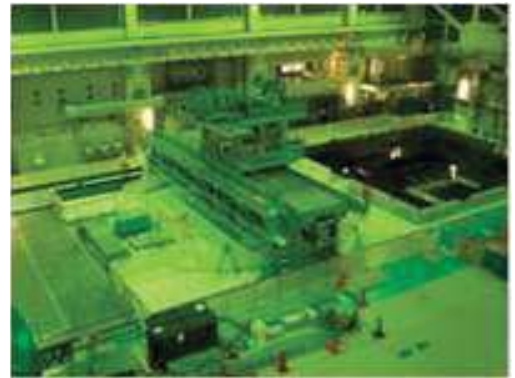
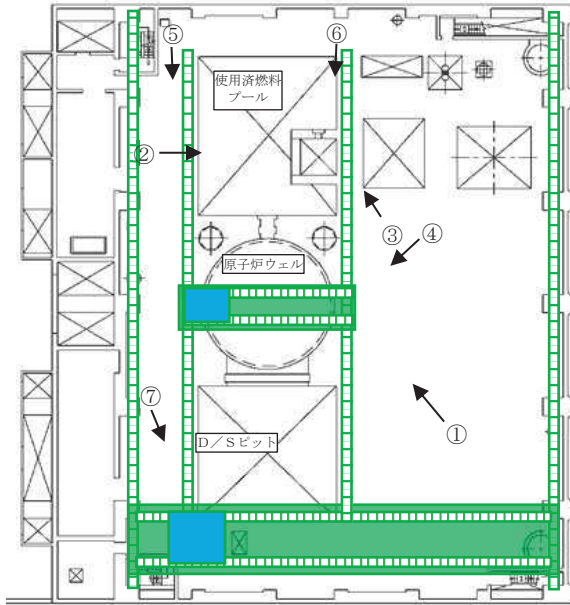
工認添付資料		設置許可まとめ資料			引用内容
V-1- 3-3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	DB	第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設について	落下防止について引用 ただし、燃料交換機及び原子炉建屋クレーンに係る評価方法、評価結果については、各耐震計算書に示す。

## 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……………	補足 320-3-1-1
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……………	補足 320-3-2-1
3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて……………	補足 320-3-3-1
4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策……………	補足 320-3-4-1
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……………	補足 320-3-5-1
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……………	補足 320-3-6-1
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……………	補足 320-3-7-1
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……………	補足 320-3-8-1
別添 1 重量物落下時のチャンネルボックスへの荷重について……………	補足 320-3-別 1-1

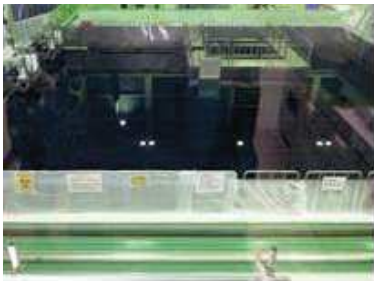
1. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置

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、ストップパから基準地震動S<sub>s</sub>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。

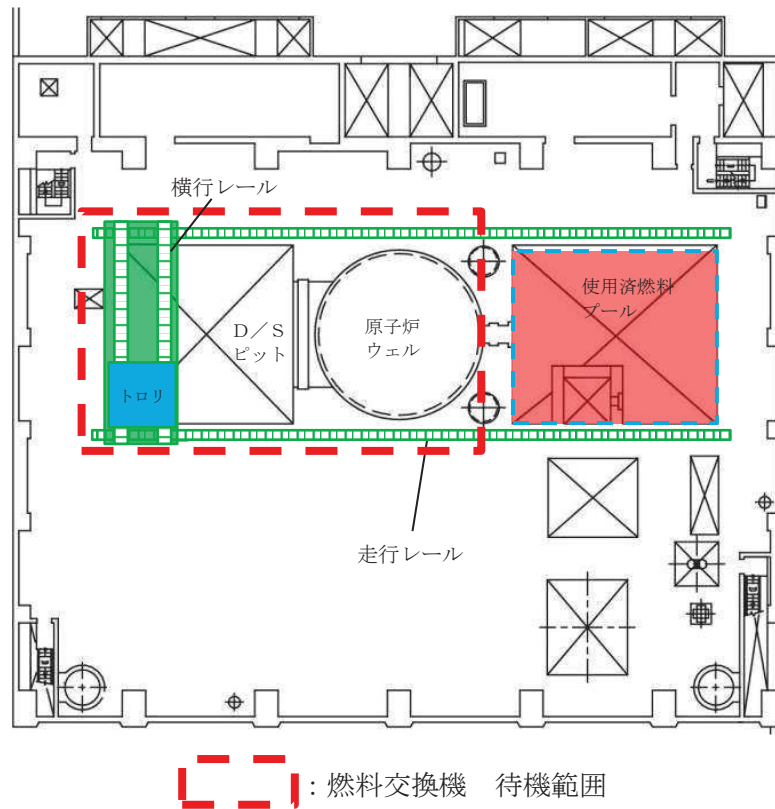
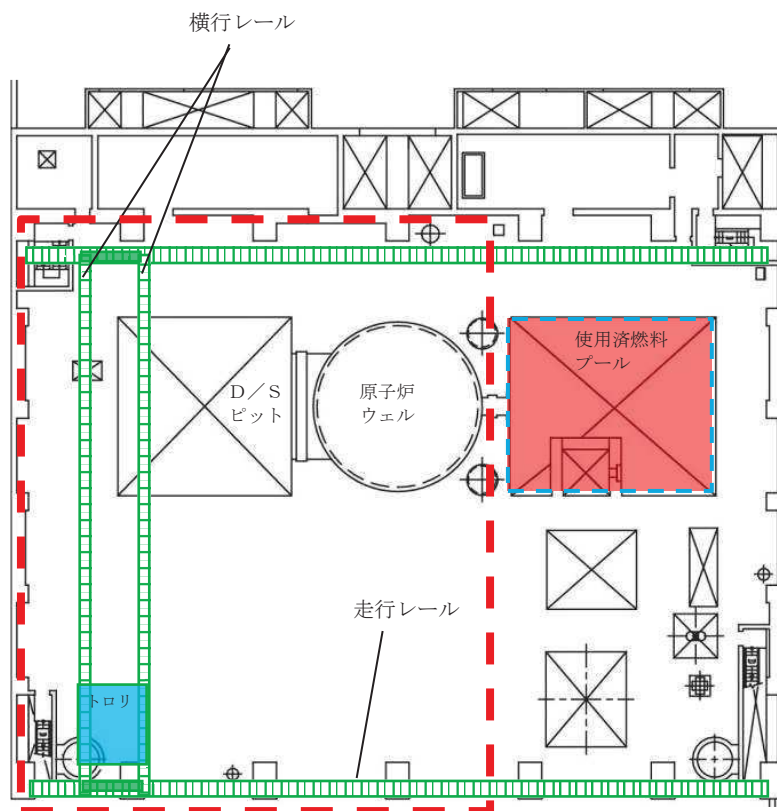


図2-1 燃料交換機待機場所




 : 原子炉建屋クレーン 待機範囲

図 2-2 原子炉建屋クレーン待機場所

### 3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料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。

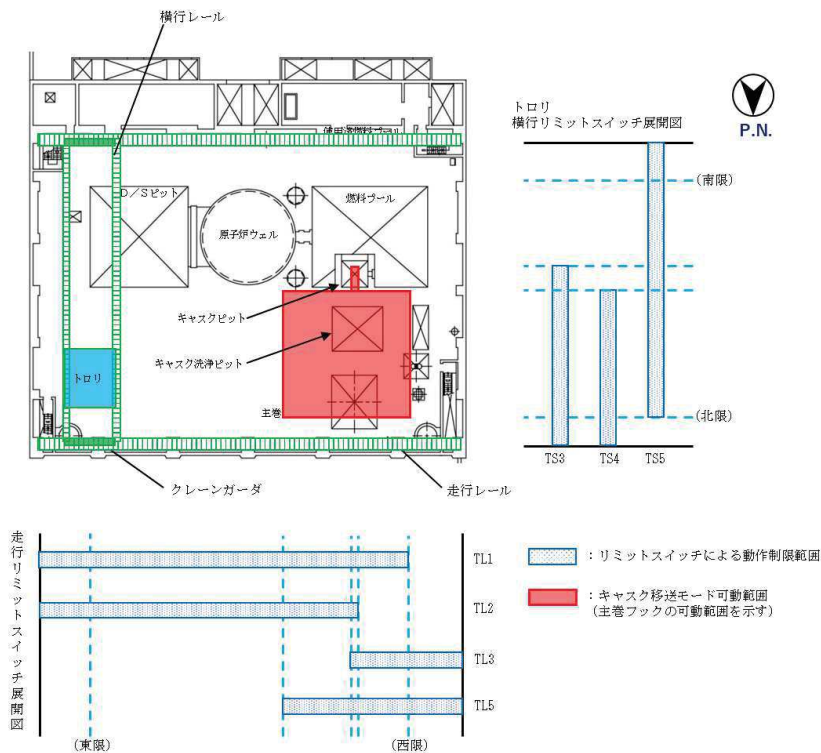


図 3-1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による  
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

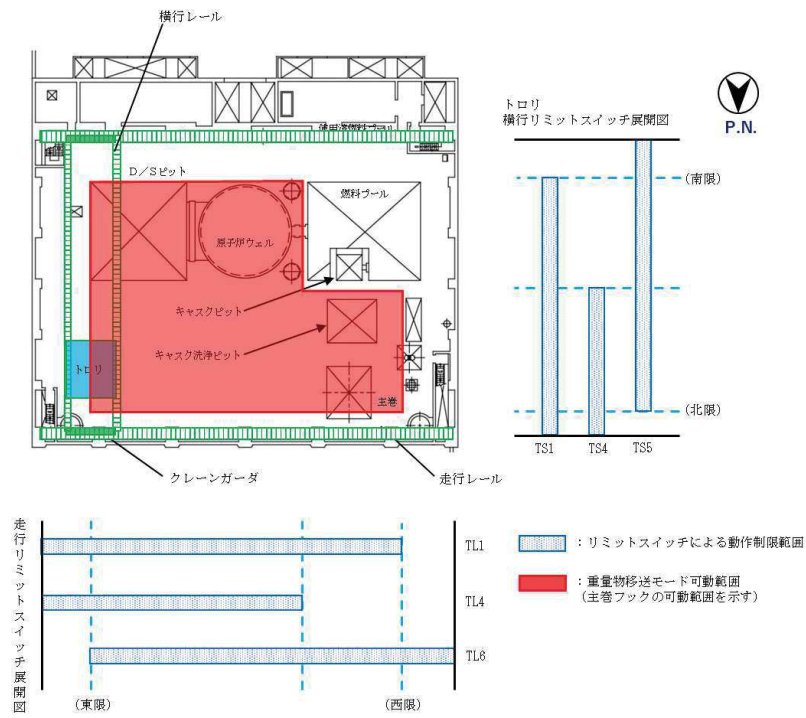


図 3-2 原子炉建屋クレーンのインターロック (B モード) による  
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図

#### 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。

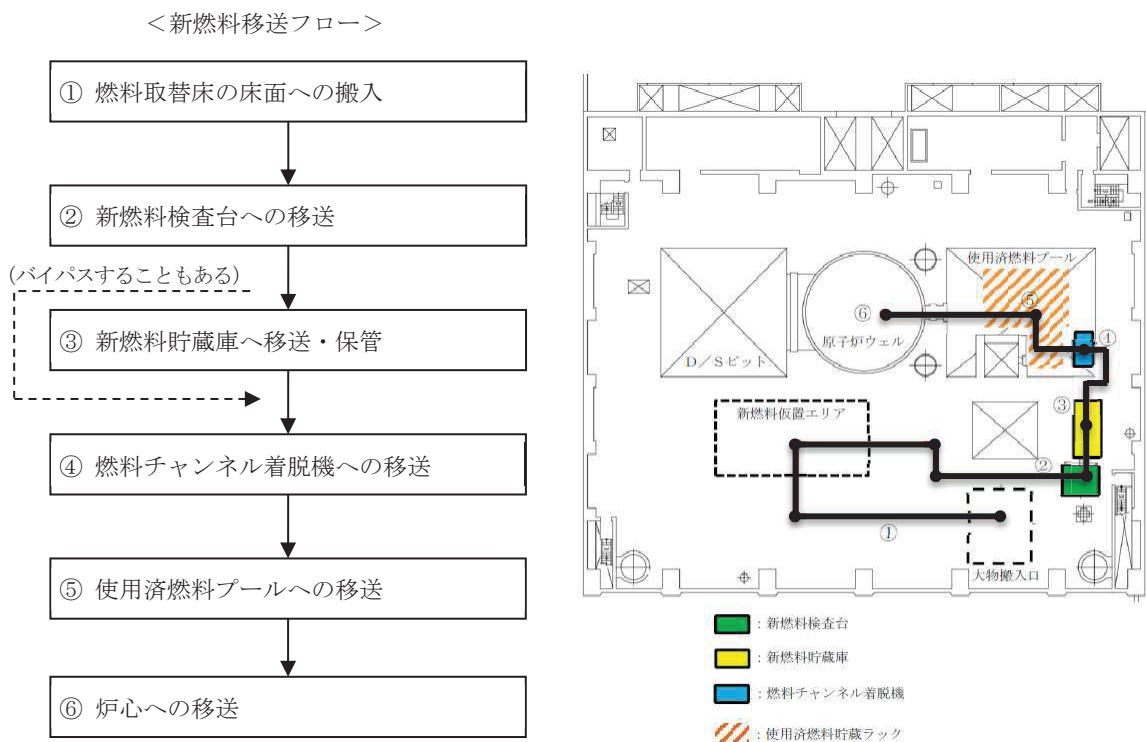


図4-1に示すとおり、新燃料を使用済燃料プールへ移送する際は、使用済燃料プール上を移送しない運用とし、使用済燃料プール上への落下を防止している（次頁「【参考】新燃料の入水作業」参照）。

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。

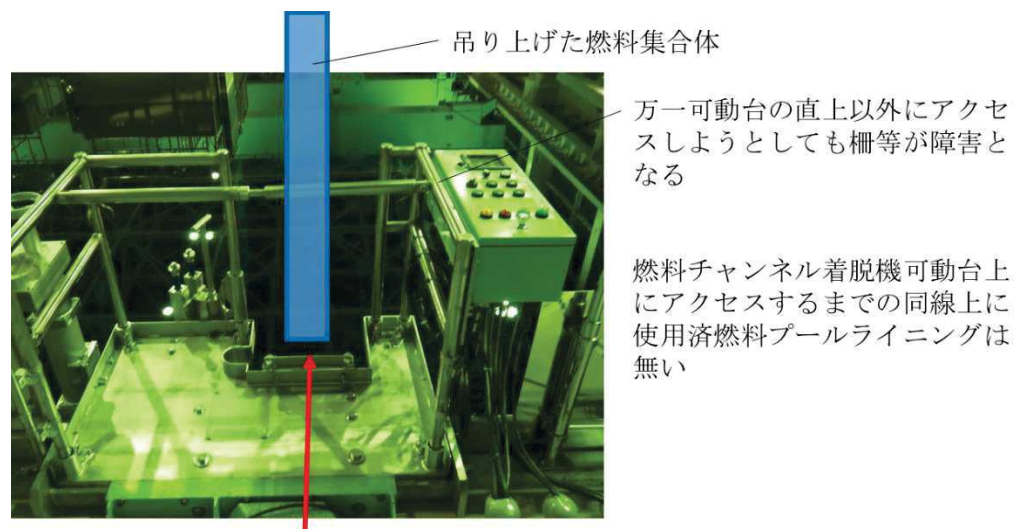
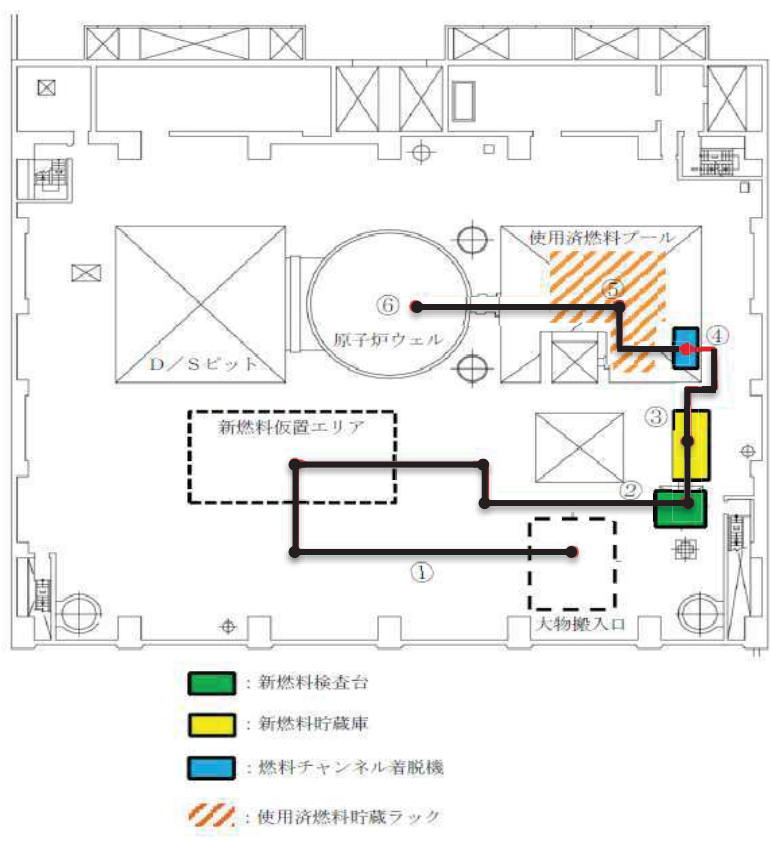
新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫にて、新燃料を吊り上げる際は、原子炉建屋クレーン（補巻）と吊具として使用するワイヤロープはクレーン等安全規則により、安全率 6 以上のものを、ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕をもったものを気中で確実に装着した上で、ゆっくり吊り上げる。

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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)

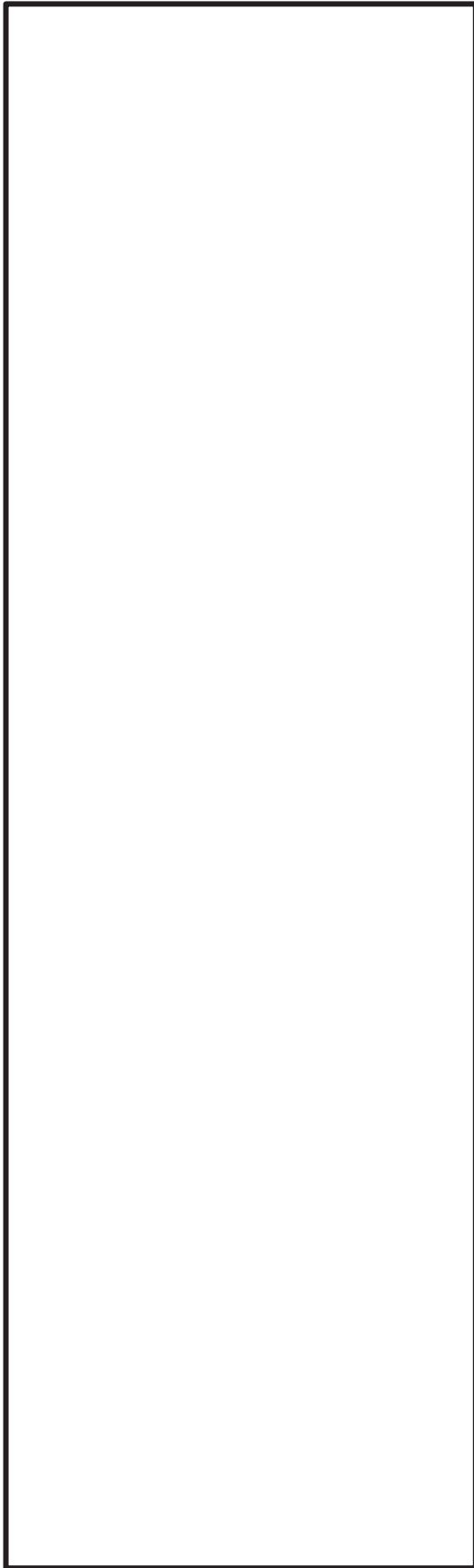


図 4-2 燃料チャンネル着脱機概略図

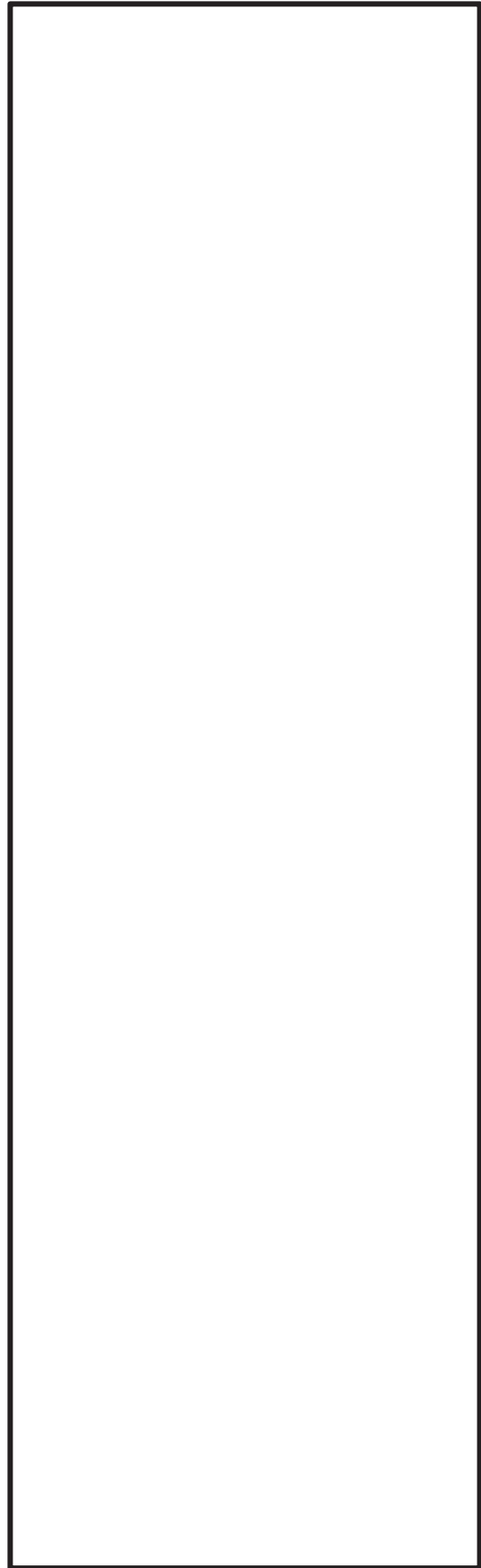


図 4-3 ストッパの位置

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<sup>\*1,2</sup>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。

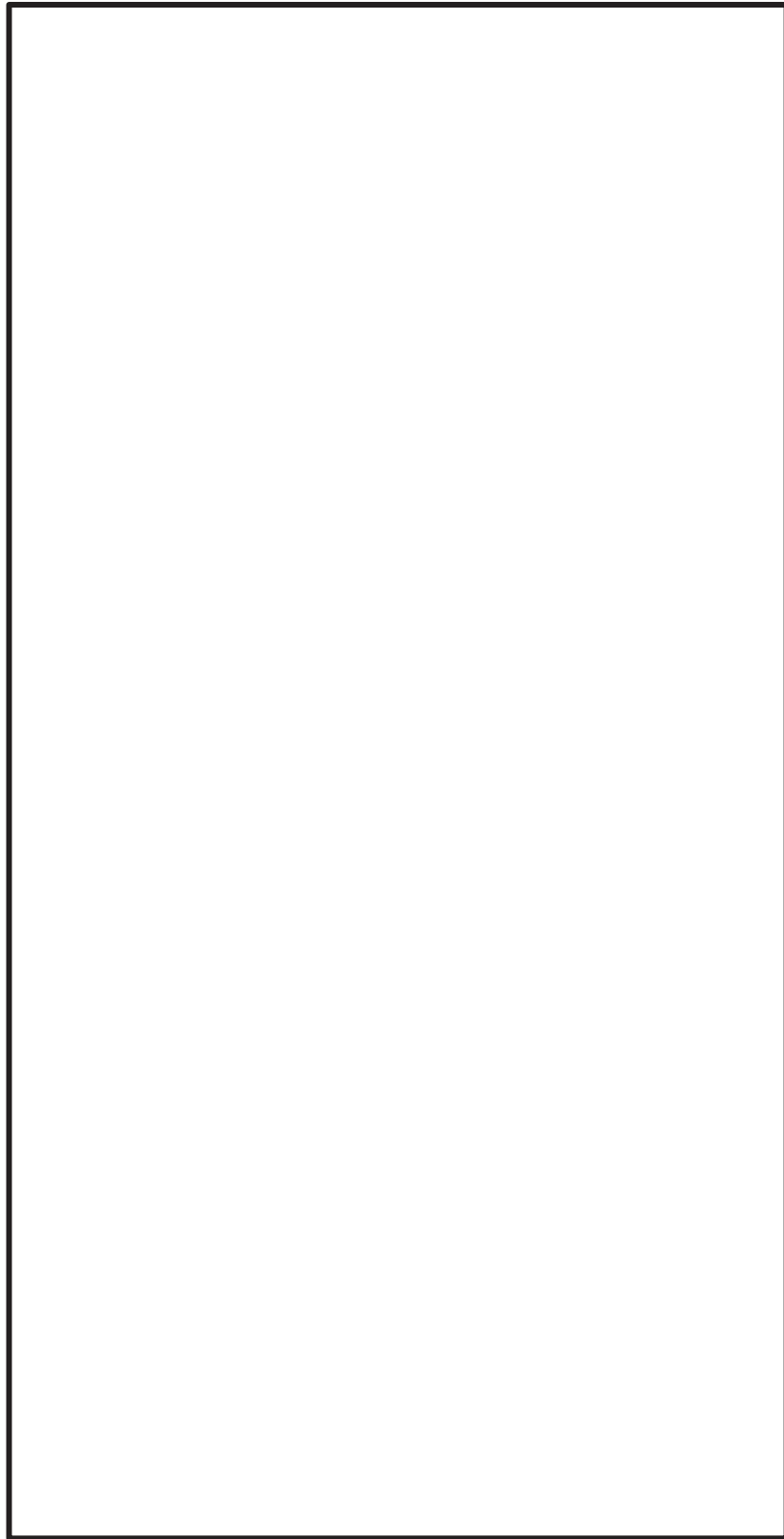


図 5-1 キャスク取扱い作業フロー（例）

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)

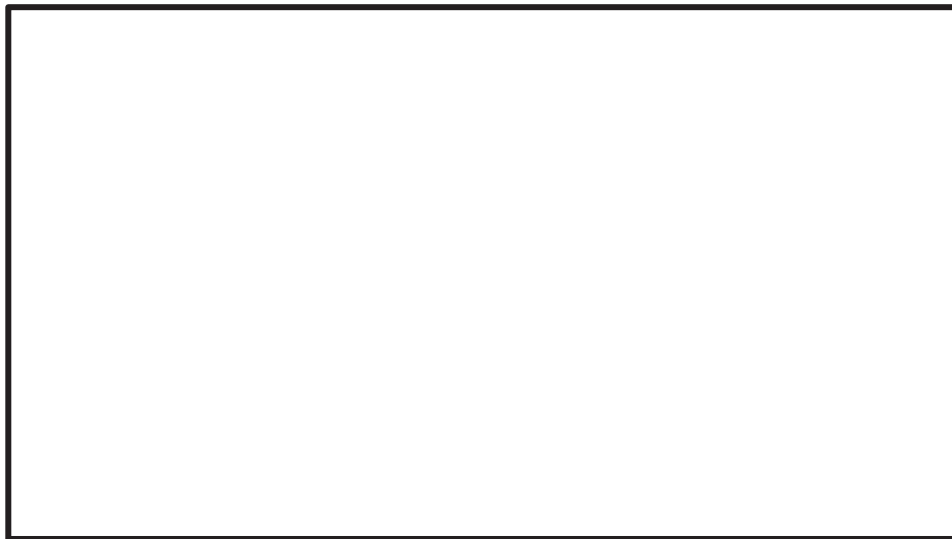


図 5-3 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係 (横から見た図)

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。

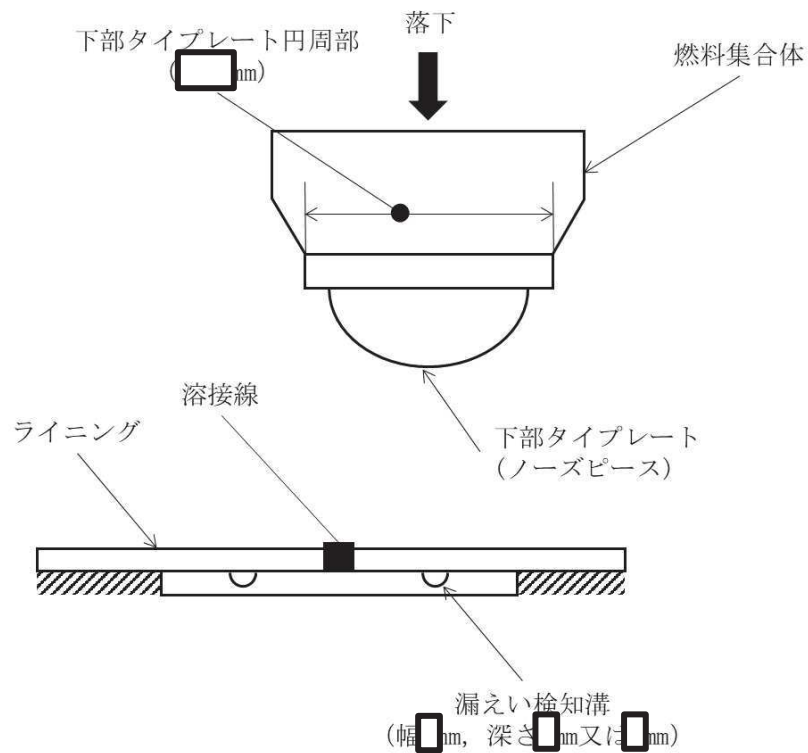


図 6-1 漏えい検知溝上への燃料集合体の落下

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。

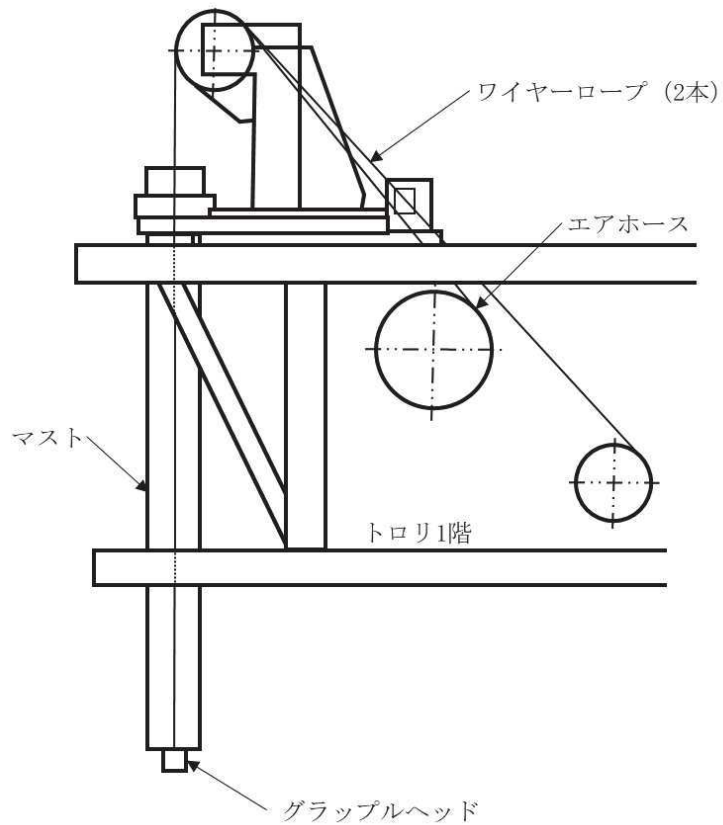


図7-1 燃料交換機ワイヤロープ概要図

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	原子炉圧力容器 (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		
		操作ポール+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ブ				
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	作業計画を踏まえ抽出 (ワークダウン時はなし。作業時原子炉建屋に搬入)	同上 <sup>*2, 3</sup>
		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		
11	電源盤類	照明用分電盤	ワークダウンにより抽出	同上 <sup>*2</sup>
		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		
12	フェンス・ラダー類	手摺り	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 <sup>*2, 3</sup>
		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		
13	装置類	静的触媒式水素再結合装置	ワークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	同上 <sup>*2, 3</sup>
		除染装置		
14	作業機材類	水中カラーTVカメラヘッド	ワークダウンにより抽出	同上 <sup>*2, 3</sup>
		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)		
15	計器・カメラ・通信機器類	工具棚	ワークダウン及び作業計画を踏まえ抽出	同上 <sup>*2, 3</sup>
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)				
SGTストレイ出口流量発信器(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				
16	試験・検査用機材類	模擬燃料集集体	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
		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				
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	新燃料貯蔵庫カバー	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 <sup>*2, 3</sup>
		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)		



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 <sup>*2, 3</sup>
		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ピットカバー (No. 1)		
		D/Sピットカバー (No. 2)		
		D/Sピットカバー (No. 3)		
		D/Sピットカバー (No. 4)		
		D/Sピットカバー (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 <sup>*2</sup>
		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		
		スプレインゾル		

※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	

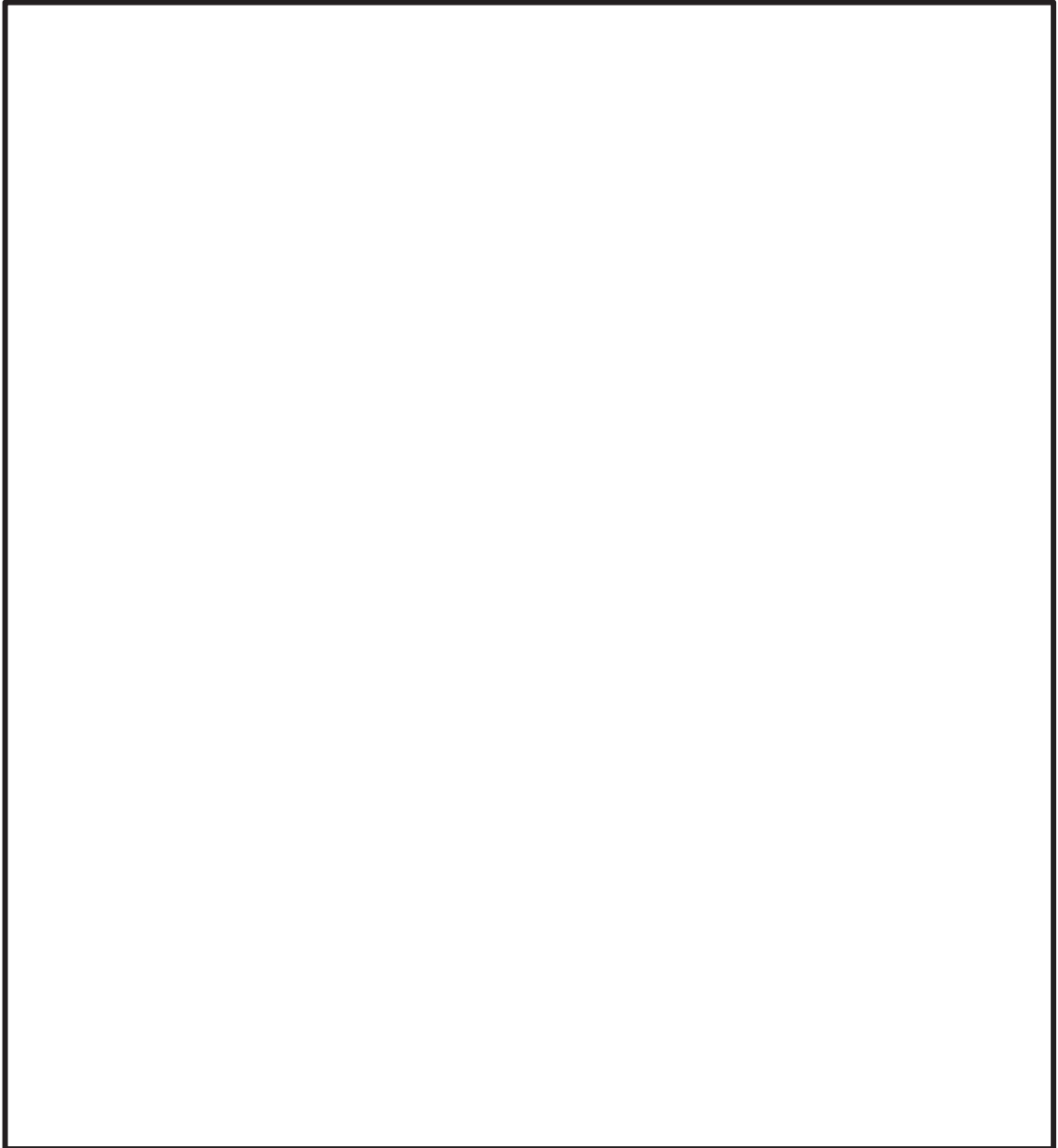


図 8-1 使用済燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

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I H T錘		
		挿入用I H T		
		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） キャスクピットゲート		
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ピ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）		
		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ピットカバー（No. 1）		
		D/Sピットカバー（No. 2）		
		D/Sピットカバー（No. 3）		
D/Sピットカバー（No. 4）				
D/Sピットカバー（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。

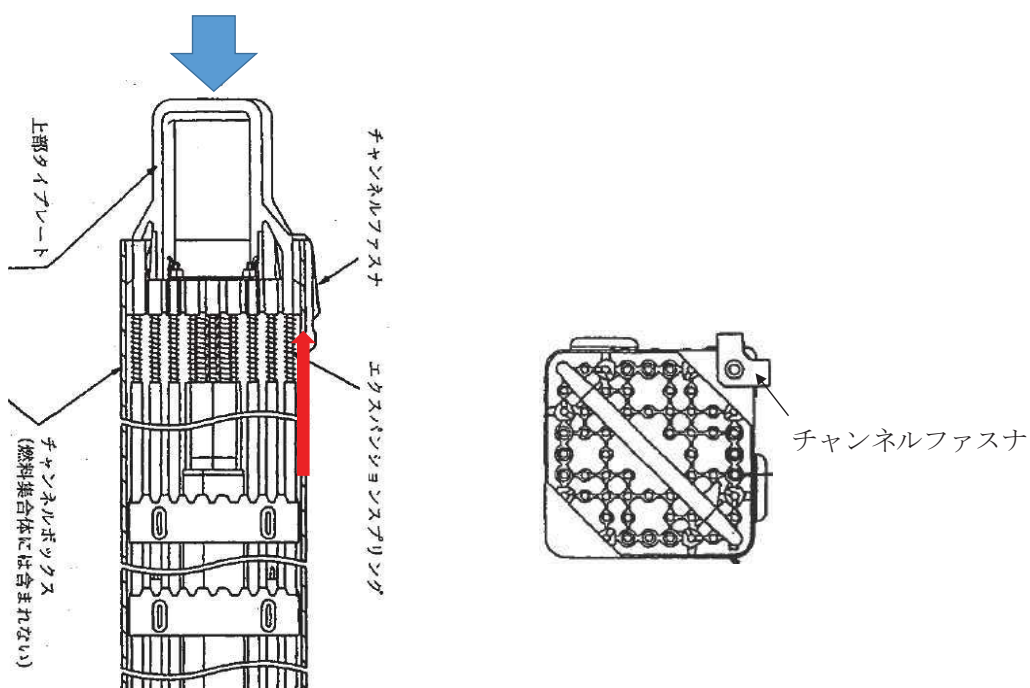


図1 チャンネルボックスの受ける荷重について

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	O2-補-E-03-0320-5_改0
提出年月日	2020年6月18日

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..... 1-1
2. 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 ..... 2-1
3. 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 ..... 3-1

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。

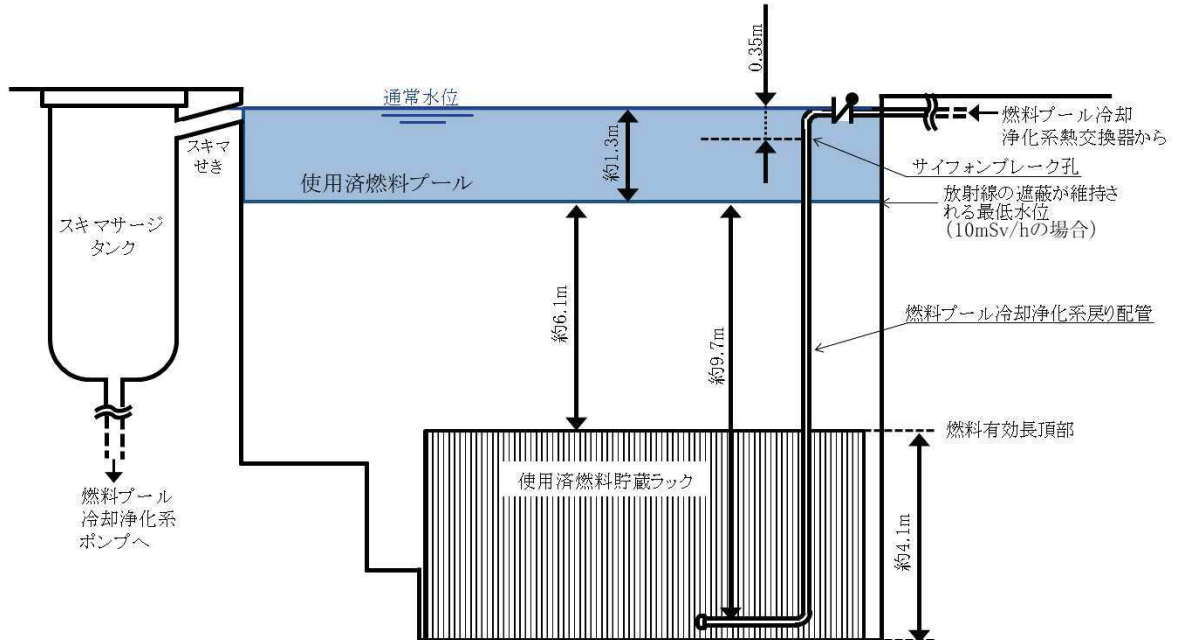


図 1-1 使用済燃料プールに接続されている配管の概略図

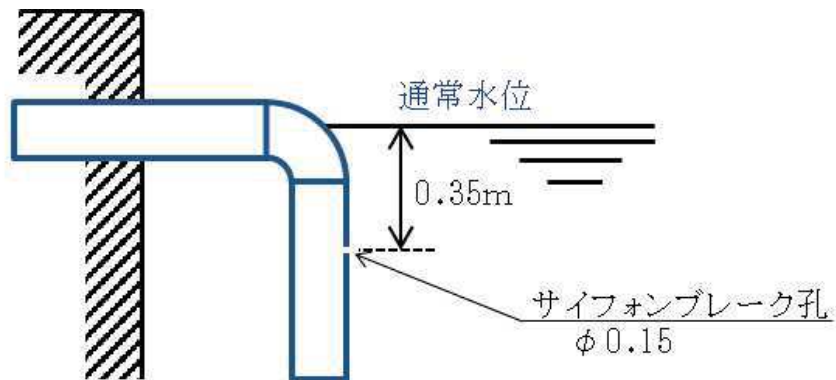


図 1-2 サイフォンブレイク孔設置概略図

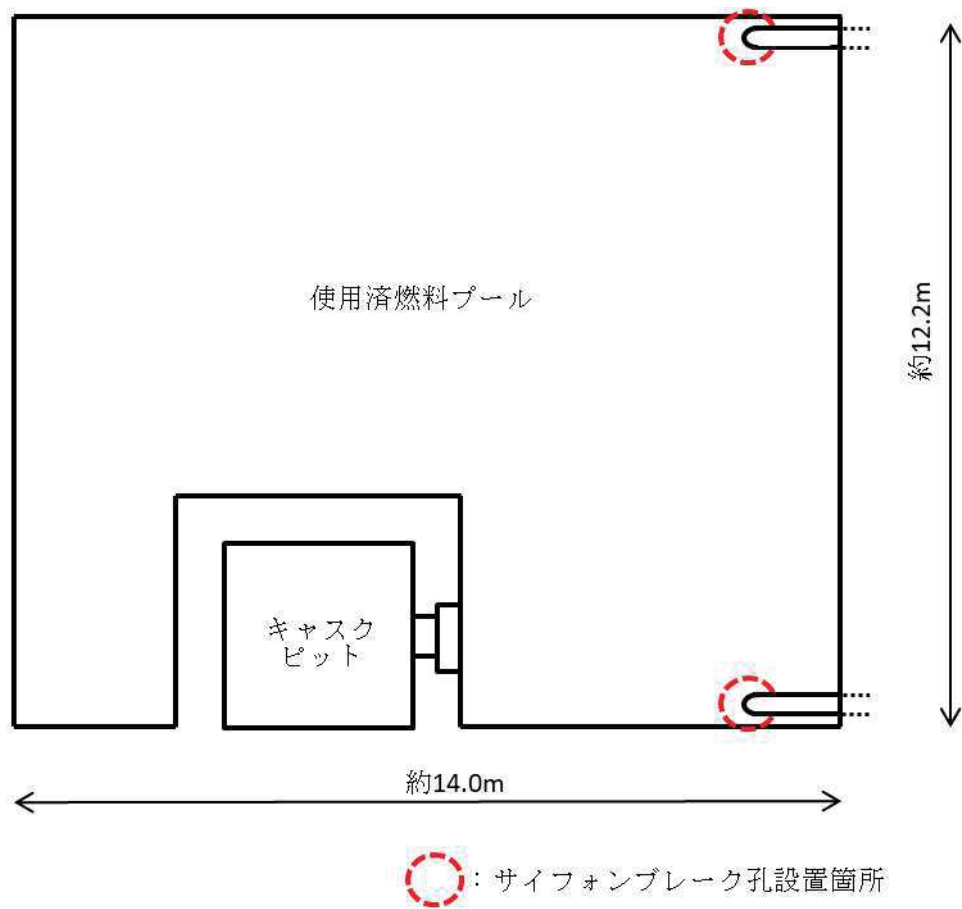


図 1-3 サイフォンブレイク孔の設置場所

サイフォンブレイク孔の仕様

配管材質：SUS304TP

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。

## 2. 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。

3. 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 3-1 に示す。

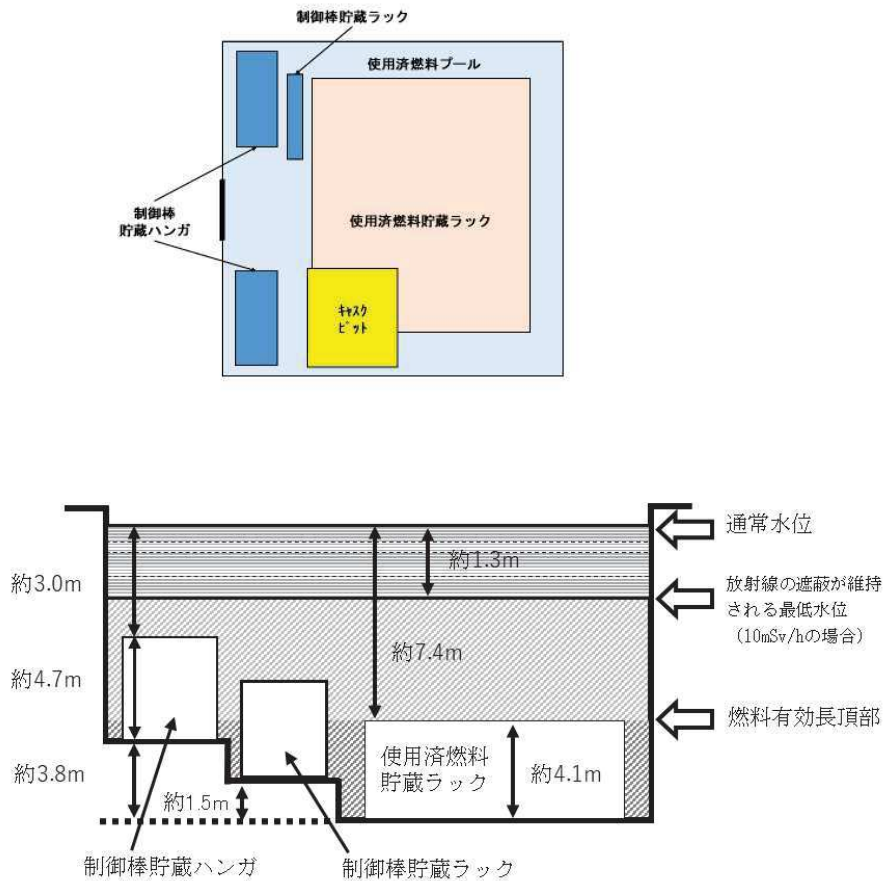
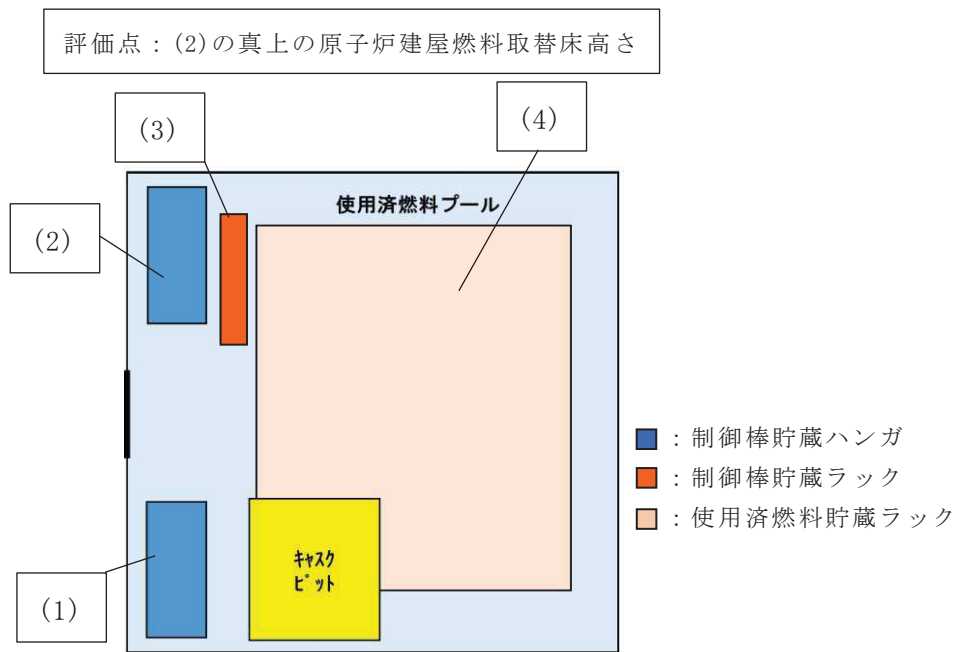


図 3-1 使用済燃料プール概略図

(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 3-2 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 3-3 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 3-2 各線源と評価点の平面位置関係

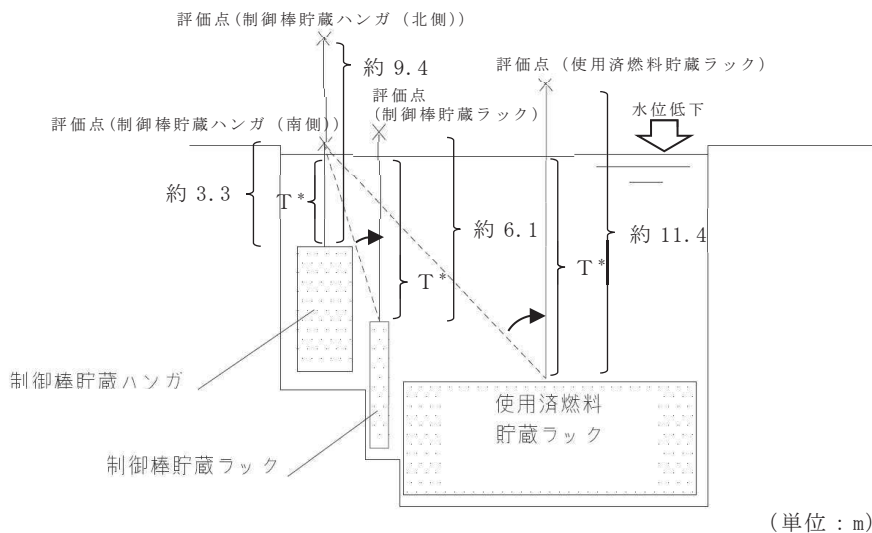


図 3-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記\*：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（<sup>235</sup>U-enriched UO<sub>2</sub> 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

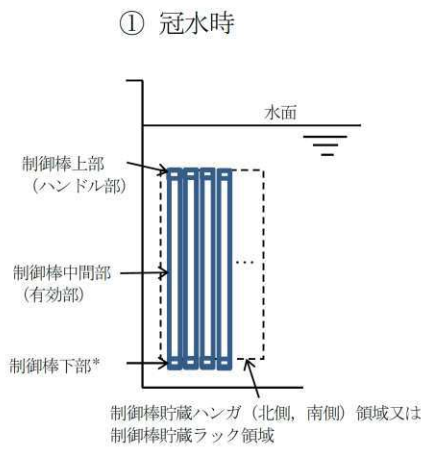
使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納又は制御棒貯蔵ラック内へ格納されている。評価では、これらの制御棒貯蔵ハンガ（北側，南側）及び制御棒貯蔵ラックの構造材を含めた使用済制御棒格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（図 3-4）。

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。

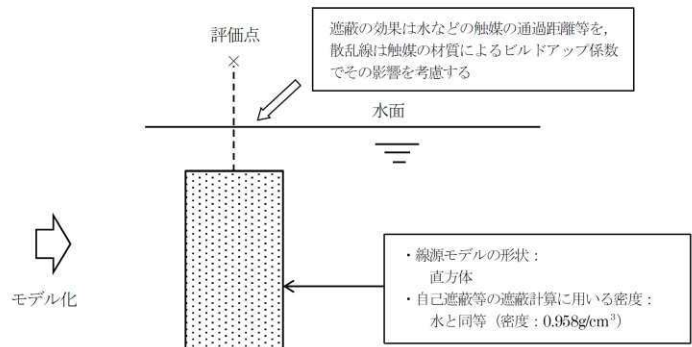
①冠水時において、使用済制御棒は水より密度の大きいステンレスやB4C(又はHf)等で構成されていること、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラックのような構造材があることから保守的なモデルとなっている。

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。

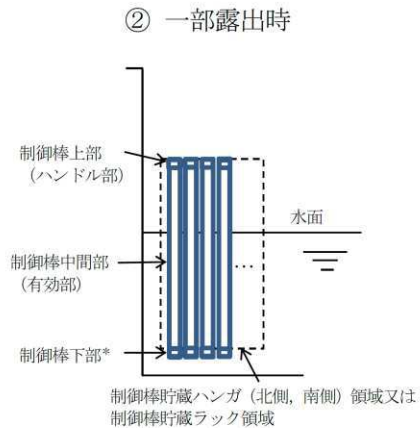
評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率に対して、完全に露出した後の現場の線量率が高い値となっているのは、評価で上記に示すとおり露出部分の線源材の密度を真空としていることにより、制御棒本体，構造体等の遮蔽性能を考慮しない保守的な評価としているためである（図 3-5）。また、図 3-6 に、使用済燃料及び使用済制御棒それぞれの線量率と水位の関係を示す。



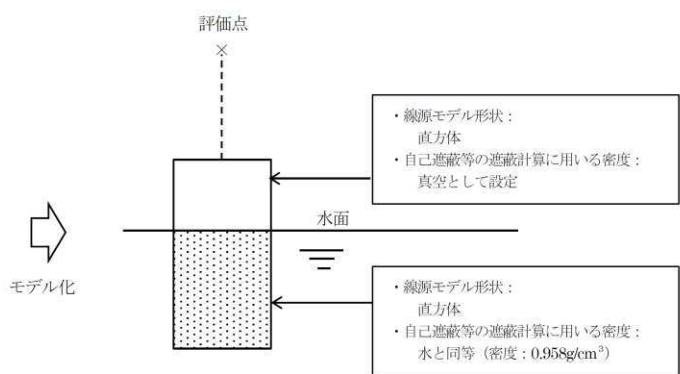
使用済制御棒の側面図



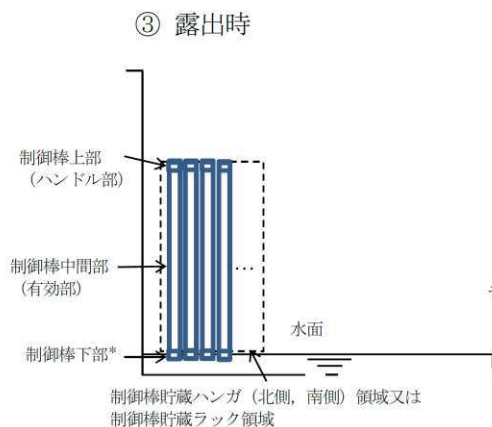
制御棒の線源モデル (冠水時)



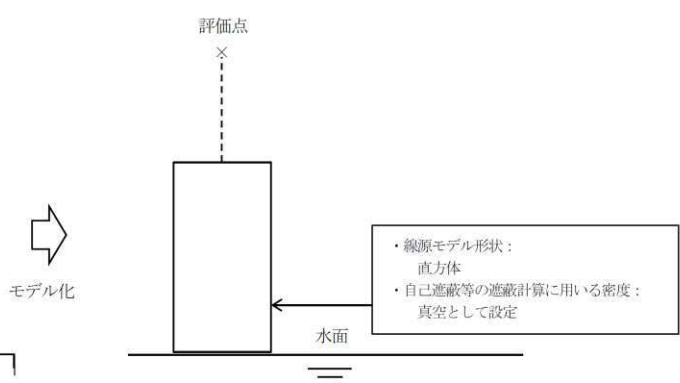
使用済制御棒の側面図



制御棒の線源モデル (一部露出時)



使用済制御棒の側面図



制御棒の線源モデル (露出時)

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 3-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル



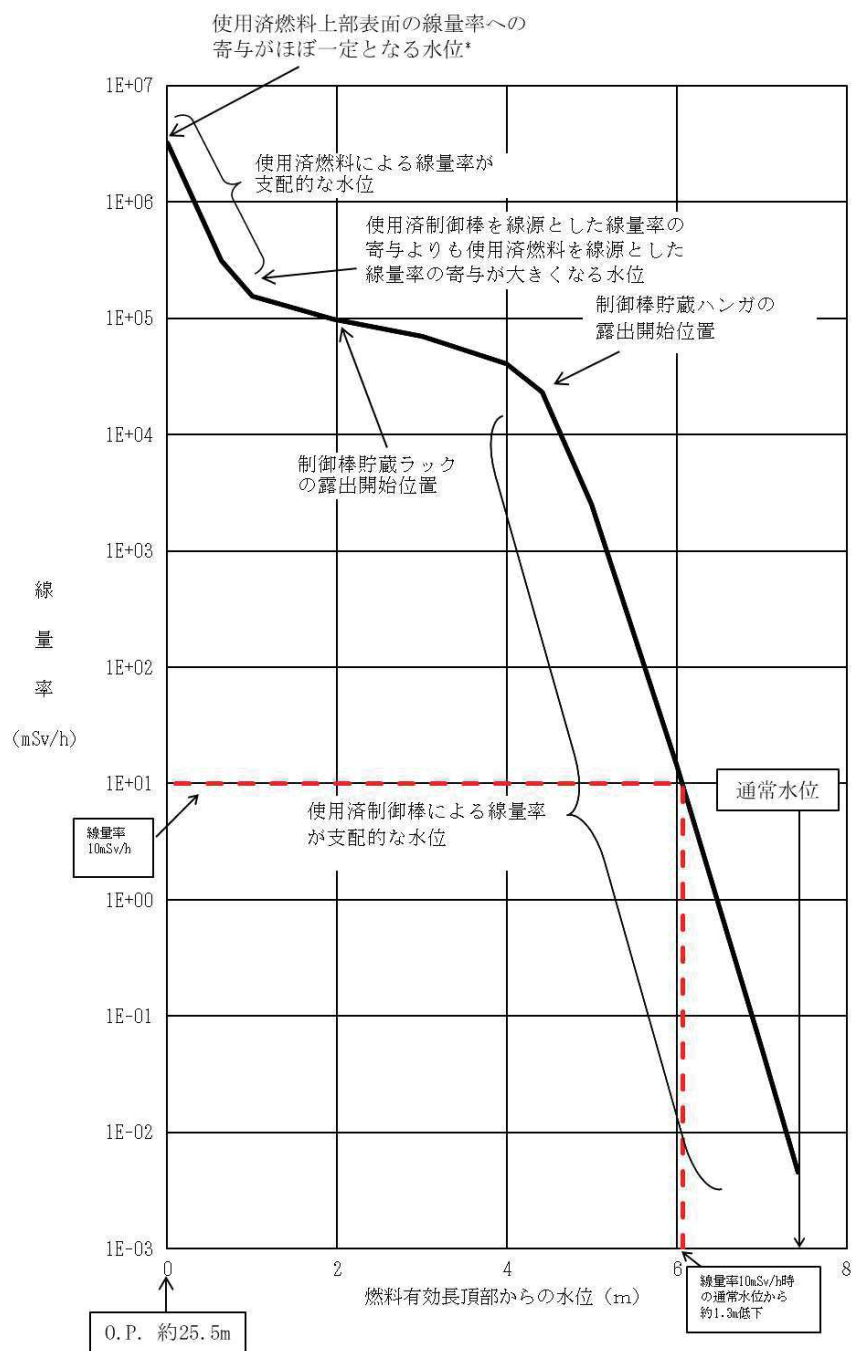


図 3-5 使用済燃料プールの線量率と水位の関係

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。

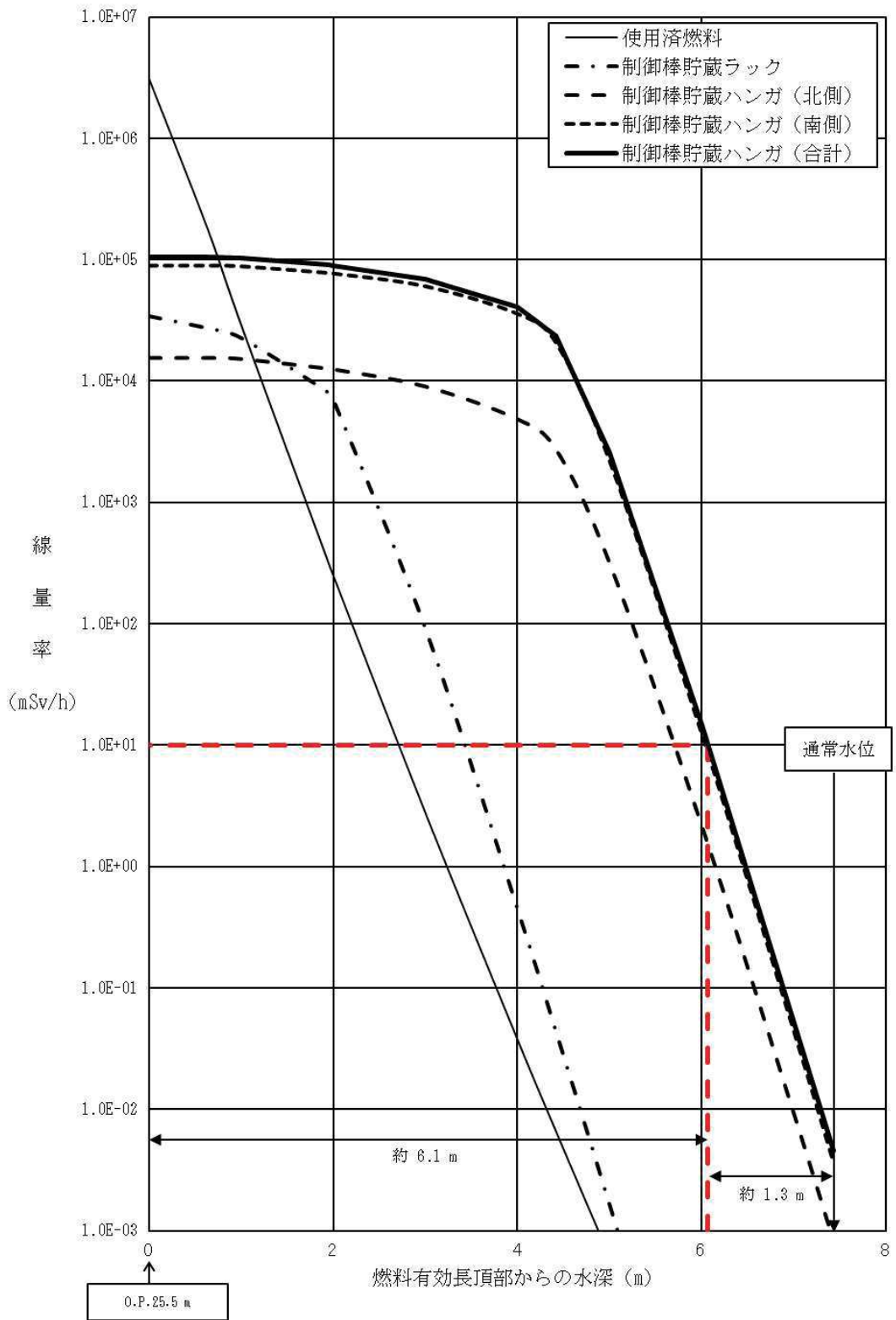


図 3-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

(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。