

本資料のうち、枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-180 改7
提出年月日	平成30年2月23日

## 東海第二発電所

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

平成30年2月

日本原子力発電株式会社

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
V-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	1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について
	2. 未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方
	3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性
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	1. 使用済燃料プール周りの重量物の配置
V-1-3-4 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，燃料取出期間(9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. 可搬型スプレー設備に係る安全性向上対応
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	1. 使用済燃料プールサイフォンブレーカの設置状況
	2. 使用済燃料プールサイフォンブレーカへの重量物落下評価

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-1-3-2	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	SA	54-13	使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	資料の記載の一部を引用
		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	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
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	落下防止について引用 ただし，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井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。
V-1-3-4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	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	小規模漏えい時の蒸発量，注水量等の評価結果を引用
			添付資料 1.5.9	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，蒸発量を引用
			添付資料 4.1.2	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
		技術的能力	添付資料 2.1.12	使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について	設計方針を引用
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	有効性評価	添付資料 1.5.9	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	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水位低下時間評価を引用
			添付資料 4.2.2	想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について	サイフォンブレーカの閉塞可能性等の説明を引用
		DB	第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	サイフォンブレーカの閉塞可能性等の説明を引用

## V-1-3-2に係る補足説明資料

### 【説明する添付資料】

V-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

## 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燃料体等上下部の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、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ 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燃料体等上下部の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燃料体等上下部の計算体系は、有限の体系とし、以下のとおり設定している。

大規模漏えい時の燃料有効長部分は、上下部も含め全域にわたり低水密度状態となっているが、低水密度状態においても十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子の反射効果が飽和する厚さ）となる反射体を仮定して解析を実施している。

具体的には、燃料体等の上下部構造物、ラックの支持脚等及び使用済燃料プール下部コンクリートのライニングはSUS材で構成されており、上記で考慮した反射体と比較して反射効果が小さく、中性子吸収材として働くため、計算体系上は無視している。

その上で、上下部については、臨界安全ハンドブック第2版（JAERI-1340 日本原子力研究所 1999.3）において、200 mm以上の厚さがあれば、十分な反射体厚さ<sup>※1</sup>であるとされており、これを包絡する値として厚さ300 mmの水反射体としている。

- ※1 ある厚さの反射体を考慮した場合の実効増倍率と厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率がほぼ同等となる場合の反射体厚さ（実効増倍率が同等となる場合とは、両者の実効増倍率の差が厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率に対して $10^{-3} \Delta k/k$ 以下となる厚さ）

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变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、可搬型スプレイ設備（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 $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで变化させることとしている。

大規模漏えい時には、可搬型スプレイ設備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 $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで变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

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、それぞれ上下2領域に分割し、2次元の無限体系にて燃焼を進めて計算される。いずれも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1.3を超えることはない（第4-1～5図参照）。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（B型）であるが、値はほぼ同等のため、9×9燃料（A型）を代表としてモデルバンドルの想定に用いた。

燃料棒を外側から3層目及び4層目、外側から2層目、コーナー部を除く外側から1層目、コーナー部及び部分長燃料の5種類に分け、実燃料の濃縮度分布を参考に、それぞれの種類の濃縮度を設定した。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、コーナー部は周囲に水が多いので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1.3となるように濃縮度分布を変更した結果、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る。

##### 4.2 ラック条件

解析使用値としては実効増倍率が最も大きくなる公差の組み合わせの条件を用いる。具体的には、ラックの製作公差において、ラック板厚は吸収材の量が少なくなるよう小さくし、ラックピッチ及び内のは燃料がより接近するよう小さくした。東海第二発電所の使用済燃料プールが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実効増倍率を下げる影響も考えられるものの、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、それぞれ上述の選択によって最大になることを確認した（第4-6～8図）。

ラック板厚 : □ mm ± □ mm  
ラックピッチ : □ mm ± □ mm  
ラック内のは : □ mm ± □ mm

ボロン濃度は製造範囲（□ wt%）の下限值を使用した。ラック配列については、水平方向は保守的に無限配列とし、垂直方向は実際の燃料有効長3.71 mの

有限体系を模擬した。さらに、燃料上下に30 cmの水反射体領域を設け、その外側の境界条件を真空とした。

#### 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 °Cから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>,  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>, 1.0 g/cm<sup>3</sup>の9点を評価した。

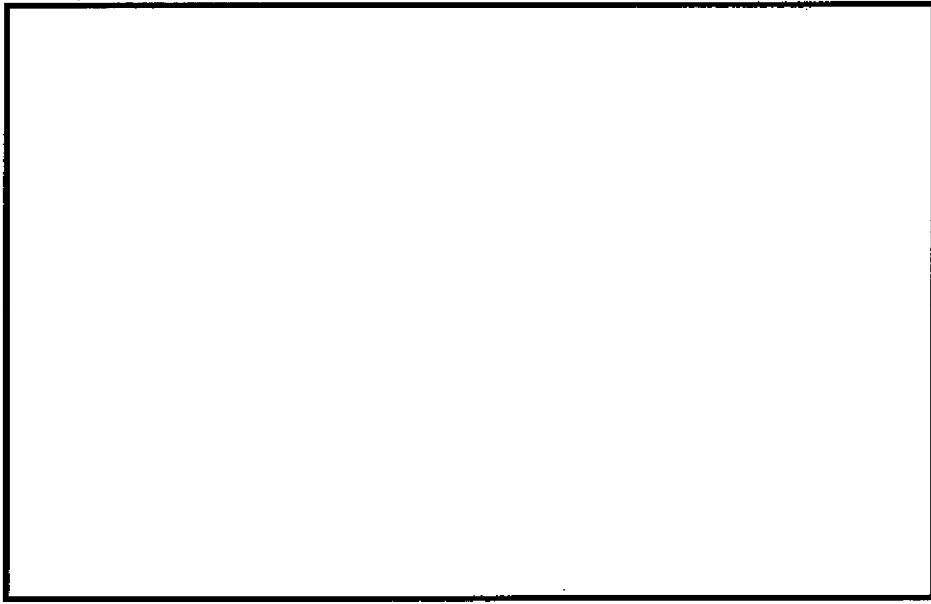
#### 4.4 その他の条件

##### (1) チャンネルボックス

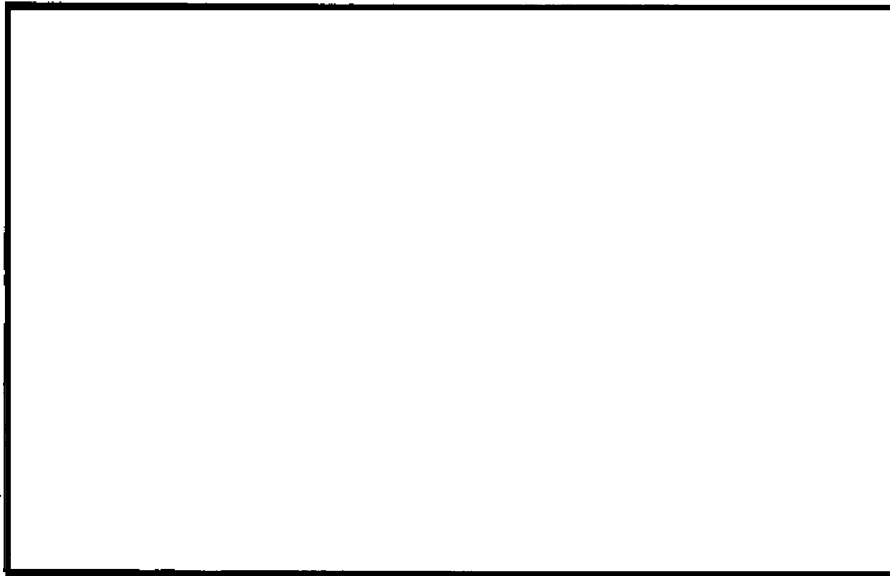
未臨界性評価において、チャンネルボックスは装着した状態を想定している。主要な作用として中性子の減速効果及び吸収効果があるが、チャンネルボックスを考慮することにより、いずれの作用も小さくなる。減速効果が小さくなれば中性子増倍率は低くなり、中性子吸収効果が小さくなると中性子増倍率は高くなるが、吸収効果の方が減速効果より大きいため、チャンネルボックスを装着した状態の方が実効増倍率が高くなり、保守的である。

##### (2) ラック内偏心配置

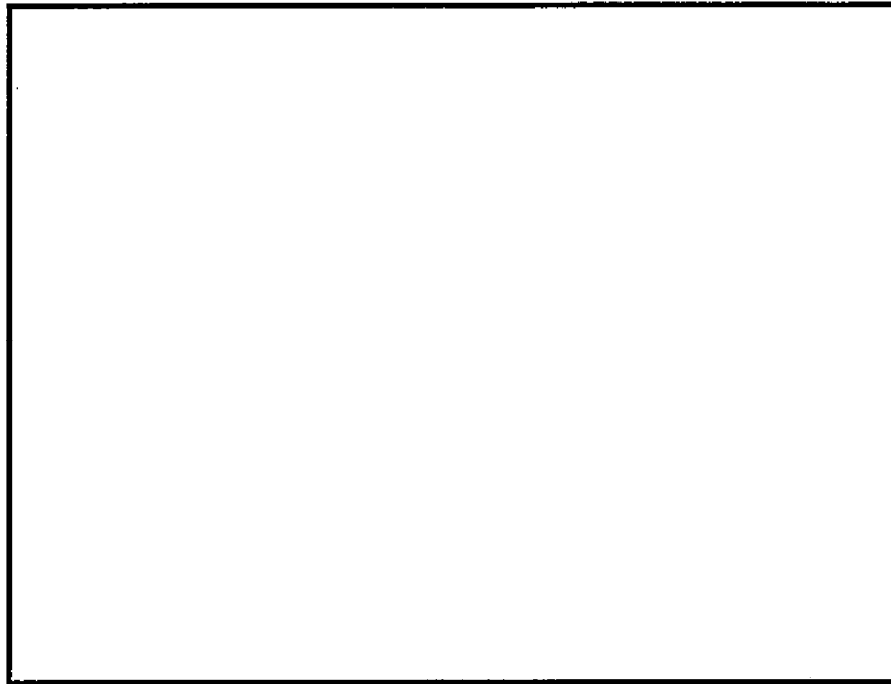
ラック内で燃料が偏心する場合を考慮し、1方向の角に燃料が偏って配置した場合について、中心に配置した場合と比較した結果、中心に配置した場合が最も実効増倍率が高い結果を得た。これは、ラック内で燃料が偏心すると、中性子の強吸収体であるB-SUSに接近することにより、燃料領域の熱中性子が減少するためと考えられる。



第4-1図 9 × 9 燃料 (A 型) の冷温時無限増倍率



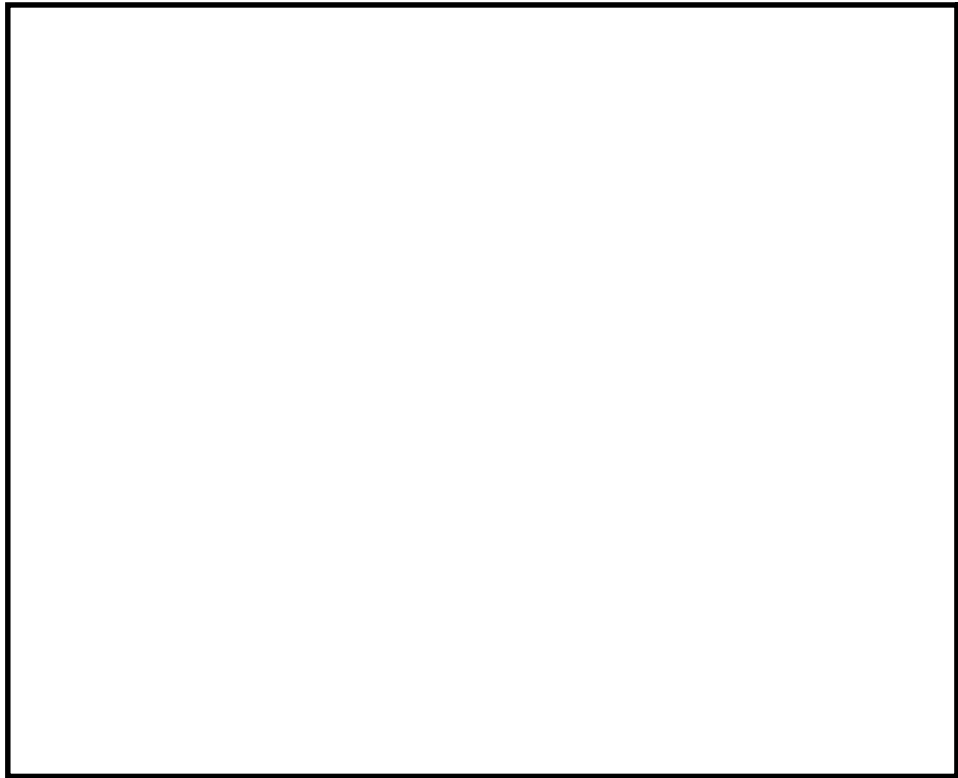
第4-2図 9 × 9 燃料 (B 型) の冷温時無限増倍率



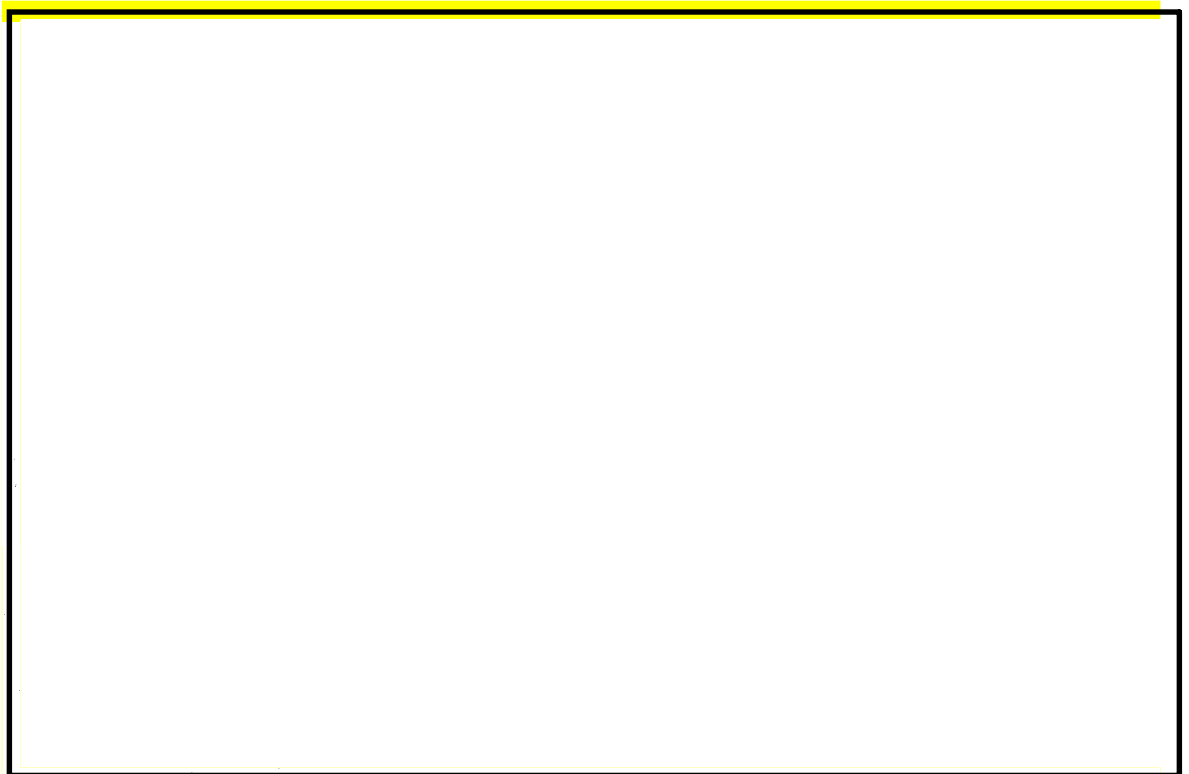
第4-3図 高燃焼度  $8 \times 8$  燃料の冷温時無限増倍率



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



第4-5図 新型8×8燃料の冷温時無限増倍率



第4-6図 ラック板厚を変化させた場合の $k_{eff}$ の変化



第4-7図 ラックピッチを変化させた場合の $k_{eff}$ の変化



第4-8図 ラック内のりを変化させた場合の $k_{eff}$ の変化



## 5. 未臨界性評価における不確定性

### 5.1 計算コード等の不確定性

計算コード等の不確定性は、計算コードの不確定性、燃料及びラック製作公差（ラック配置は実効増倍率が高くなる偏心配置）、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 $\square$ 、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 $\times$ 95%確率）が $\square$ 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（第1表）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。製作公差に基づく不確定性（燃料製作公差とラック製作公差（+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 $\square$ に対し、統計誤差 $3\sigma$ は $\square$ ）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、東海第二ではKENO-V.aを用いている。SCALEを開発したORNLの文献ORNL/TM-2001/110<sup>注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（ $\cong 100\% \Delta k$ ）のバージョン間の差異は $0.1 \sim 0.2\% \Delta k$ と小さく、統計誤差約 $0.5\% \Delta k$ と比較して有意でない。

### 5.3 評価方法

東海第二の使用済燃料プール未臨界性評価条件としては、ラック製作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。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が、BWRでは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代わりに0.95以下で評価している<sup>注2</sup>。また、「臨界安全ハンドブック」<sup>注3</sup>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三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1 Validation and Comparison of KENO V.a and KENO-VI

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

注3 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編，「臨界安全ハンドブック」，にっかん書房，1988年

第1表 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（抜粋）

項目	
燃料	ウラン燃料 <sup>235</sup> U濃縮度
	燃料材径
	燃料要素径
	燃料要素ピッチ
	燃料体内の減速材体積/燃料体積
	燃料要素配列条件
	体系条件
減速材	減速材密度
ラックセル	ラックセル材質
	B-SUS製ラックセルのほう素添加量
反射体	反射体材質

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	$\Delta k$	<input type="text"/>
	平均値の不確定性	$2 \epsilon_c$	<input type="text"/>
製造公差に基づく不確定性	燃料製作公差	$\epsilon_f$	<input type="text"/>
	ラック製作公差 (+燃料偏心配置影響)	$\epsilon_r$	<input type="text"/>
統計誤差		$3 \sigma$	<input type="text"/>

$$k_{eff+\epsilon} = k_{eff} + \Delta k + \sqrt{((\epsilon_c)^2 + (\epsilon_f)^2 + (\epsilon_r)^2 + (3\sigma)^2)}$$

## 使用済燃料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。

( $^{10}\text{B}$ 原子1個あたりの中性子吸収減損率)

$$= (\text{中性子照射量}) \times (^{10}\text{Bの吸収反応断面積})$$

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 $10^{14} \sim 10^{16} \text{ n/cm}^2$ と評価されている<sup>注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 barn<sup>注2</sup>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

注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)

## V-1-3-3に係る補足説明資料

### 【説明する添付資料】

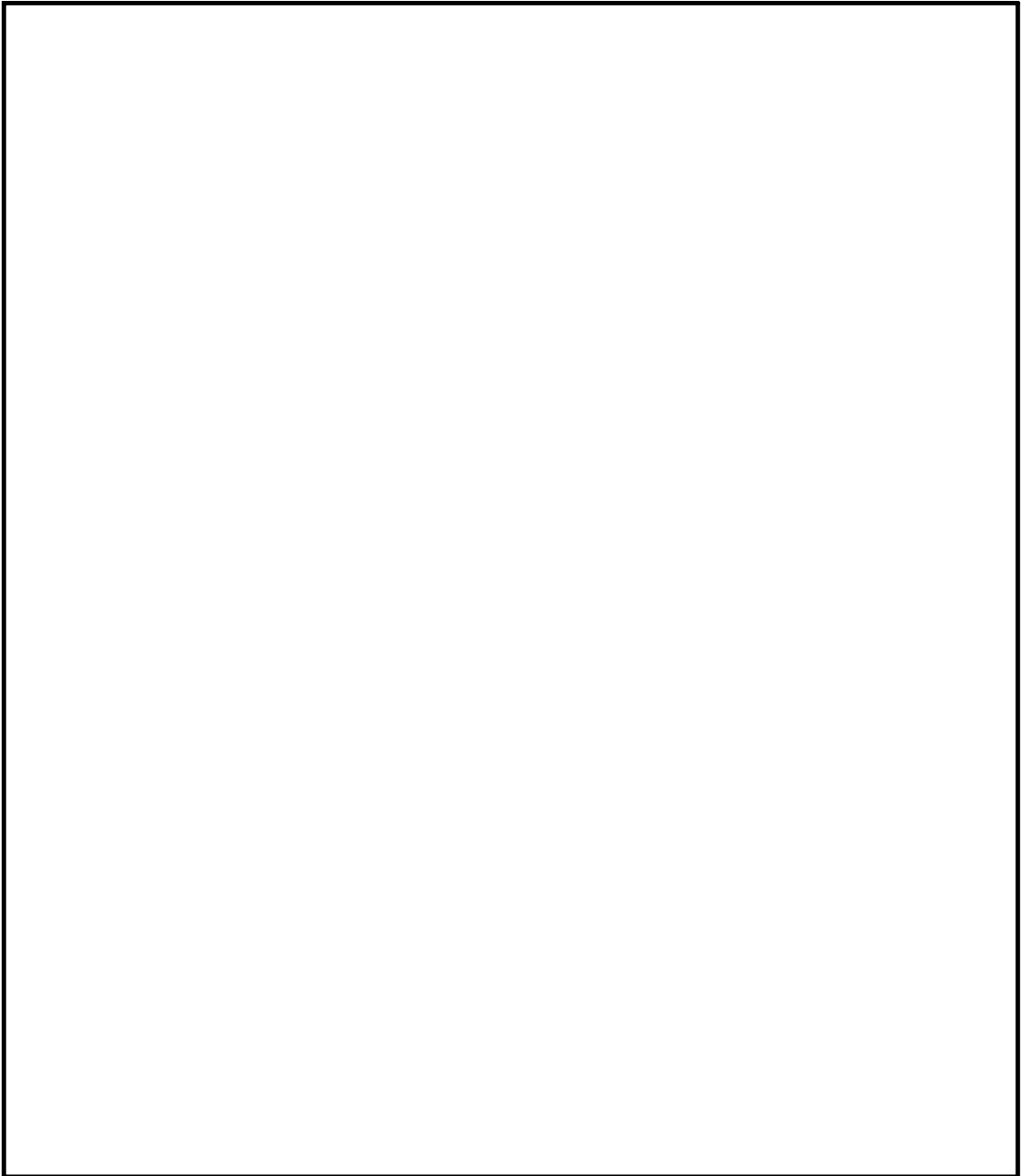
V-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書

## 補足説明資料目次

	頁
1. 使用済燃料プール周りの重量物の配置 .....	1-1
2. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について.....	2-1
3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて.....	3-1
4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策.....	4-1
5. 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.....	5-1
6. 照射済燃料及び使用済燃料取扱い作業時における使用済燃料プールへの影響.....	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.....	7-1
8. イコライザハンガの概要について.....	8-1

1. 使用済燃料プール周りの重量物の配置

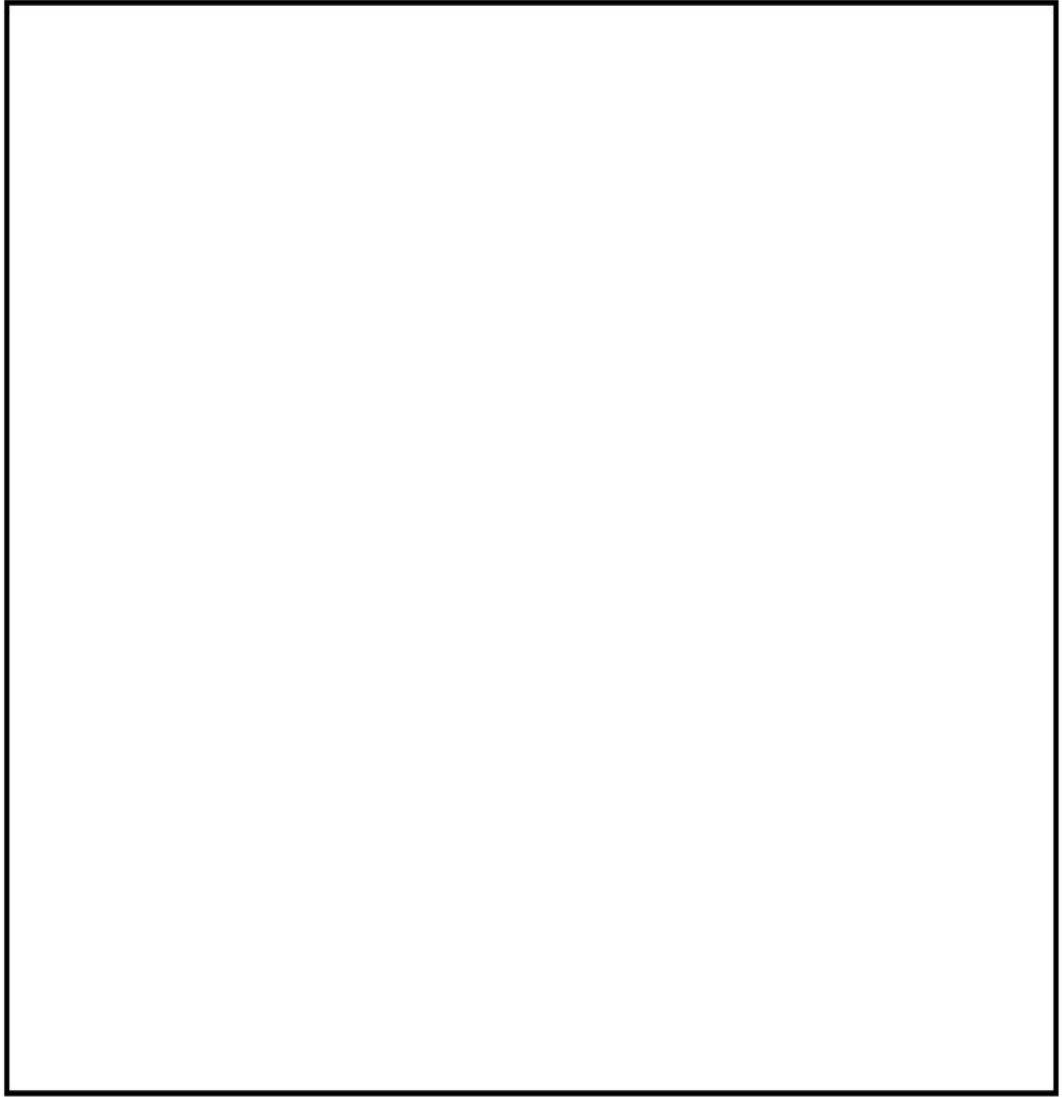
落下時に使用済燃料プールの機能へ影響を及ぼすおそれのある重量物の配置を第1-1図に示す。



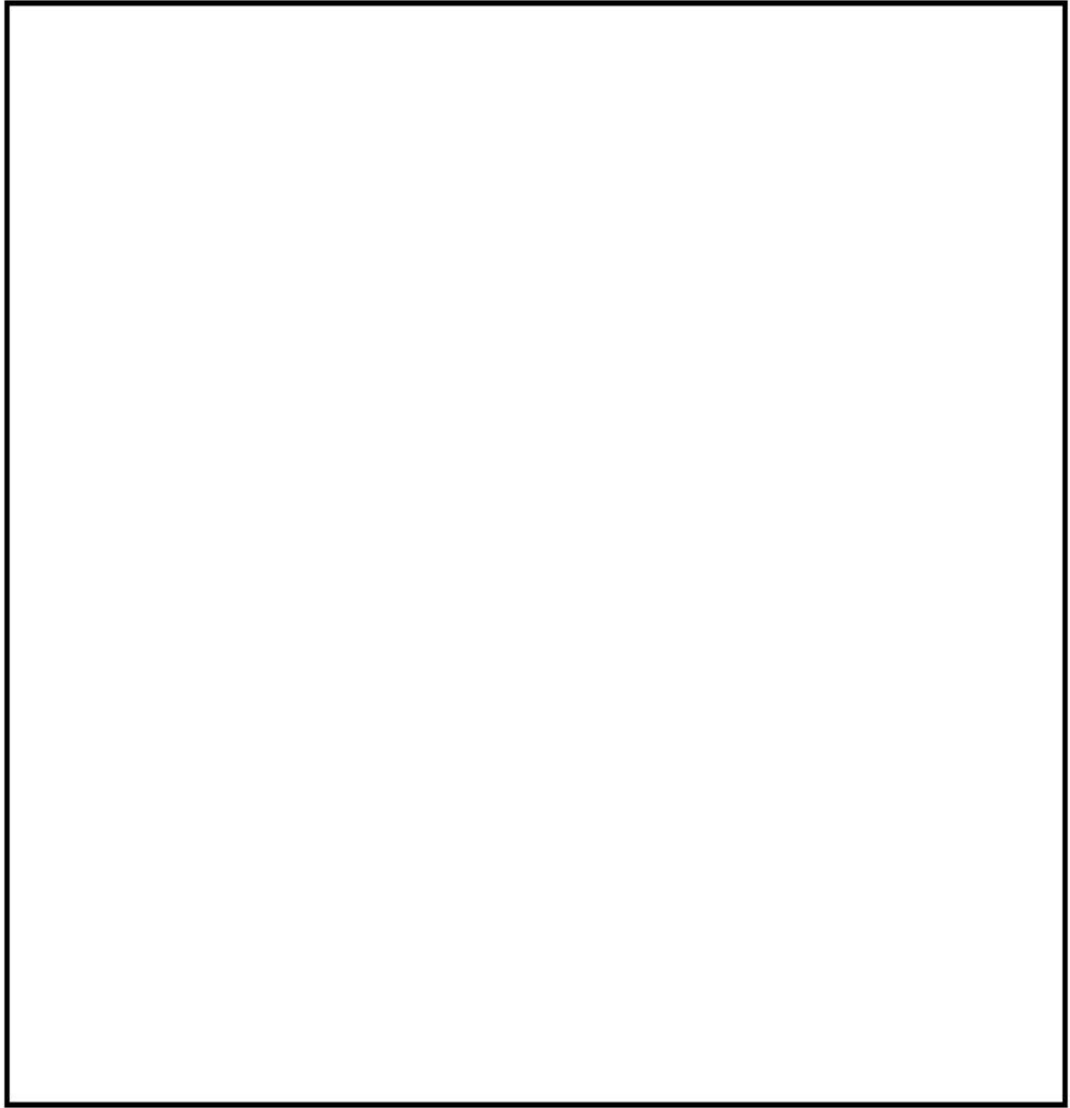
第 1-1 図 使用済燃料プール周りの重量物の配置

2. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上へ待機配置せず待機位置はD/Sプー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。第2-1～2図に東海第二発電所の燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの通常時待機場所を示す。



第2-1図 燃料取替機待機場所



第2-2図 原子炉建屋クレーン待機場所



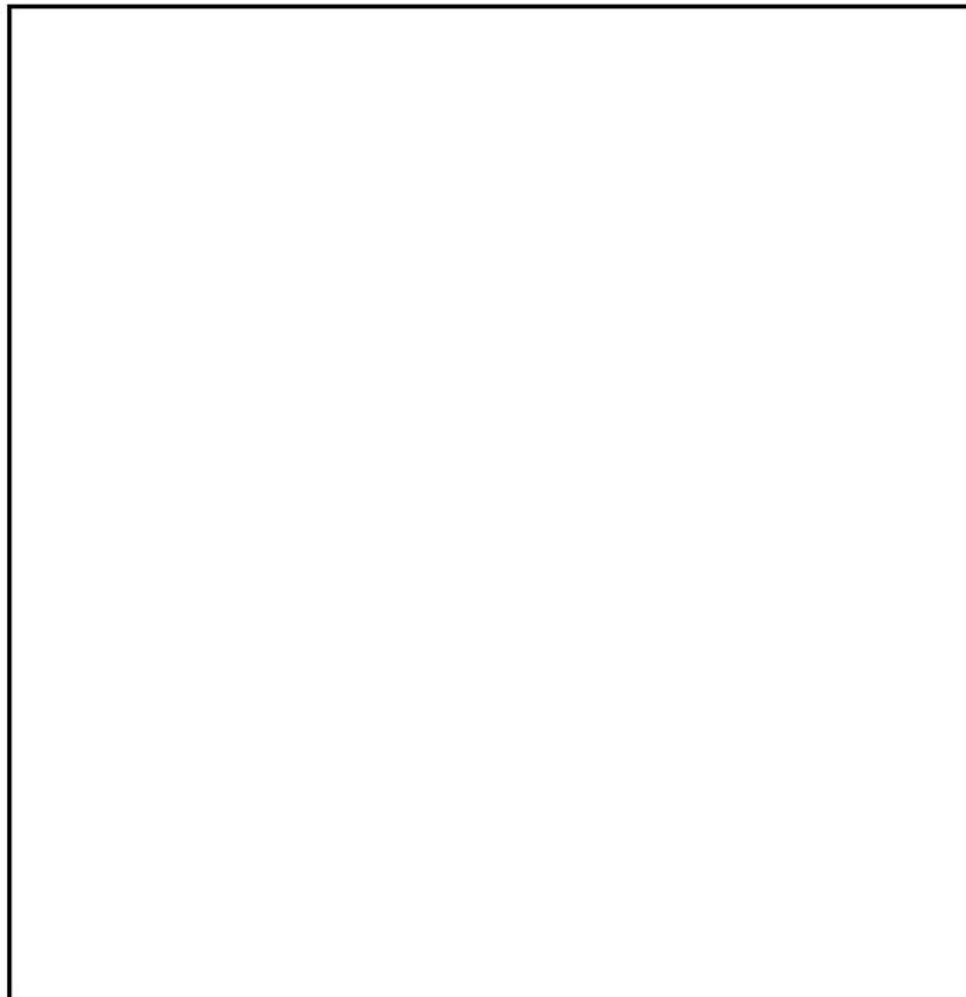
### 3. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスク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。

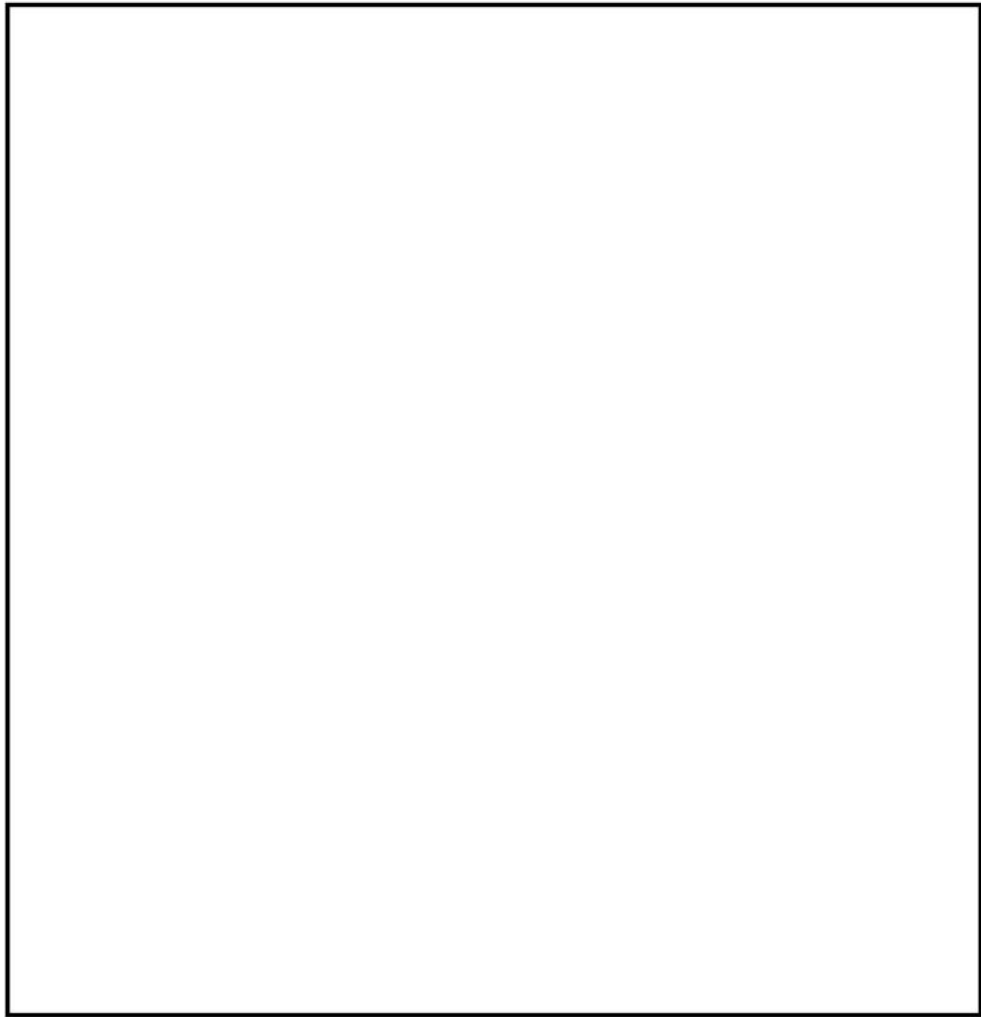
原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

インターロックには3つのモード（A～Cモード）があり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、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第3-1～2図に示す。なお、使用済燃料プール上へアクセス可能なモードはCモードのみである。



第3-1図 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

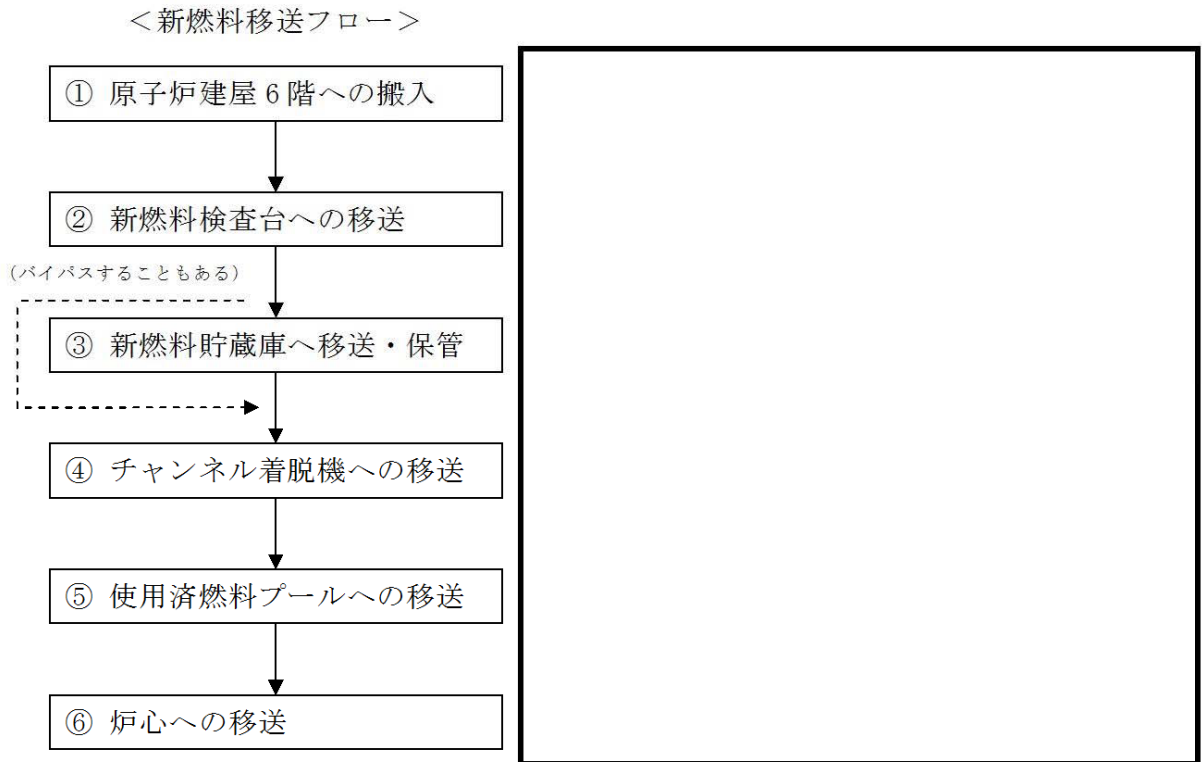


第3-2図 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による  
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

#### 4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱われ、原子炉建屋原子炉棟内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール）に保管され、燃料装荷の際に炉心へと移動される。

新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）を第4-1図に示す。



第4-1図 新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）

第4-1図に示すとおり、新燃料の取扱いに係る移送時においては、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止しているが、チャンネル着脱機<sup>※</sup>に移動する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力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。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料の落下は防止される。

※ チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

## 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

キャスクの取扱い作業は原子炉建屋クレーンを使用し、機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟6階床面へキャスクの移送を行い、キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。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。

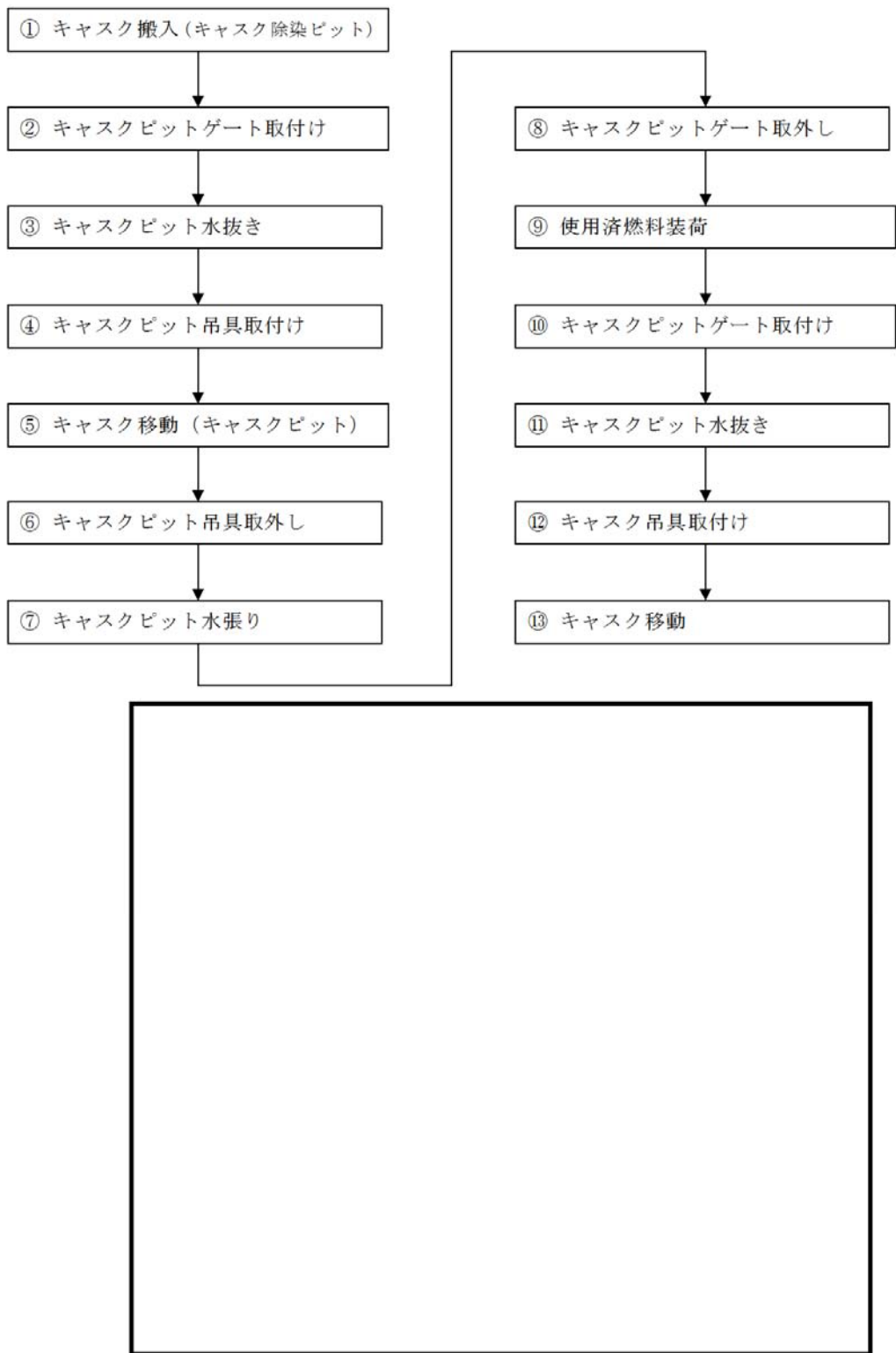
また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、キャスクの落下は防止される設計としている。

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が設置されるため、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ライニング健全性は維持される。

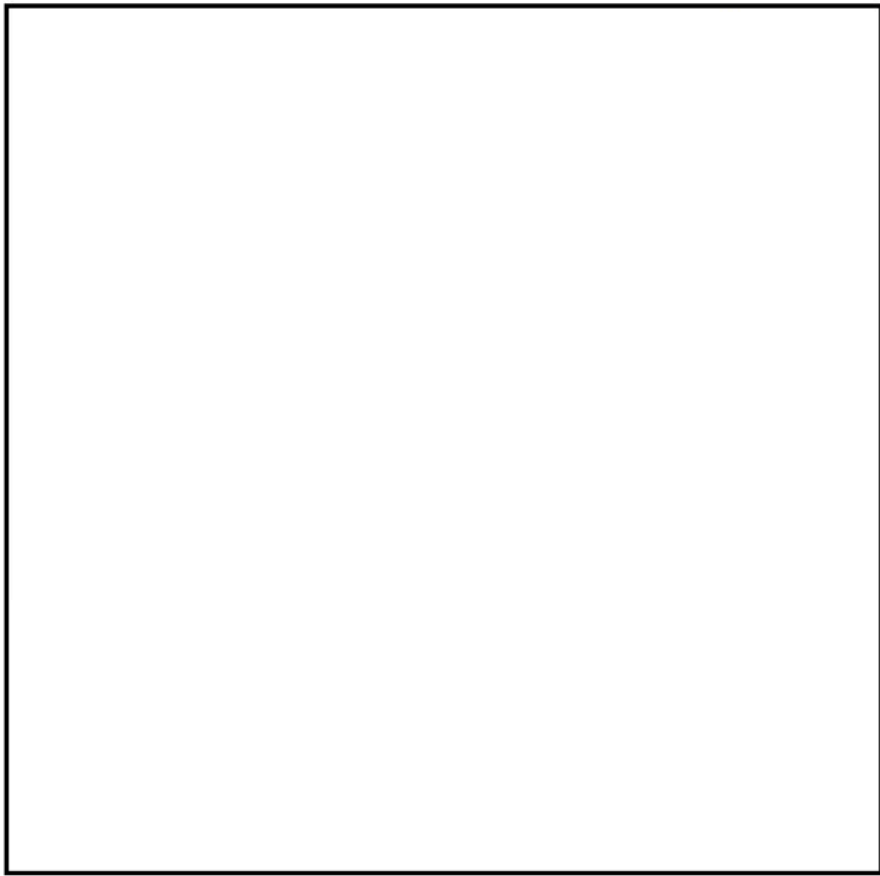
使用済燃料を燃料取替機にてキャスクに装荷する際は、キャスクピットにアクセスするため、燃料取替機のモードをキャスクピットモードに切り替える。これによって、通常燃料を $\square$  mmしか吊り上げられないインターロックとなっているところを、最大 $\square$  mmまで吊り上げられるようになるが、当該モード切替は通常モードで運転が不可能となるキャスクピットゲート手前で行うこととし、可能な限り使用済燃料プール上で燃料を高く吊り上げない運用とする。また、ライナ下部には複数のリーク検知溝が走っているが、ほとんどがラックの下部である。ラック下部以外のリーク検知溝上は、燃料取替機の通常モードであってもインターロック上アクセスは可能であるが、燃料がその上部を通過することはないことから、リーク検知溝上に燃料が落下することはないものとする。

※1 キャスク取扱い時は、インターロック運転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、キャスクが横行、走行方向に滑ったとしてもキャスクがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはないものとする。

※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る不可トルクが発生した場合のすべり量は、基準地震動S s時の評価にて示すこととする。



第5-1図 キャスク取扱い作業フロー



キャスクの種類

番号	名称	外形 (mm)
1	キャスク (NFT-32B 型)	
2	ドライキャスク (A 社製)	
3	ドライキャスク (B 社製)	
4	ドライキャスク (C 社製)	

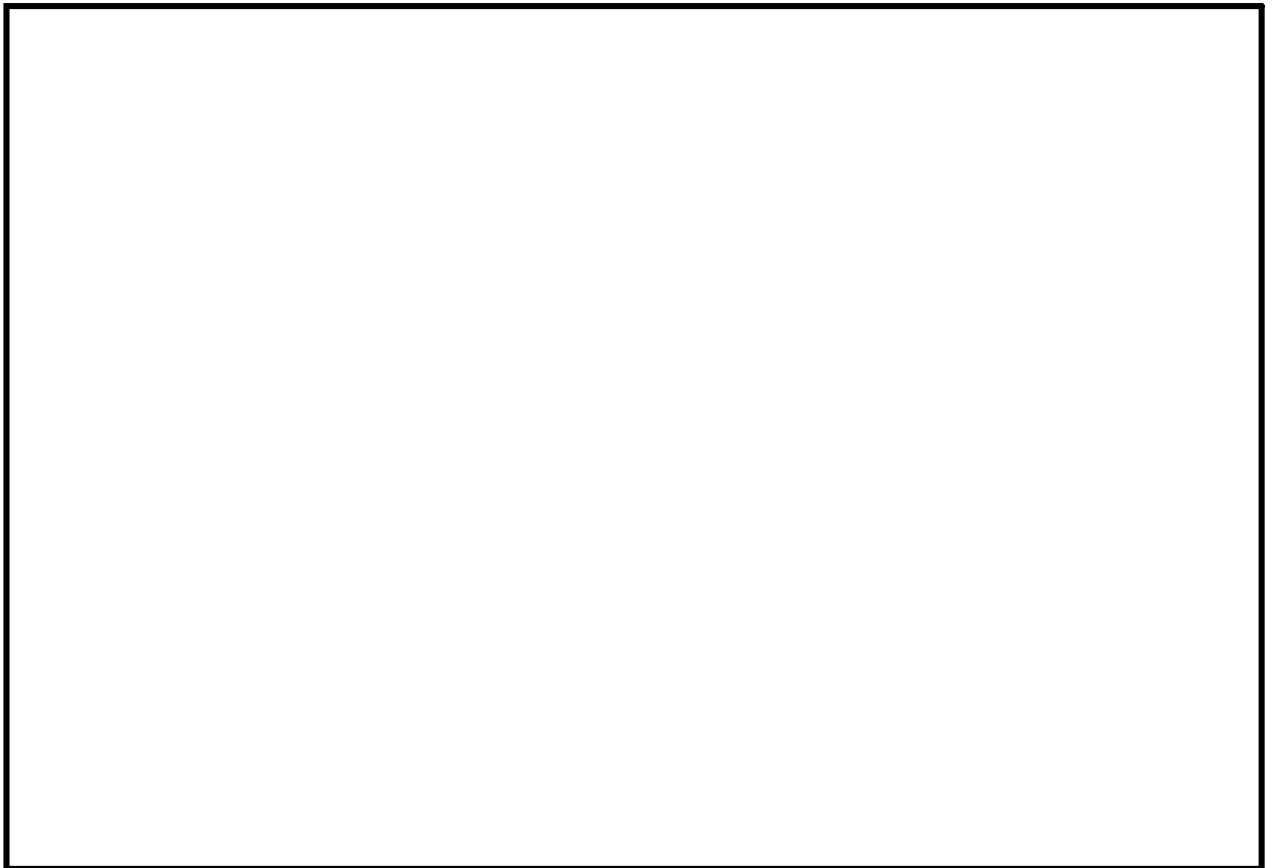
第5-2図 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係

## 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

照射済燃料及び使用済燃料は、直接には燃料取替機のみにて取り扱われ、ラックから燃料取替機によって移動し、使用済燃料プール内にて必要に応じて検査され、所定の場所（燃料装荷の場合は炉心、それ以外の場合は使用済燃料プール、使用済燃料乾式貯蔵キャスク、輸送キャスク、などを指す）へ移動される。

照射済燃料及び使用前検査の燃料の取扱いに係る移動フロー及び経路（例）を第6-1図に示す。

なお、使用済燃料プール底部のライナの下に設置されている漏えい検知溝については第6-1図に示す箇所にて、直接重量物が落下して衝突する可能性があるが、落下が想定される燃料は、燃料装荷時に炉心に移動する場合も、その他のラックやキャスクに移動する場合も、通常は当該箇所の上は通過しない。



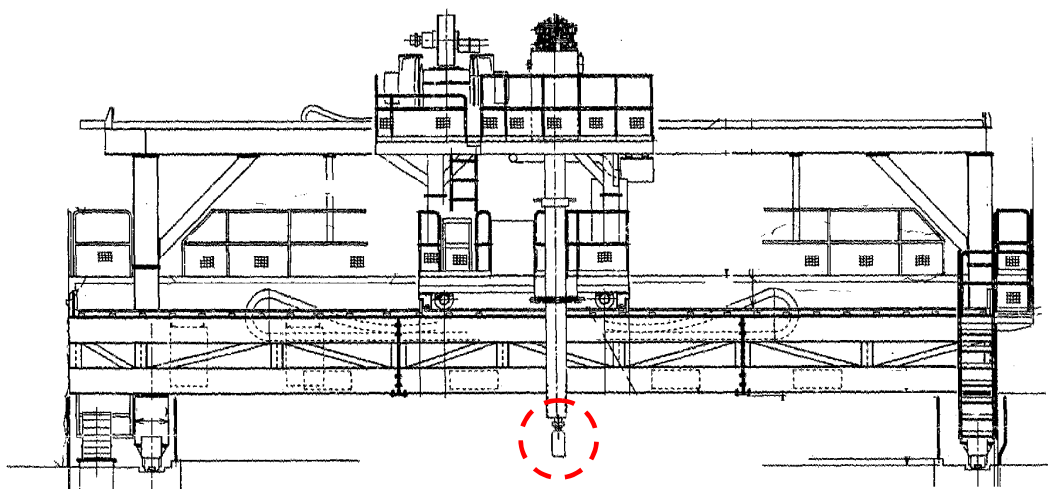
第6-1図 使用済燃料の使用済燃料プール上での移動経路

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

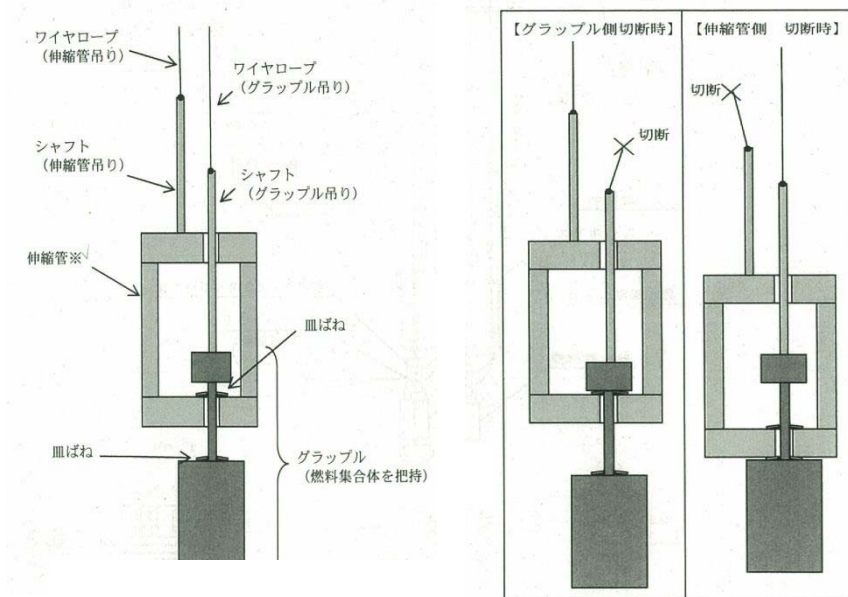
燃料取替機の二重ワイヤロープは、一本が「グラップル」を、もう一本を「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている（第7-1図参照）。


燃料取替機は吊荷重が「0.5 t未満」（燃料質量：約300 Kg）であり、クレーン構造規格適用除外揚重機となるが、各ワイヤロープは当該規格要求を満足する安全率を有した設計としている。その上で、燃料は一本のワイヤロープで吊る設計としており、万が一どちらかのワイヤロープが切断した際のバックアップとして、残りの一本のワイヤロープを備えている。

また、燃料吊り荷重伝達ルートにおける、ワイヤロープ以外の主要強度部材（フック、グラップルシャフト、ワイヤ取付部等）においても、ワイヤと同等以上の安全率を有する設計としている。



燃料取替機概略図



 : グラップル部 (概略)

第7-1図 ワイヤロープ概要図

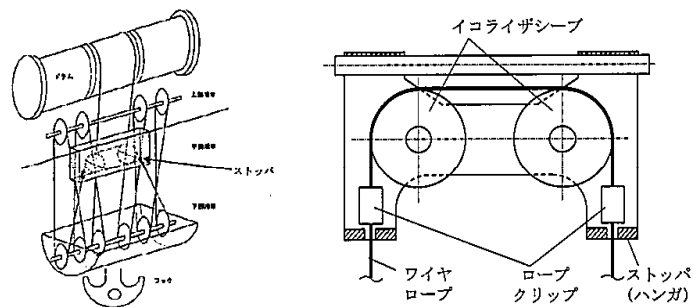


## 8. イコライザハンガの概要について

### 8.1 ストップパの機構について

イコライザハンガのストップ機構は、ワイヤロープ、ロープクリップ、イコライザシーブ及びストップパで構成されている。

ワイヤロープが破断したとすると、吊荷の質量によりイコライザハンガからロープが引き出されるが、第8-1図のようにイコライザハンガのロープにロープクリップが取り付けられ、その下方にストップパが備えられた構造であり、ロープクリップがイコライザハンガに当たり保持されることで、引き出しが止まるので吊荷は落下しない。



第8-1図 イコライザハンガのストップ概念図

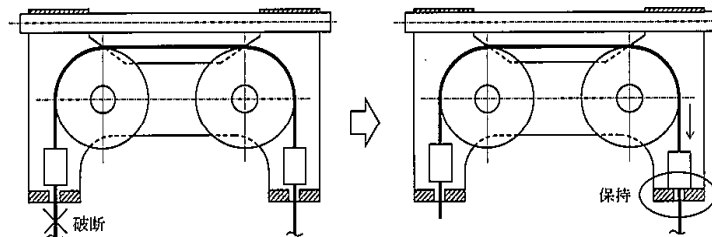
### 8.2 ワイヤロープ破断時の動作について

ケース①：ワイヤロープがイコライザハンガ外で破断した場合

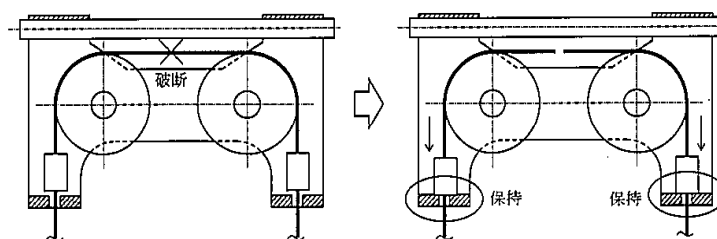
吊荷の質量により、イコライザハンガから破断していない方のワイヤロープが引き出されるが、ロープクリップがストップパに当たり保持されることにより、引き出しが止まり落下しない。

ケース②：ワイヤロープがイコライザハンガ内で破断した場合

吊荷の質量により、イコライザハンガから両方のワイヤロープが引き出されるが、それぞれのロープクリップがストップパに当たり保持されることにより、引き出しが止まり落下しない。



第8-2図 ワイヤロープがイコライザハンガ外で破断した場合の概要図



第8-3図 ワイヤロープがイコライザハンガ内で破断した場合の概要図

8.3 ストップ機能の実証実験等の有無について

ロープクリップの把握力試験にて確認している。

(限界値約550 kNに対しワイヤ1本あたり約220 kNの荷重)

## V-1-3-4に係る補足説明資料

### 【説明する添付資料】

V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

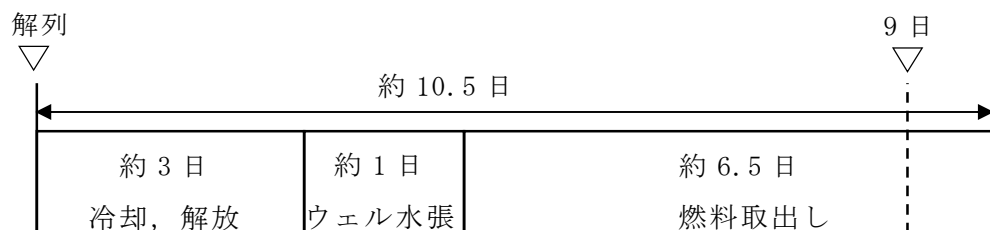
## 補足説明資料目次

	頁
1. 評価条件のうち、燃料取出期間（9日）の妥当性 .....	1-1
1. 評価条件のうち、燃料取出期間（9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. 可搬型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

1. 評価条件のうち、燃料取出期間（9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9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。

- ・9日は、定期検査主要工程表における10.5日間と比較し保守的な設定となっている（第1-1図参照）。
- ・至近4回の定期検査実績から前後の端数約2日分を引いた日数（9～11日）と比較しても最短日数である（第1-1表参照）。



第1-1図 定期検査主要工程表

第1-1表 至近4回の定期検査実績から前後の端数約2日分を引いた日数

定検回数	定期検査実績から前後の端数約2日分を引いた日数
第21回定検	9日
第22回定検	10日
第23回定検	10日
第24回定検	11日

## 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，その発熱量は数十kW程度※であり，使用済燃料の崩壊熱である約9.1 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。

※ 制御棒による発熱量は下式により算出した。

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

ここで制御棒放射能は添付資料「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Co-60, Co-58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。

10CFR. 50.54(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;

- (1) Fire fighting;
- (2) Operations to mitigate fuel damage; and
- (3) Action 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200 gpm（約45.4 m<sup>3</sup>/h）のスプレーを行うこと。
- ・使用済燃料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

可搬型スプレイノズルは、使用済燃料プール近傍へ設置し、使用済燃料プールに約120 m<sup>3</sup>/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、NEIガイド要求(約45.4 m<sup>3</sup>/h)を上回るスプレイ量を確保している。

このスプレイ量全体のうち、使用済燃料プール内に入るスプレイ量について、スプレイ設計仕様に基づく推定を行い、評価を実施する。

スプレイ設計仕様に基づくスプレイ分布を第2-1図に、使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を第2-2図に示す。

スプレイ試験に基づく、蒸発量(約15.1 m<sup>3</sup>/h)を上回るスプレイ量(約120 m<sup>3</sup>/h, ラック上部では約60 m<sup>3</sup>/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、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第2-3図に示す。分散配置は手順に定め、燃料取出しまでに可能な対応を実施する。

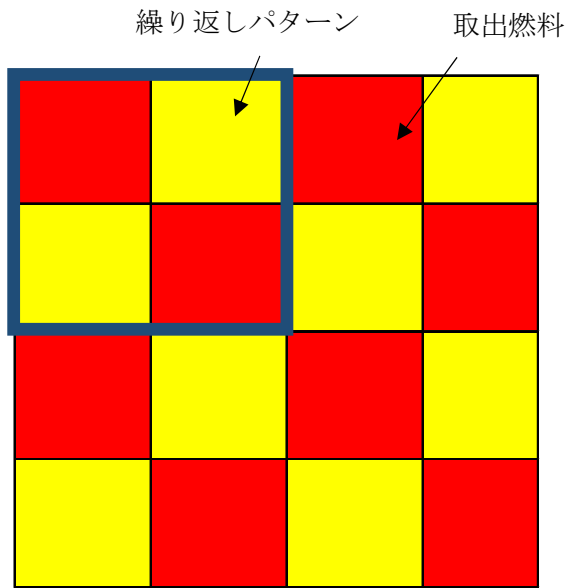
スプレイ水は、直接スプレイされない場合でも、プール周辺からの流れ込みや使用済燃料プール雰囲気温度の冷却等、間接的に冷却にも寄与できる。また、熱交換が十分に行われる前にスプレイ水が使用済燃料内を流下する場合であっても、使用済燃料プール下層部雰囲気温度の冷却に寄与できる。

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℃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℃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<sup>\*</sup>)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燃料プール冷却浄化系戻り配管水平部下端以下まで低下し、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。

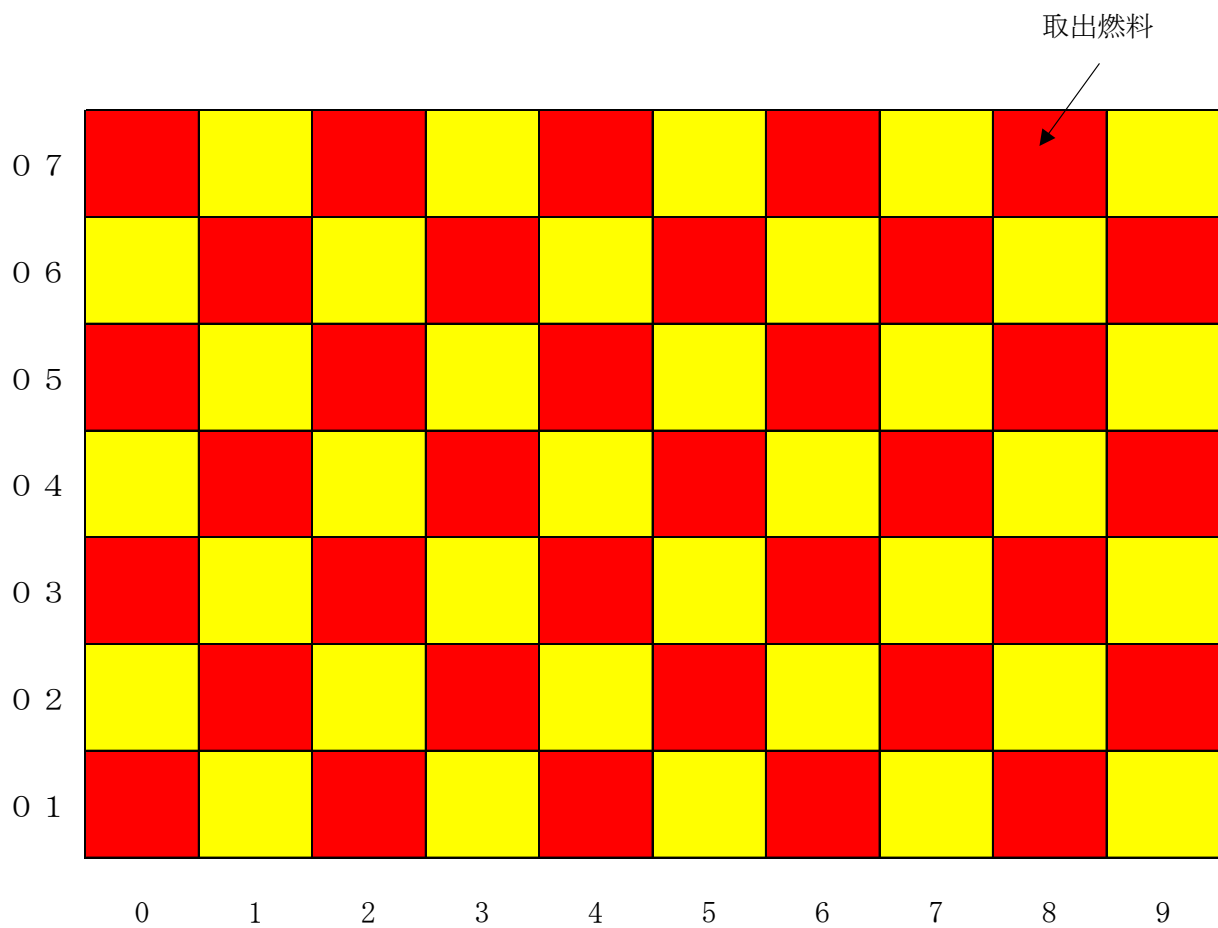
※ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(原子力安全委員会)





【1×1パターン】

第2-3図 分散配置パターンの例



第2-4図 取出燃料を70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

東海第二発電所で採用する可搬型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放水砲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プールへのスプレイ量の評価について、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



(2) スプレイ試験結果

水量の計測結果は、下図のとおりで、この結果から可搬型スプレイノズルから各測定点までのスプレイ経路の放物線を設定した。

なお、可搬型スプレイノズル配備後、社内的にも試験を実施し検証することとする。

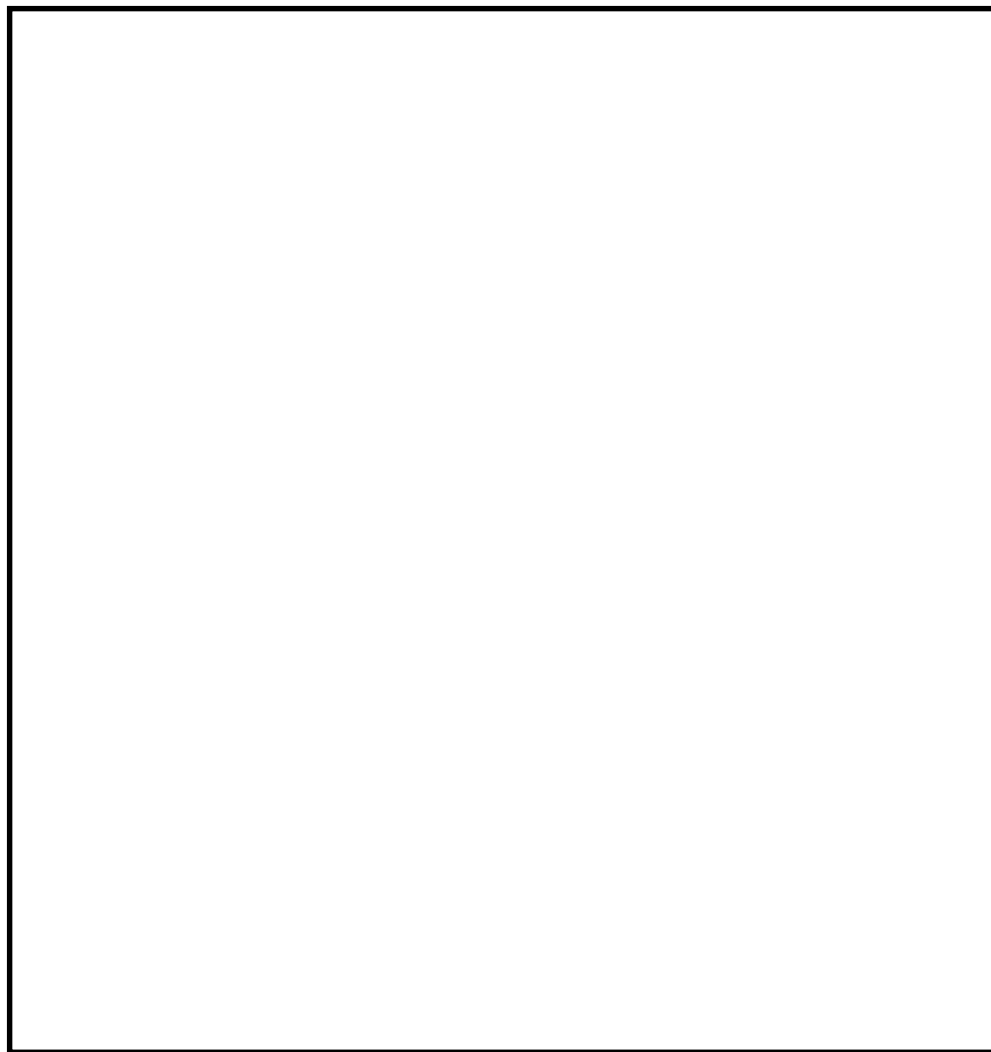


第 1-1 図 スプレイ量分布

## 2. 実機評価

### (1) スpray範囲の想定

1. で設定した放物線を基に実機での設置条件（放射角度 $0^{\circ}$ ）を考慮して、Spray範囲を評価すると使用済燃料ラック上面での放水面積は、 $77.6 \text{ m}^2$ となる。（第1-2図）

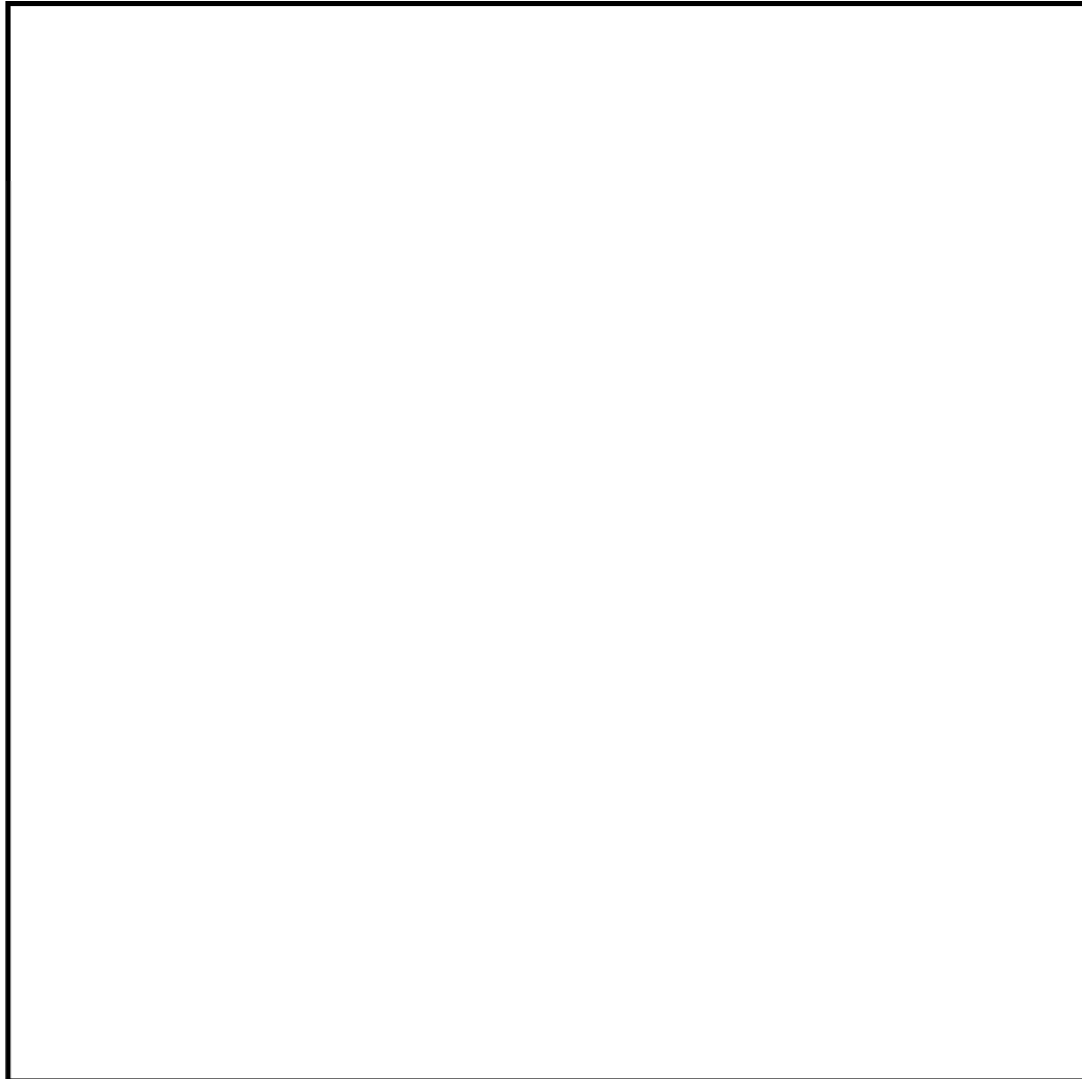


第 1-2 図 可搬型スプレイノズルの放水範囲（単体）

(2) 使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

各可搬型スプレイノズルの放水全体面積と燃料ラックへの放水面積の比率から燃料ラックへのスプレイ量を評価した結果は、以下のとおり。燃料ラックへの合計スプレイ量は、NEIガイド要求（約45.4 m<sup>3</sup>/h）を上回る。

	燃料ラックへの放水面積 (m <sup>2</sup> )	放水全体面積との面積比率 (%)	各スプレイノズルのスプレイ量 (m <sup>3</sup> /h)	燃料ラックへのスプレイ量 (m <sup>3</sup> /h)
	(a)	(a)/77.6×100=(b)	(c)	(b)/100×(c)
スプレイノズル①				
スプレイノズル②				
スプレイノズル③				
	合計スプレイ量			



第 1-3 図 可搬型スプレイノズルの放水範囲 (組合せ)

## 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

### 1. 概要

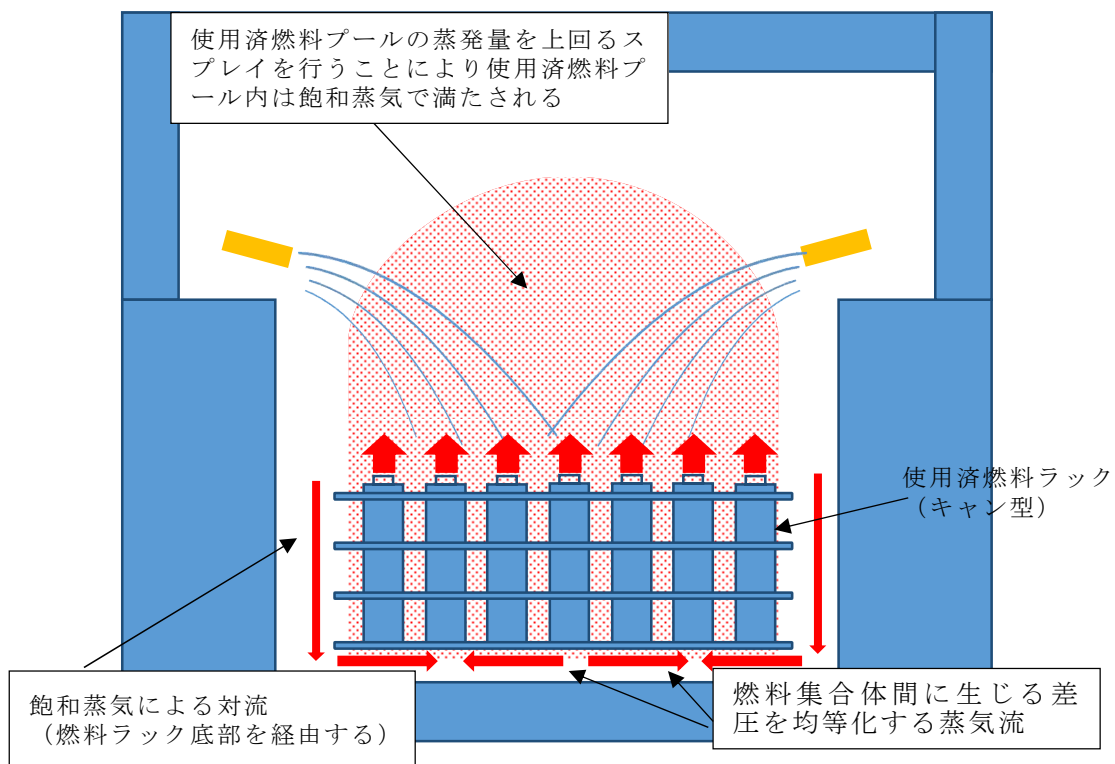
使用済燃料プール内の燃料へのスプレイによる冷却については、スプレイ水が使用済燃料プール全体をカバーしていることから、スプレイ水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレイ水の供給能力は使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

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第2-1図に示す。

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℃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。



第2-1図 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11.9 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 m<sup>2</sup>)

$$A = \pi \times D_{rod} \times L \times N_{rod} \times N_{fa1} \div 9.20 \text{ [m}^2\text{]}$$

ここで,

$D_{rod}$  : 燃料棒外径 (11.2 × 10<sup>-3</sup> m)

$N_{rod}$  : 燃料集合体あたりの燃料棒数 (通常燃料棒66 本, 部分長燃料棒8 本)

$L$  : 燃料棒有効長さ (通常燃料棒約3.71 m, 部分長燃料棒約2.16 m)

$N_{fa1}$  : 燃料集合体数 (1 体)

### (2) 崩壊熱B (約11.9 kW)

添付資料「V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」第3.2-3表の崩壊熱を用いて,

$$B = Dh \div N_{fa2} \div 11.9 \times 10^3 \text{ [W]}$$

ここで,

$Dh$  : 5サイクル目の取出燃料の崩壊熱 (1.09 × 10<sup>6</sup> W [9 × 9 (A型) 燃料])

$N_{fa2}$  : 燃料集合体数 (92 体 : 5サイクル目の取出燃料体数 [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

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

(輻射) D

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

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

T<sub>A</sub> : 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)

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

$k$  : 100°Cの空気の熱伝導率 (0.0315 W/m・k) (注1)  
 $d$  : チャンネルボックス内の等価直径 (0.0149 m)  
 $Nu$  : ヌセルト数 (4.36) (注1)

$f$  : 輻射率 (0.675)

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

$\varepsilon_1$  : 燃料棒の輻射率 (0.7) (注2)  
 $\varepsilon_2$  : 水の輻射率 (0.95) (注1)

$\sigma$  : Stefan-Boltzmann定数 ( $5.67 \times 10^{-8}$  W/m<sup>2</sup>・K<sup>4</sup>) (注1)

$T_0$  : 絶対温度への換算値 (273.15)

$F_{12}$  : 形態係数 (1)

(燃料被覆管からの輻射のうち、スプレイ水に吸収される割合。本評価のように燃料棒及びスプレイ水間の輻射を同軸円筒面間モデルとした場合、形態係数は1(注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(注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166 °Cとなった (対流 : 約5.59 kW, 輻射 : 約6.25 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187 °Cとなった (対流 : 約7.37 kW, 輻射 : 約4.47 kW)。

(注1) 伝熱工学資料

(注2) NUREG/CR-0497

## V-1-3-5に係る補足説明資料

### 【説明する添付資料】

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

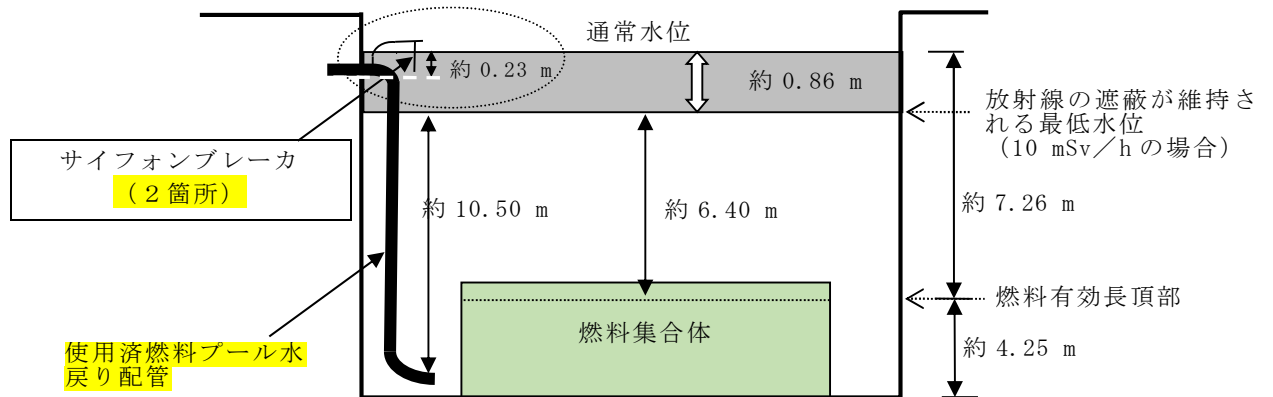


## 補足説明資料目次

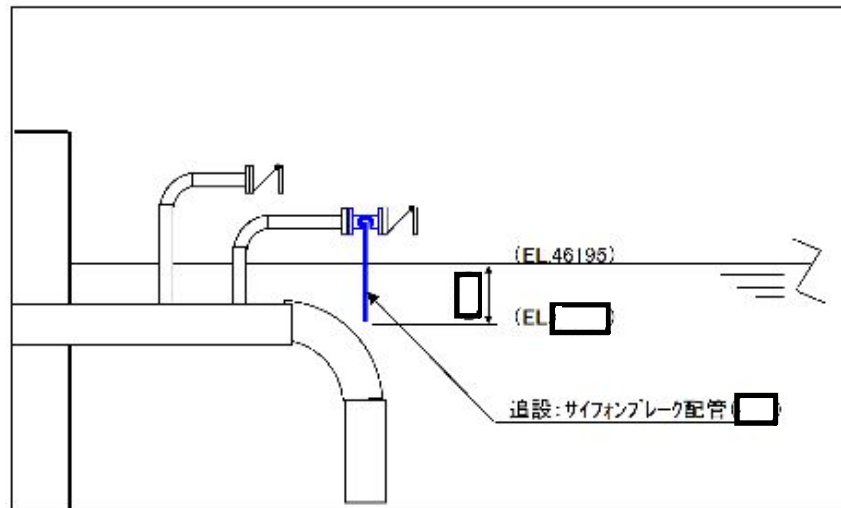
	頁
1. 使用済燃料プールサイフォンブレイカの設置状況 .....	1-1
2. 使用済燃料プールサイフォンブレイカへの重量物落下評価 .....	2-1
3. 使用済燃料プールの線量率と水位の計算結果について .....	3-1

1. 使用済燃料プールサイフォンブレーカの設置状況

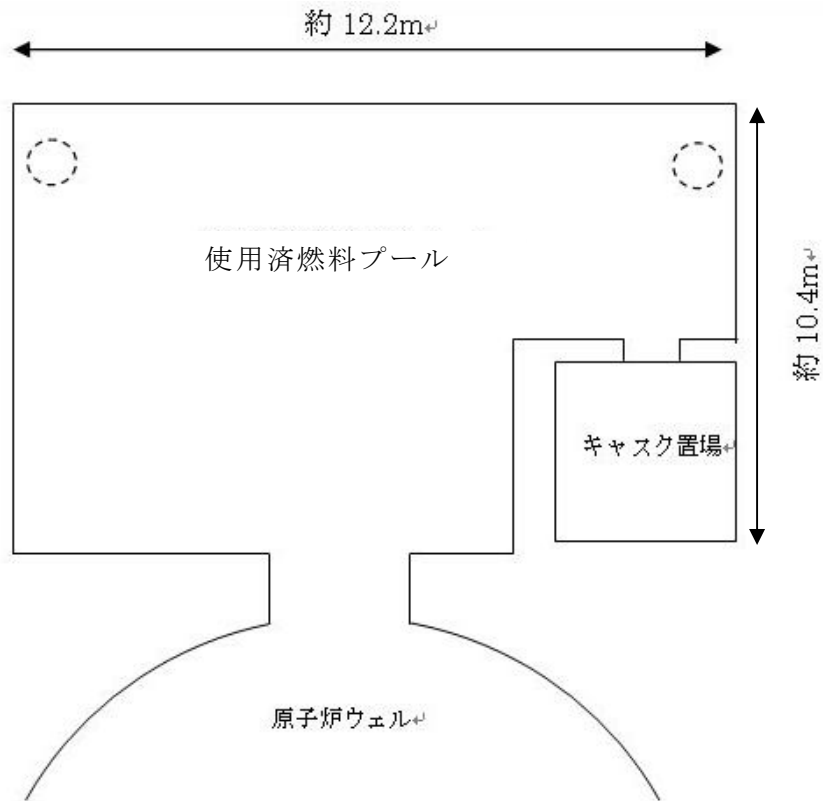
使用済燃料プール水戻り配管及びサイフォンブレーカの概略図を第1-1図及び第1-2図に示す。また、サイフォンブレーカの設置場所を第1-3図に示す。



第1-1図 使用済燃料プールに接続されている配管の概略図



第1-2図 サイフォンブレーカ設置概要図



○ : サイフォンブレーカ設置場所

第1-3図 サイフォンブレーカの設置場所

サイフォンブレーカの仕様

配管材質 : SUS304TP

サイズ : □A

耐震性について

第1-2図に示すとおり、**使用済燃料プール水戻り配管**及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震Sクラスで設計されており、その配管にサイフォンブレーク用配管を接続する設計とす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カ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カ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はなく、サイフォンブレイカへの影響はないことを確認している。

サイフォンブレイカ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用配管の落下物干渉による変形は考えられない。

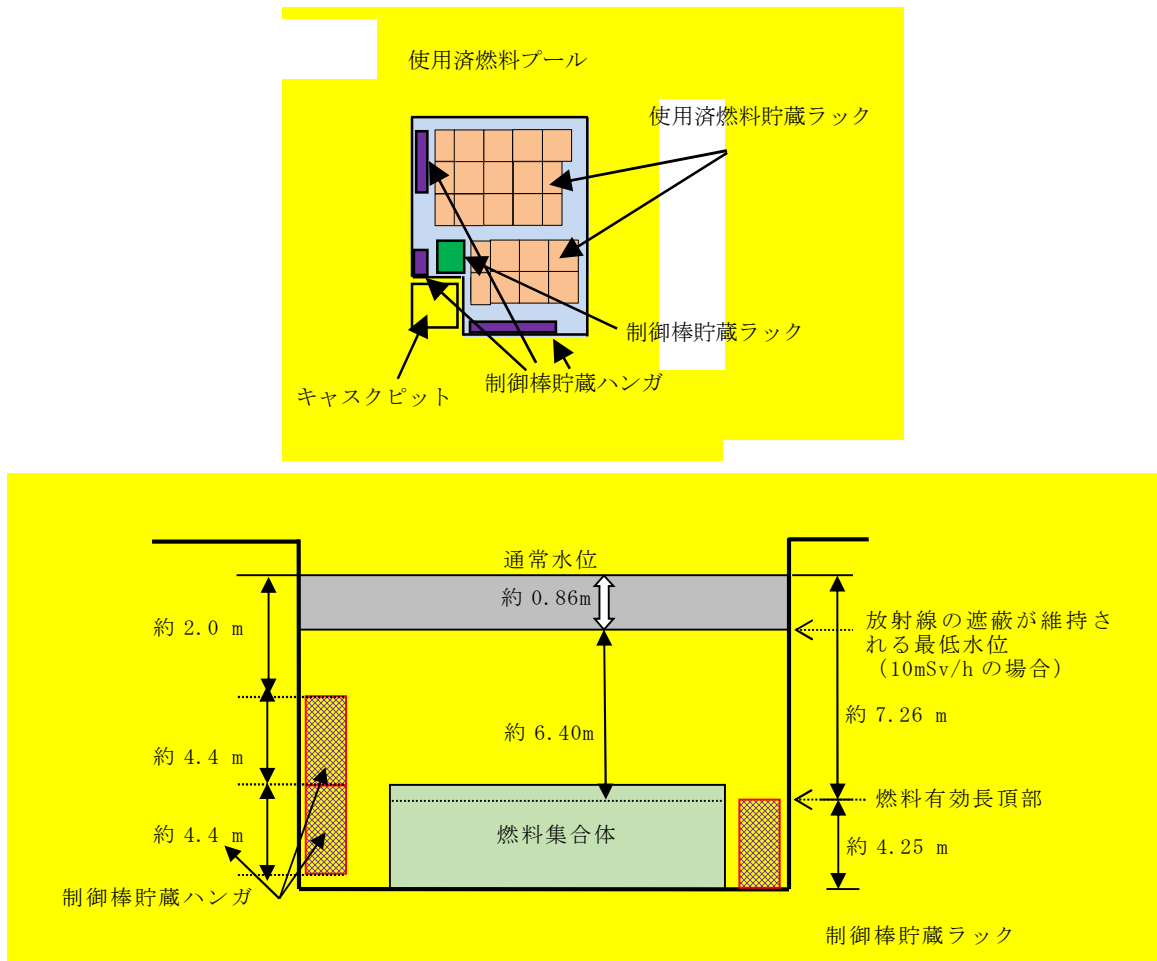
その他手摺等の軽量物については、ボルト固定、固縛による運用としている。

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

### 3. 使用済燃料プール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第3-1図に示す。



第 3-1 図 使用済燃料プール概要図

#### (2) 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及び制御棒貯蔵ラックの構造材を含めた使用済制御棒設置個所を直方体の線源としてモデル化している(第3-2図)。

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

こちらは③露出時において、制御棒間等は気中であるが、制御棒は水より密度の大きいステンレスや $B_4C$  (又はHf)等で構成されていること、線源以外にも制御棒

貯蔵ハンガ、制御棒貯蔵ラックのような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。

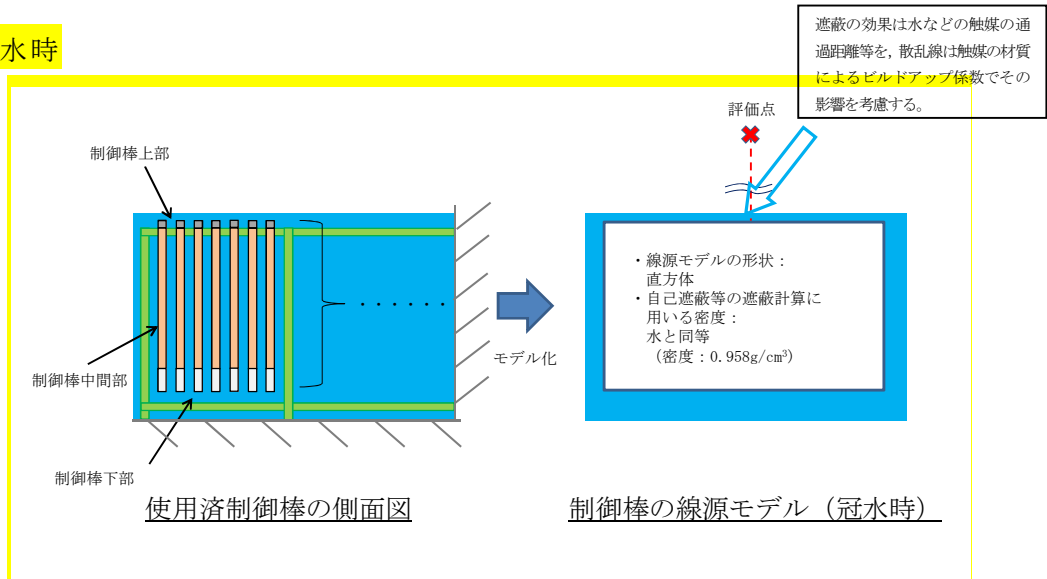
①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であつた箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まるが、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで更に保守的なモデルとなっている。

評価結果において、水位低下により使用済制御棒露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり①冠水時と③露出時を等しく、線源が水として計算しているためである（第3-3図）。

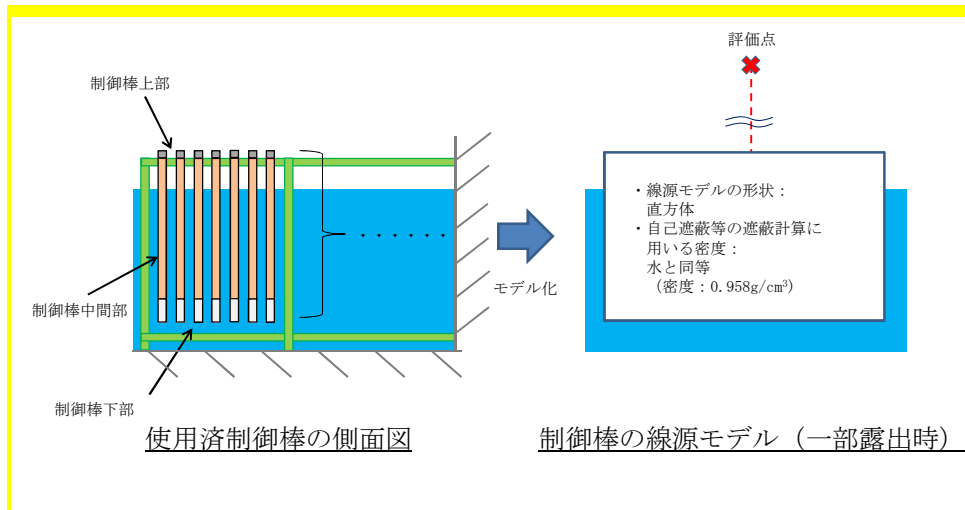
#### <参考>

一例としてCo-60を線源としたときの1/10価層は水であると約70 cmであるのに対して、鉄（密度：7.87 g/cm<sup>3</sup>）であると約7.4 cmとなり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。

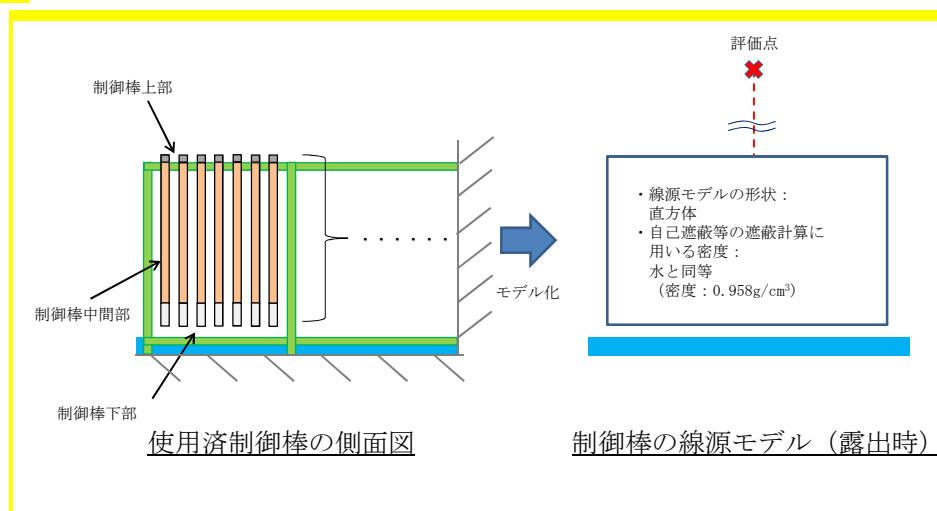
①冠水時



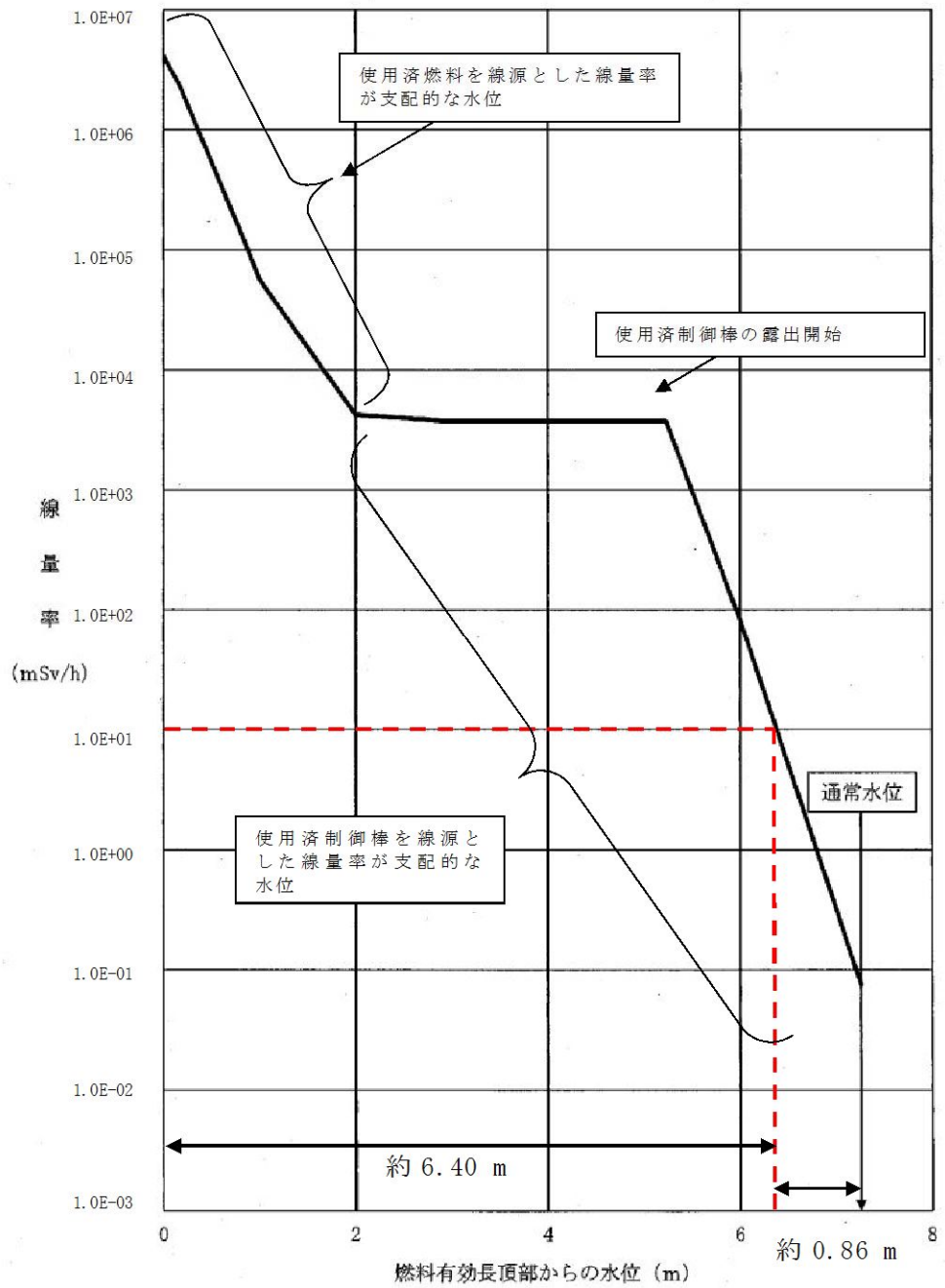
②一部露出時



③露出時



第 3-2 図 冠水時及び露出時の線量率計算モデル



第3-3図 使用済燃料プールの線量率と水位の関係