

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又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0

工事計画に係る補足説明資料

補足-180 【燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備に係る補足説明資料】

平成 30 年 10 月

日本原子力発電株式会社

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

工認添付書類	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	補足-180-1 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
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-180-2 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書に係る補足説明資料
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-180-3 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
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-180-4 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
V-2-11-2-7 制御棒貯蔵ハンガの耐震性についての計算書	補足-180-5 制御棒ハンガの運用変更に伴うサイドバンカプールでの廃棄物貯蔵に関する説明書

補足-180-1 【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】

別 紙

(1) 工認添付書類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 工認添付書類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】

工認添付書類		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

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 $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ 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」(日本原子力研究所 1999年)において、200 mm以上の厚さがあれば、十分な反射体厚さ*1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。

注記 *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

TGBLA*¹/GEBLA*²/NEUPHYS*³にて評価した無限増倍率を第4-1～5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。

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

*2：NED0-20913A, 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も保守的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

ラック内のり：□ 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，鉛直方向は実際の燃料有効長3.71 mの有限体系を模擬し，水平方向は保守的に無限配列とした。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。

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/cm³を下回らない。したがって，水密度について，0 g/cm³，□ g/cm³，□ g/cm³，□ g/cm³，□ g/cm³，□ g/cm³，□ g/cm³，□ g/cm³，1.0 g/cm³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

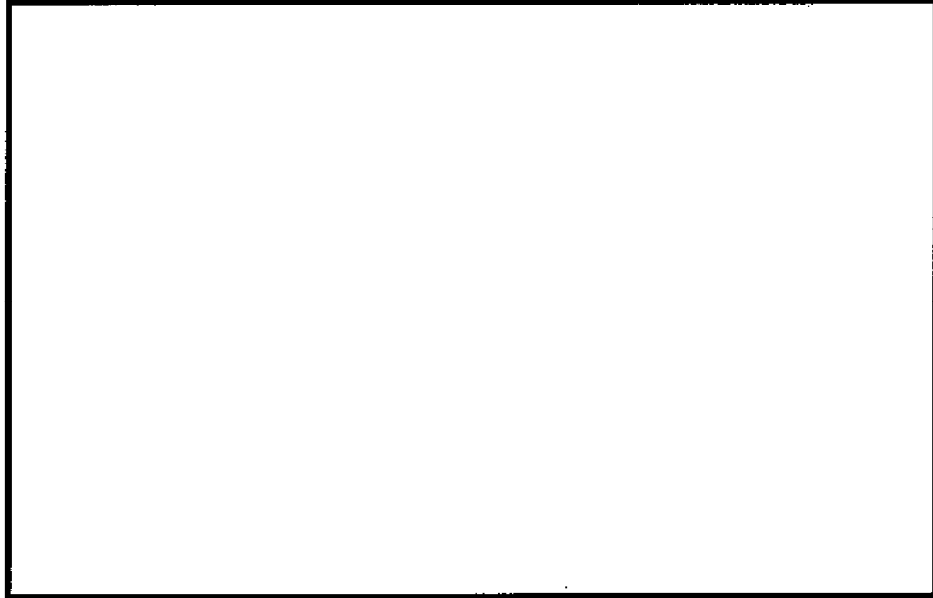
未臨界性評価において，チャンネル・ボックスは装着した状態を想定している。主要な作用として中性子の減速効果及び吸収効果があるが，チャンネル・ボックスを考慮することにより，代わりに水が存在する場合よりいずれの作用も小さくなる。減速効果が小さくなれば中性子増倍率は低くなり，中性子吸収効果が小さくなると中性子増倍率は高くなる。チャンネル・ボックスを装着した状態の吸収効果低減の影響が減速効果低減の影響より大きいため，チャンネル・ボックスを装着した状態の方が実効増倍率が高くなり，保守的である。

(2) ラック内偏心配置

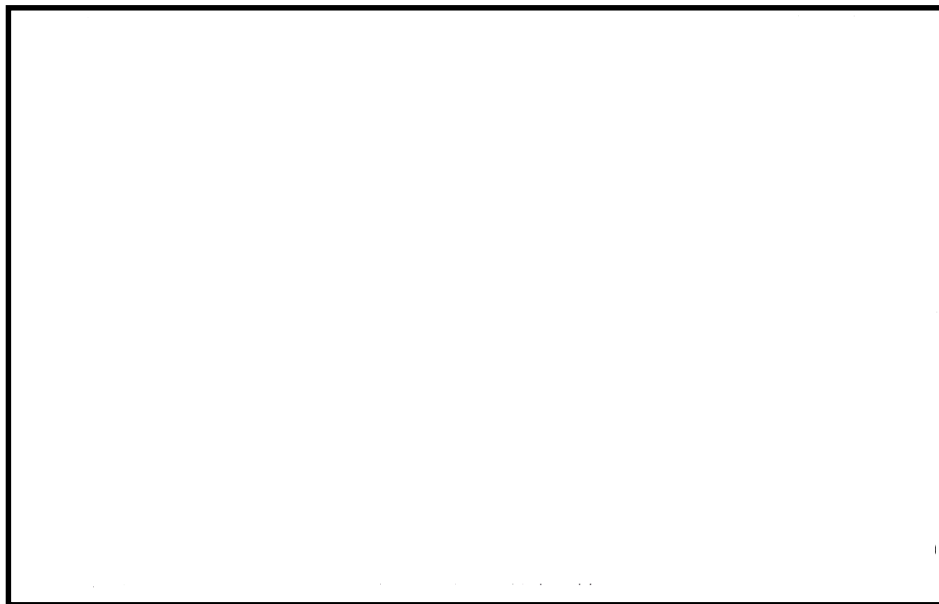
ラック内で燃料が偏心する場合を考慮し，1方向の角に燃料が偏って配置した場合について，中心に配置した場合と比較した結果，中心に配置した場合が最も実効増倍率が高い結果を得た。これは，ラック内で燃料が偏心すると，中性子の強吸収体であるB-SUSに接近することにより，燃料領域の熱中性子が減少するためであり，中心配置とした設定は保守的である。

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

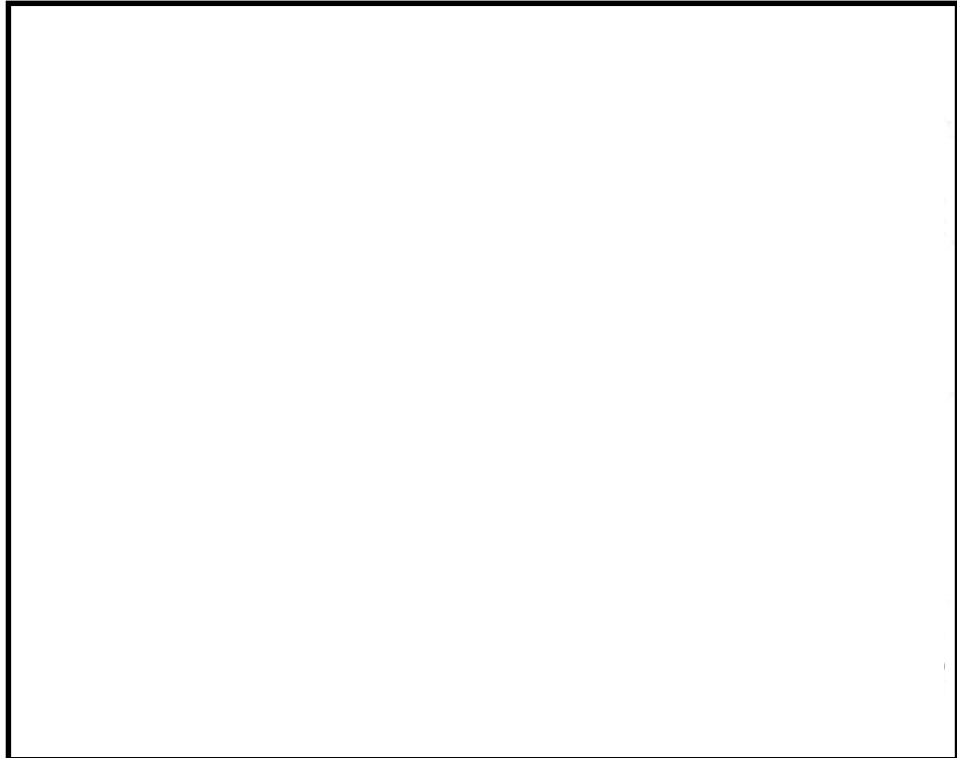
燃料条件, ラック条件及びその他の条件が保守的になるよう, 上述のとおり設定し, 実効増倍率が最も厳しくなる条件とした。



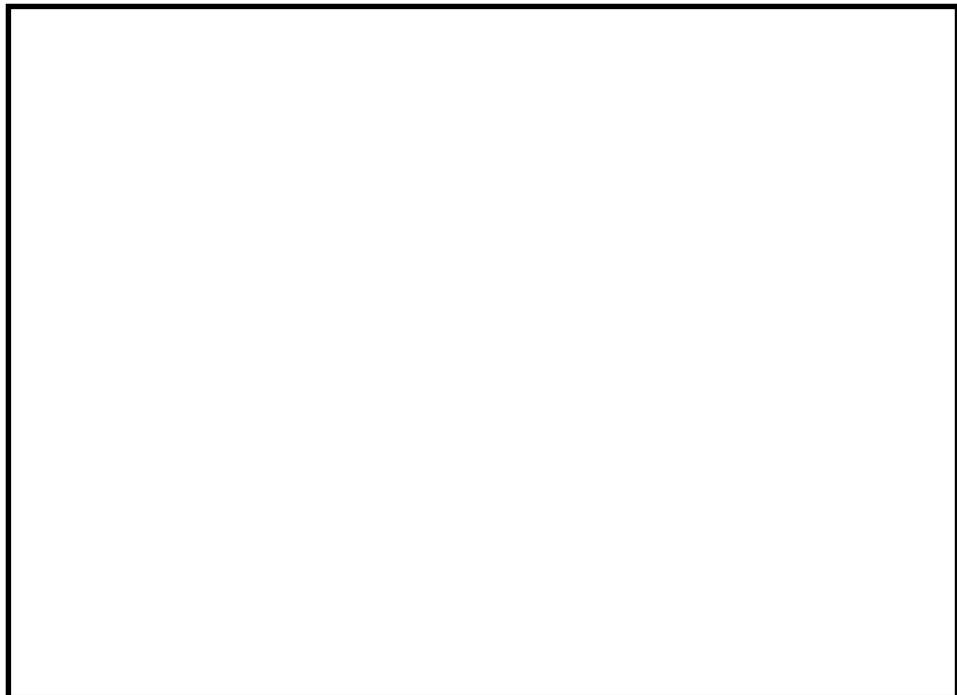
第4-1図 9×9燃料 (A型) の冷温時無限増倍率



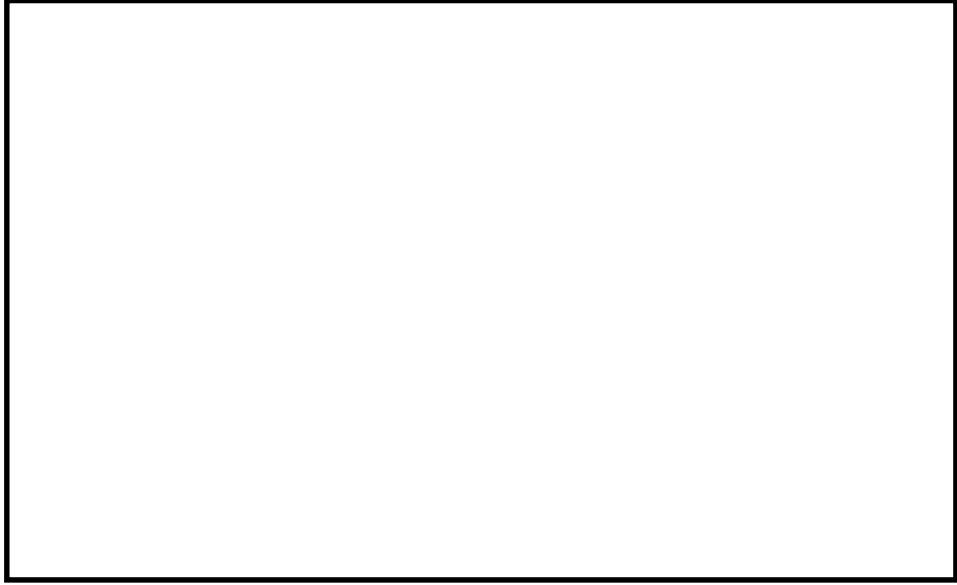
第4-2図 9×9燃料 (B型) の冷温時無限増倍率



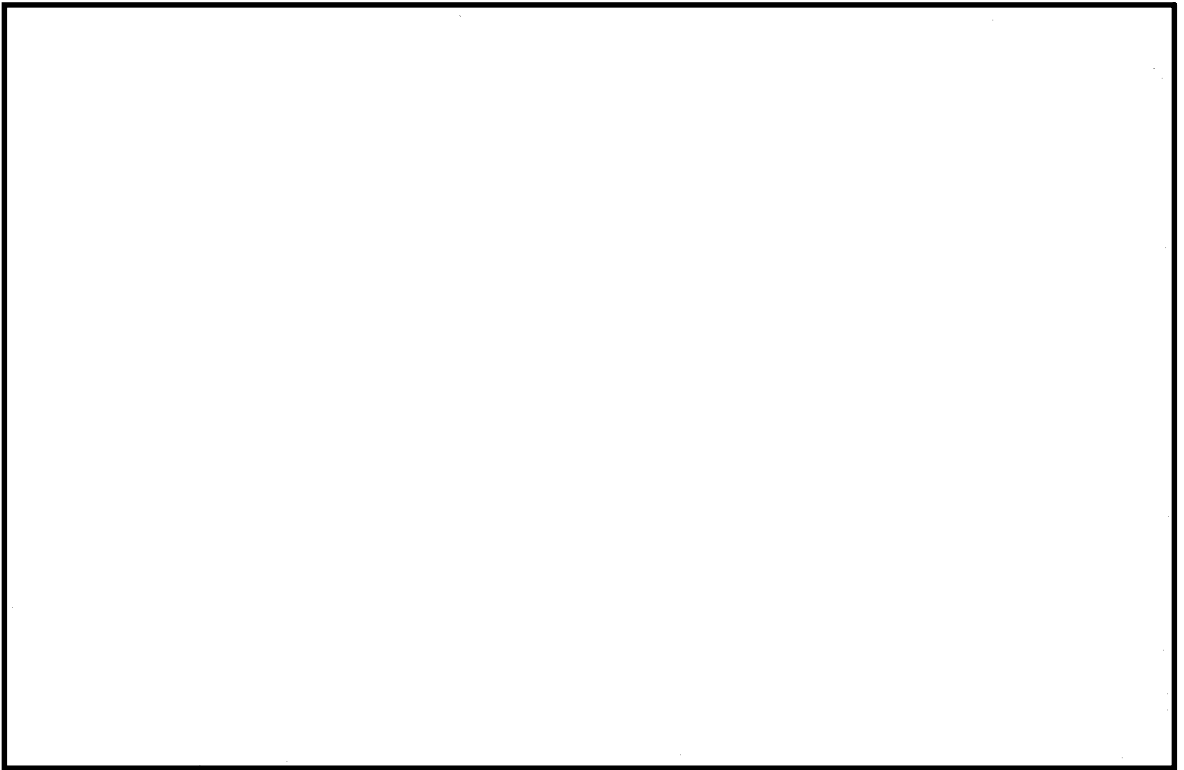
第4-3図 高燃焼度 8 × 8 燃料の冷温時無限増倍率



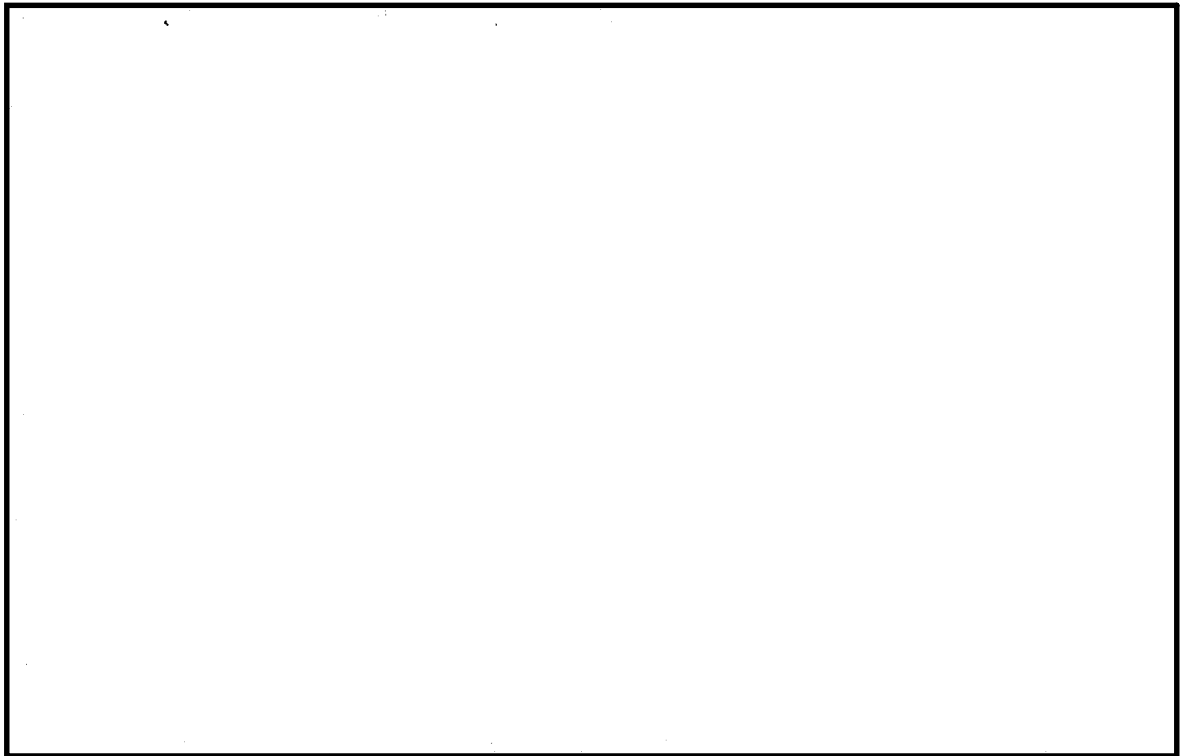
第4-4図 新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料の冷温時無限増倍率



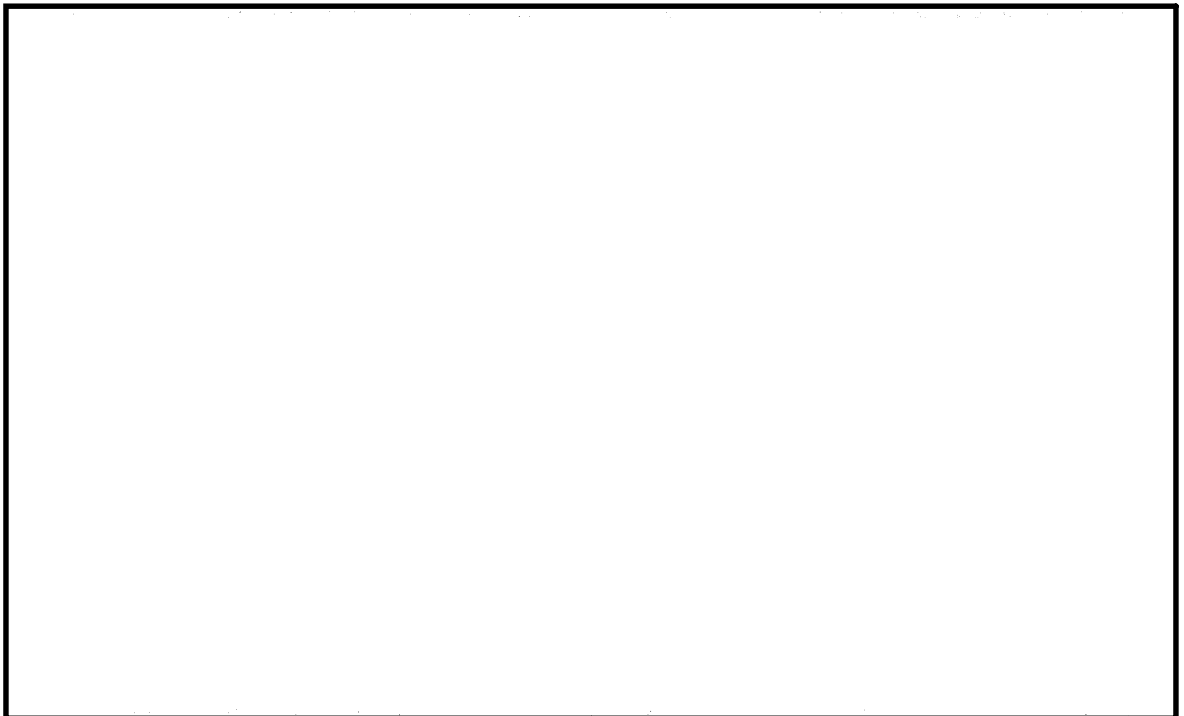
第4-5図 新型 8 × 8 燃料の冷温時無限増倍率



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）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（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。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 3σ （実効増倍率 [] に対し、統計誤差 3σ は []）についてもSCALEの解析結果として実効増倍率に加えた値を評価結果としている（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、東海第二発電所ではKENO-V.aを用いている。SCALEを開発したORNLの文献ORNL/TM-2001/110*¹があり、それによると、V.aとVIのモデルの違いは、主に幾何形状モデルであるが、臨界計算における解析結果（ $\approx 100\% \Delta k$ ）のバージョン間の差異は $0.1\% \Delta k \sim 0.2\% \Delta k$ と小さく、統計誤差 $0.002 \sim 0.004$ と比較して有意でない。

5.3 評価方法

東海第二発電所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。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、コードの不確実性を含まない等、誤差項目について比較的詳細に扱っていないが、統計誤差については標準偏差の3倍を考慮した上、0.95以下で評価している*²。また、「臨界安全ハンドブック第2版」（日本原子力研究所 1999年）においては「モンテカルロコードを用いた場合には、計算された平均増倍率に標準偏差の3倍の値を加えた値を推定臨界下限増倍率または0.95と比較し、未臨界を判定する。」とされている。

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

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

第1表 燃料ラックの臨界解析で重要なパラメータ（抜粋）

--

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	Δk	<input type="text"/>
	平均値の不確定性	ε_c	<input type="text"/>
製造公差に基づく 不確定性	燃料製作公差	ε_f	— *1
	ラック製作公差 (+燃料偏心配置影響)	ε_r	— *1
統計誤差*2		3σ	<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、 Δk 及び ε_c は0としている。 k_{eff} の計算の入力に炉心装荷時無限増倍率1.30のほか、ラック製作公差を実効増倍率が保守的になるよう見込み、*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、燃料製作公差については、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(+燃料偏心配置影響)については、実効増倍率が最も高くなる体系を対象に解析を実施していることから、解析結果(実効増倍率 k_{eff})に含まれている。

*2: 入力値である乱数(追跡する中性子)から計算した実効増倍率の平均値と、個々の実効増倍率の計算値の差から標準偏差を求め、臨界安全ハンドブックの考え方に従い、標準偏差の3倍としている。

*3: ANSI/ANS-8.17-2004 criticality safety criteria for the handling, storage, and transportation of LWR fuel outside reactors

ラックセル中のボロンの減損割合の評価

1. 概要

中性子の強吸収体である使用済燃料貯蔵ラックセル中のボロン (^{10}B) は供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、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}B の減損率を評価する。

2. 評価方法

使用済燃料貯蔵ラックセル中の ^{10}B の中性子吸収減損率は以下の式により評価される。

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

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}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}B の吸収反応断面積は3838 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}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}B の減損率は約0.004 %であり、ごく僅かである。なお、使用済燃料貯蔵ラックセルでは水による中性子の減速・吸収効果があるため、中性子束は乾式キャスクよりも減少することが見込まれる。

したがって、使用済燃料貯蔵ラックセルにおいても同様に ^{10}B の中性子吸収体の効果低

下は無視できるほど小さいと考えられる。

注記 *1: リサイクル燃料備蓄センター その他の安全対策について（長期貯蔵に対する考慮），平成22年2月，原子力安全・保安院

*2: アイソトープ手帳11版（公益財団法人日本アイソトープ協会発行）

補足-180-2 【燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書に係る補足説明資料】

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」に係る添付書類（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。

工認添付書類	補足説明資料
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	1. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置
	2. 燃料取替機及び原子炉建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. イコライザハンガの概要について
	9. 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
	別添2 BWR燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

2. 別 紙

(1) 工認添付書類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

(1) 工認添付書類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 工認添付書類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】

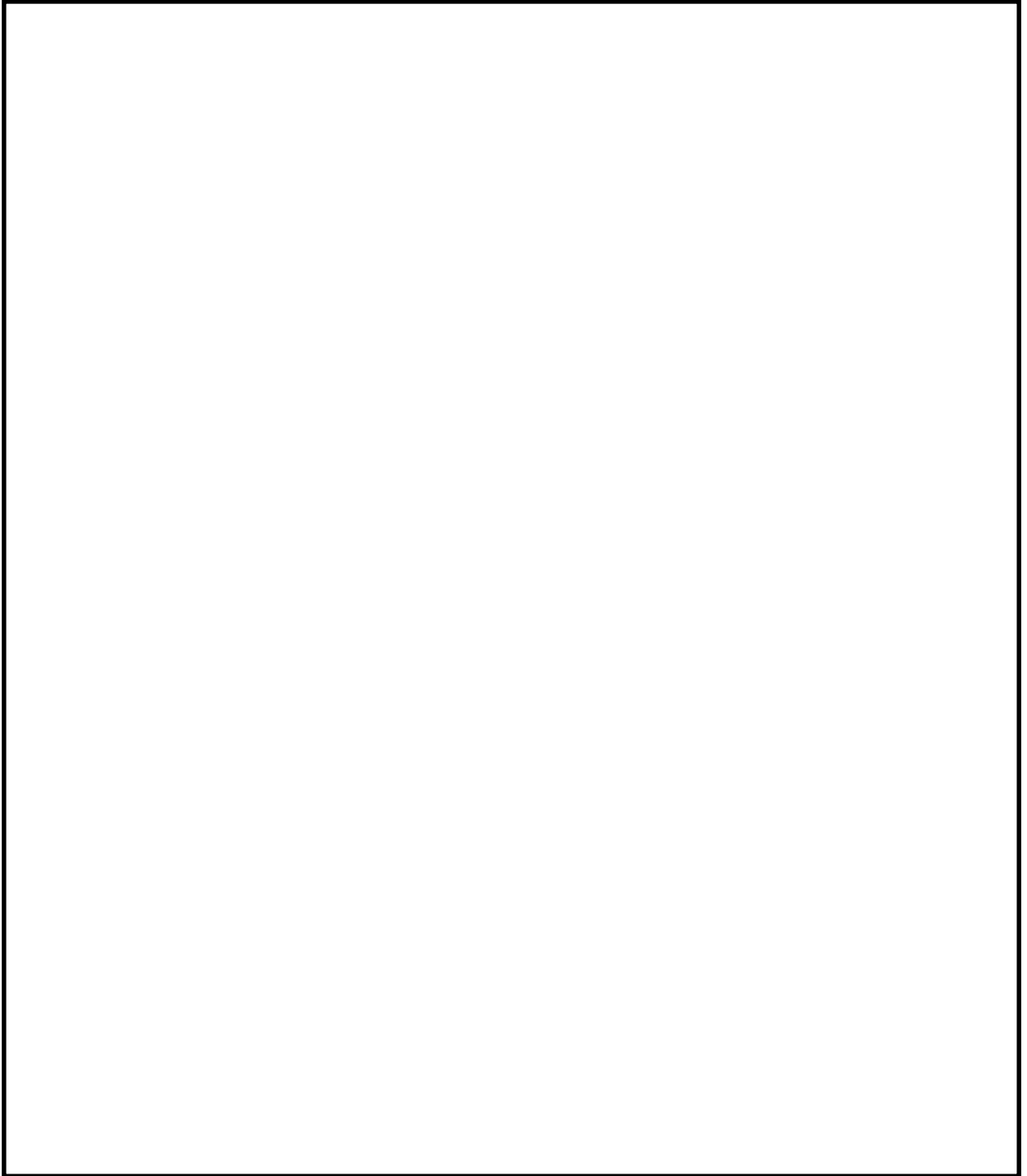
工認添付書類		設置許可まとめ資料			引用内容
V-1-3-3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	DB	第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	落下防止について引用 ただし、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンに係る評価方法、評価結果については、各耐震計算書に示す。

補足説明資料目次

	頁
1. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置	1-1
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時の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
9. 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	9-1
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	別1-1
別添2 BWR燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について	別2-1

1. 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置

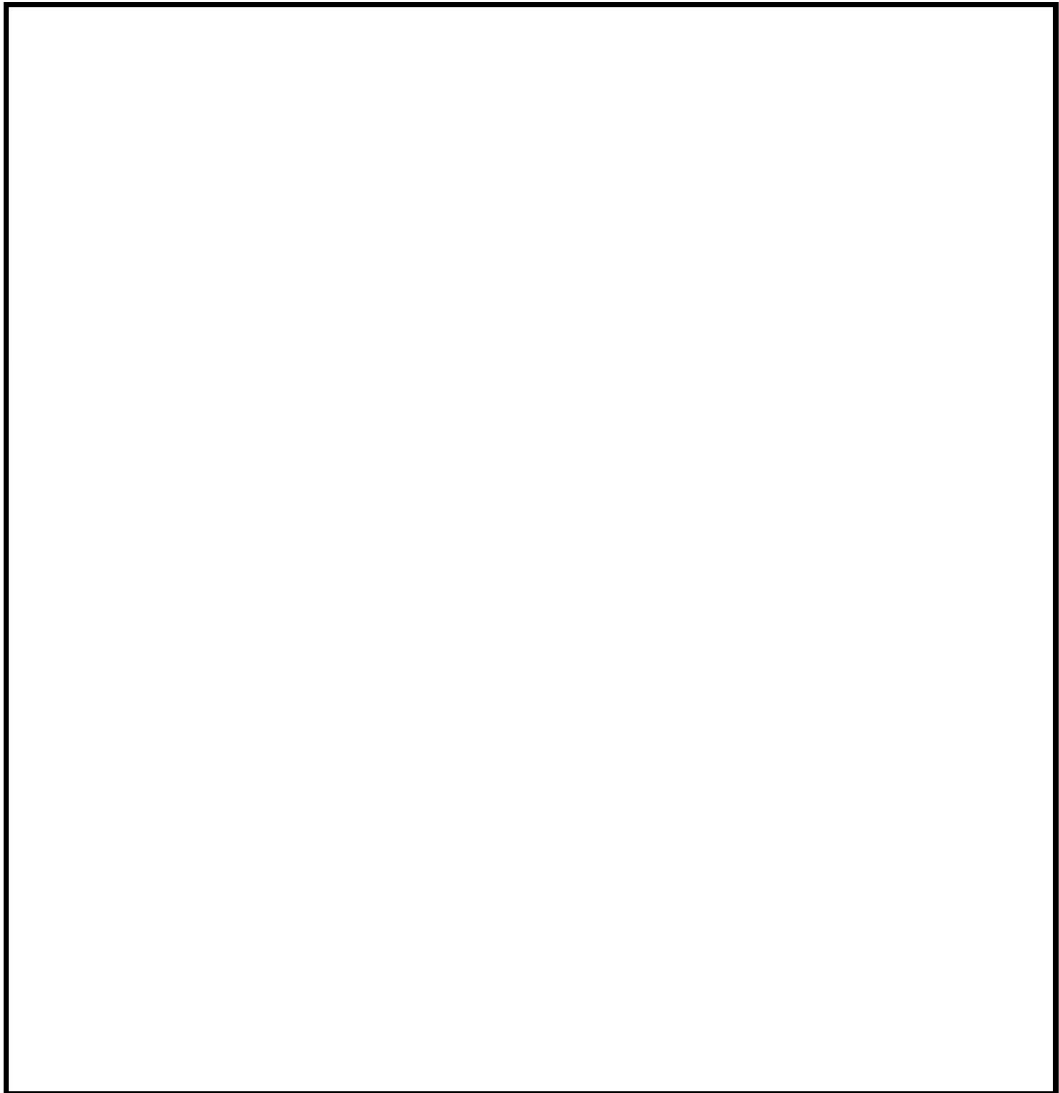
落下時に使用済燃料プールの機能へ影響を及ぼすおそれのある主要な重量物の配置を第1-1図に示す。



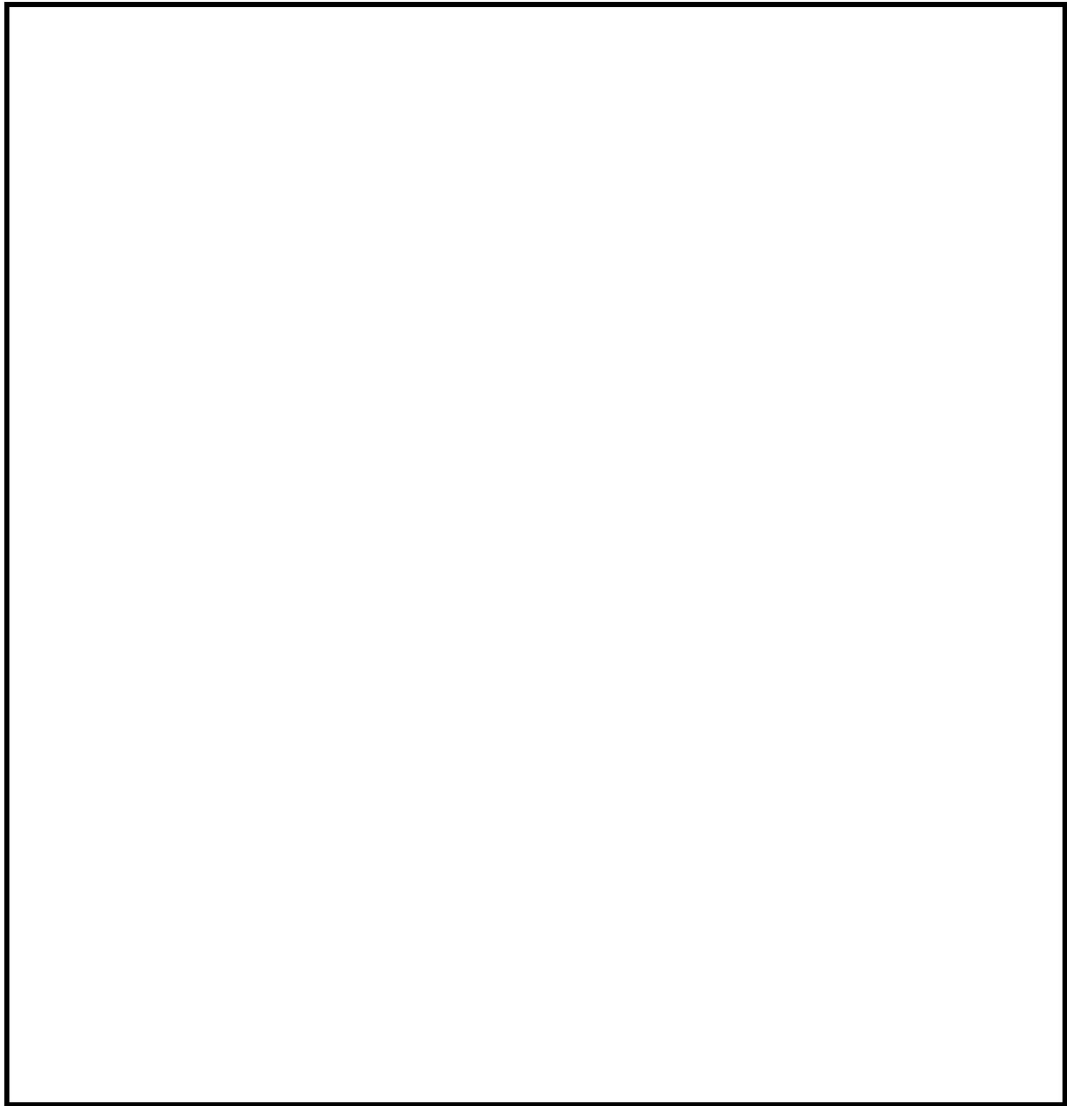
第 1-1 図 使用済燃料プール周りの主要な重量物の配置

2. 燃料取替機及び原子炉建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、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。また、レールからの落下を防止するよう、ストッパから基準地震動 S_s での滑りを考慮した距離をとる。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使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器（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。

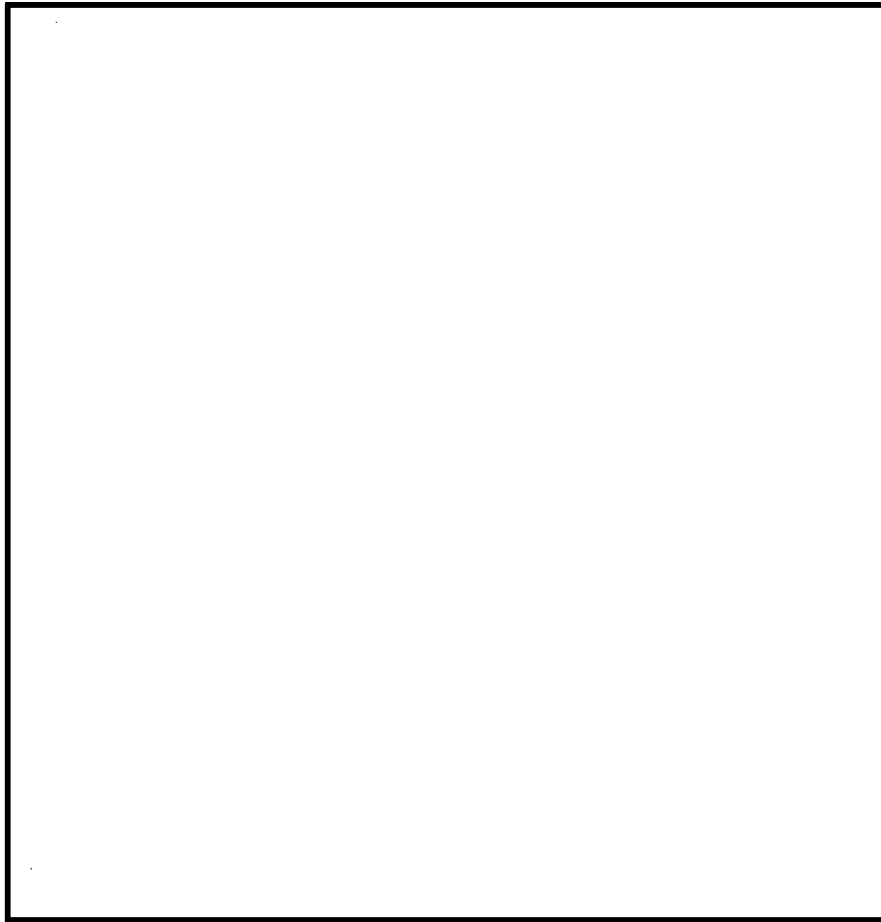
原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟6階床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

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。上記について、3次文書「工事要領書作成手引き」にて原子炉建屋原子炉棟6階にて揚重作業を行う場合、インターロック（A～Cモード）のモード選択を行い、移送範囲を制限することを明確化し（使用済燃料プールへ移送を行わない場合は、A又はBモードとする。）、工事毎の要領書にて、走行範囲を明確にし、使用済燃料プールへの落下防止を図る。

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



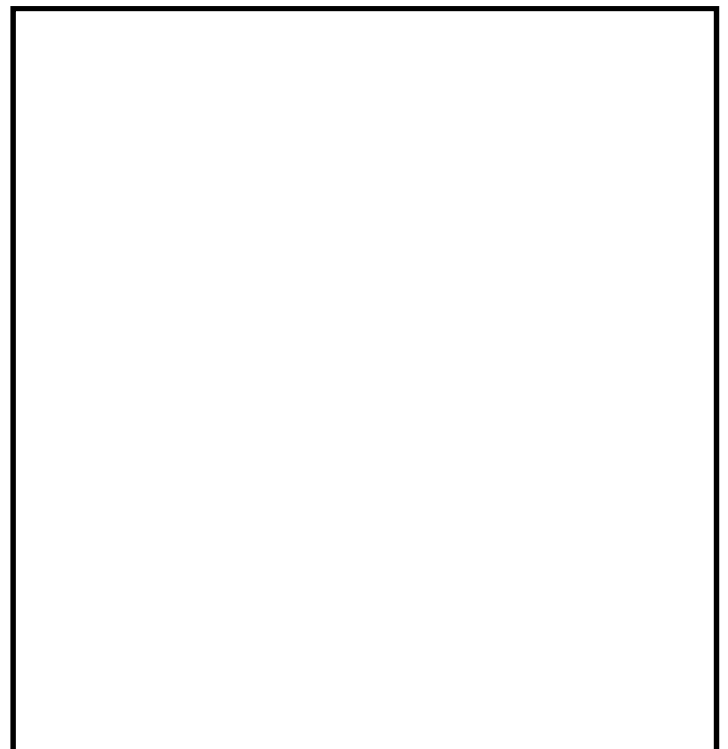
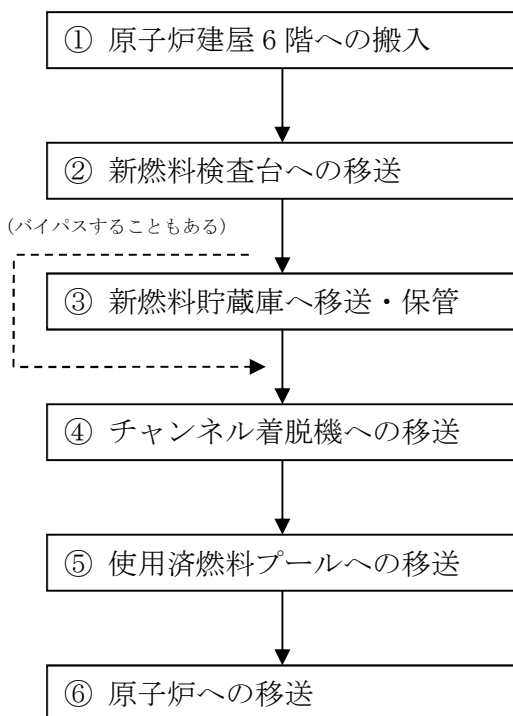
第3-2図 原子炉建屋クレーンのインターロック（Aモード）による
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図

4. 新燃料の取扱いにおける落下防止対策

新燃料は、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）によって原子炉建屋原子炉棟6階へ搬入する。新燃料輸送容器から新燃料検査台へは新燃料を1体ずつ原子炉建屋クレーン（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チャンネル着脱機へ原子炉建屋クレーン（補巻）にて移送する。新燃料貯蔵庫からチャンネル着脱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ナイロンスリングは気中作業で確実な装着を確認し、安全率は、6 以上を確保している。チャンネル着脱機から使用済燃料プールのラック、ラック間及びブロッカー原子炉間の移送は燃料取替機にて取り扱われる。

新燃料の取扱いに係る移送フロー及び経路（例）を第4-1図に示す。

<新燃料移送フロー>



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、新燃料は、原子炉ウェル上を通過しているが、新燃料移送は運転中に実施するため、原子炉蓋は閉まっており、原子炉内に新燃料が落下することはない。また、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、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、動力電源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料の

落下は防止される。

チャンネル着脱機（第4-2図）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。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oppaから下限ストoppaの位置までの間を昇降（第4-3図）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、燃料集合体外観検査時に燃料体等の昇降を行う際には、線量低減の観点から、機械的なインターロックにより、上限ストoppa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。

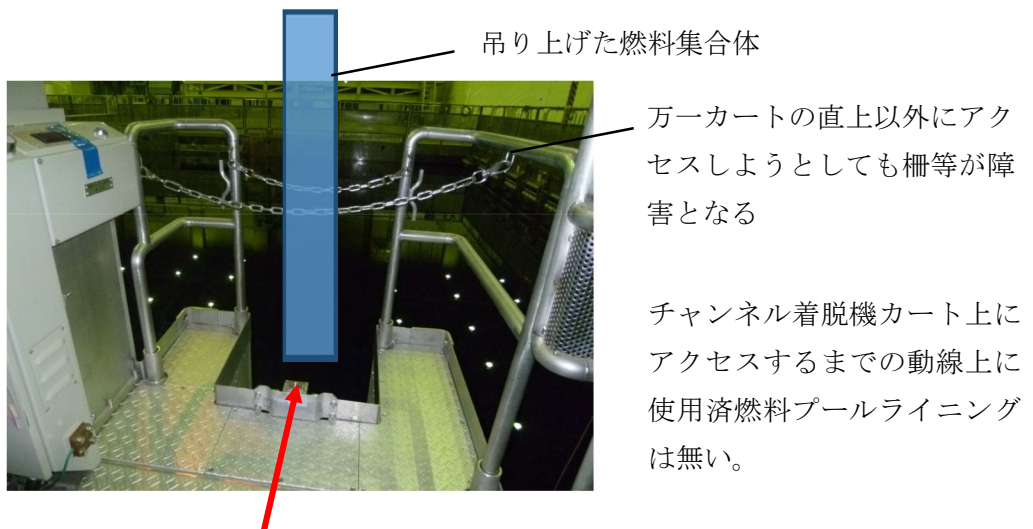
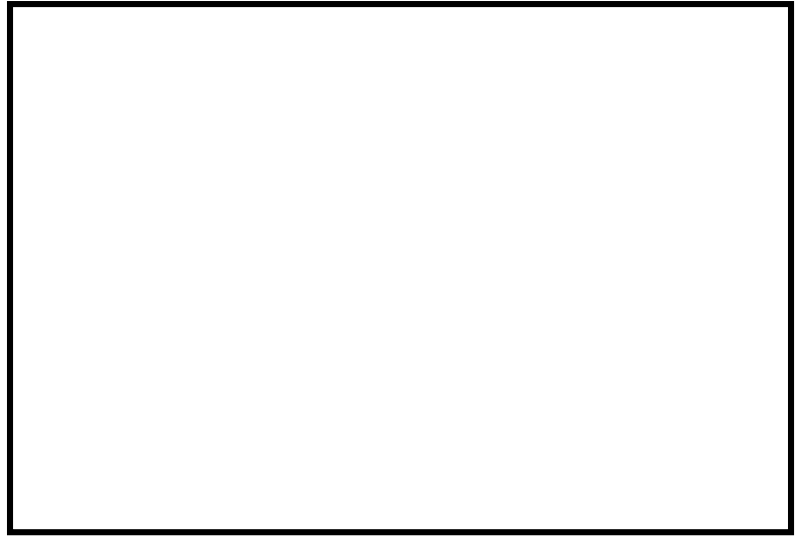
【参考】新燃料の入水作業

新燃料取扱時においては、原子炉建屋原子炉棟 6 階に搬入され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、燃料集合体を 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）にて吊上げて移動し（場合によっては新燃料貯蔵庫に貯蔵した後同様に吊上げて移動し）、チャンネル着脱機に載せて使用済燃料プールに入水し、燃料取替機に受け渡す。

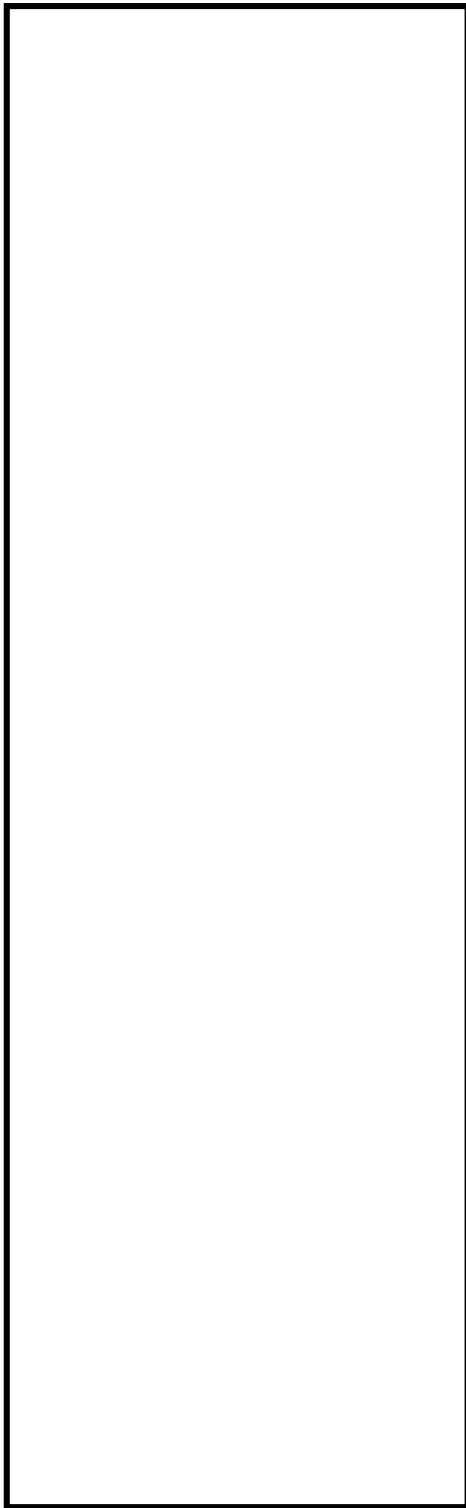
新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫にて、原子炉建屋クレーン（補巻）は、安全率 6 以上のワイヤロープに装着された落下防止装置付きのフックに、安全率 6 以上のナイロンスリングを気中作業にて確実に取り付け新燃料をゆっくり吊り上げる。

新燃料検査台又は新燃料貯蔵庫からチャンネル着脱機の直近までは、原子炉建屋原子炉棟 6 階の床面上を、新燃料の動線上にある構造物を避けるために必要な高さ（最大約 1.2 m）に吊上げながら移動する。新燃料は、使用済燃料プールのチャンネル着脱機上に移動する前に、約 50 cm の吊上げ高さに降下し、参考図のように、金属製の柵に囲まれたチャンネル着脱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動する。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チャンネル着脱機上面から約 10 cm の高さまでゆっくり吊下ろす。

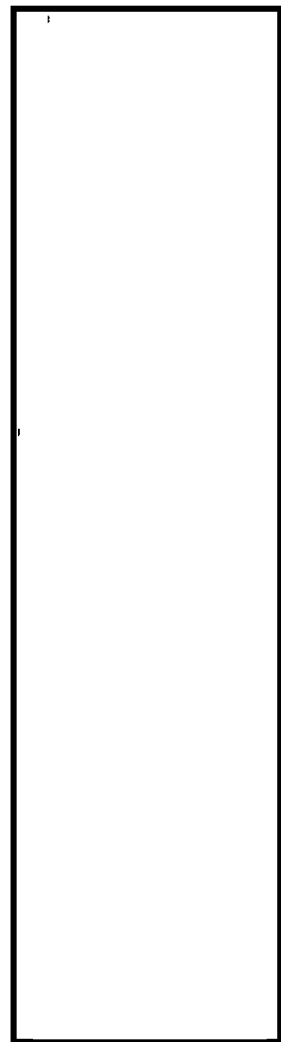
チャンネル着脱機のカートが、水面から深さ cm 程度の高さまで上昇した状態で待機しているところへ、作業員が直接手でサポートしながらクレーン操作者に指示を出し、新燃料をカート直上にゆっくりと移動させる。カートの真上に来たことを作業員が目視で確認し、ゆっくりと確実にカートの上面にある燃料をホールドする四角形の孔に目視をしながら下部タイ・プレートの下端から挿入し、カート下方の台座まで新燃料を降下させる。



参考図 チャンネル着脱機のカートへ吊り下ろす直前の状況 (イメージ)



第4-2図 チャンネル着脱機概略図



第4-3図 ストップの位置

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使用済燃料の収納作業が行われる。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取替機を用いる。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。

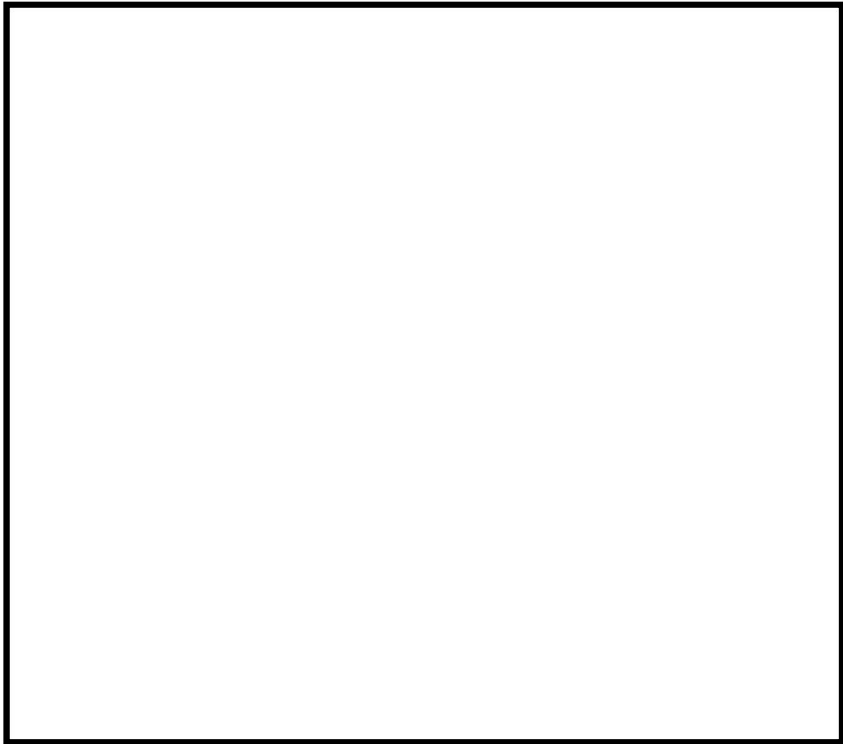
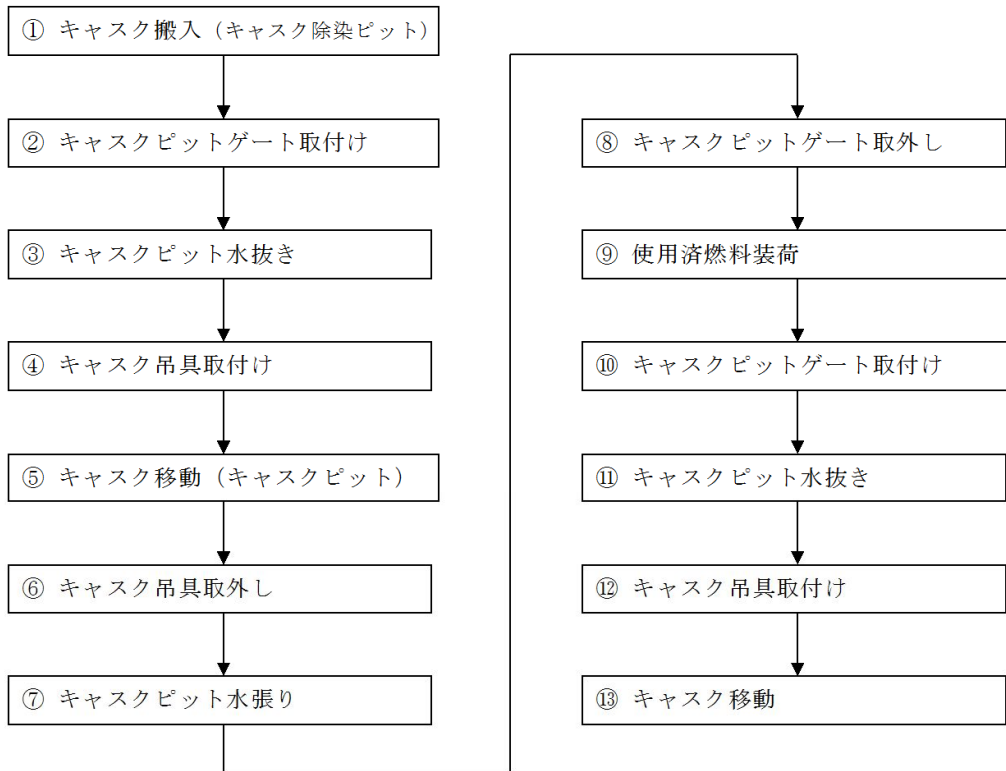
なお、キャスクピットでのキャスク取扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑るおそれがあるが、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った*1,2としても、使用済燃料プール水位維持のための使用済燃料プールライニング健全性は維持される。キャスクとキャスクピットゲートの上から見た位置関係を第5-2図に示す。

使用済燃料を燃料取替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、燃料取替機のモードをキャスクピットモードに切り替える。通常燃料を□ mmしか吊り上げられないインターロックとなっているが、これによって、最大□ mmまで吊り上げられるようになる。しかし当該モード切替は通常モードでアクセス不可となるキャスクピットゲートの手前で行うこととし、□ mm以上の吊り上げもキャスクの手前であるキャスクピットゲート付近で行うこととする。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。

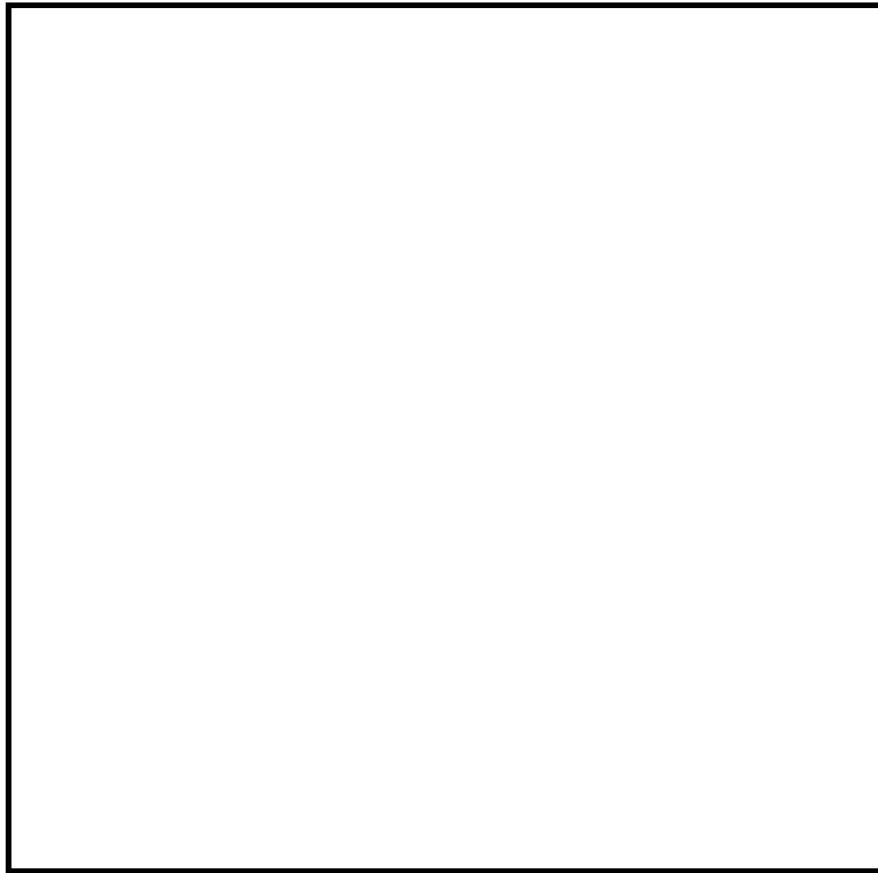
キャスクピットから取り出したキャスクは、原子炉建屋原子炉棟6階床面とは隔離されたキャスク除染ピットにおいて、転倒防止装置を取り付けることにより固縛する。

注記 *1: 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最大でも約20 cm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340-2 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。



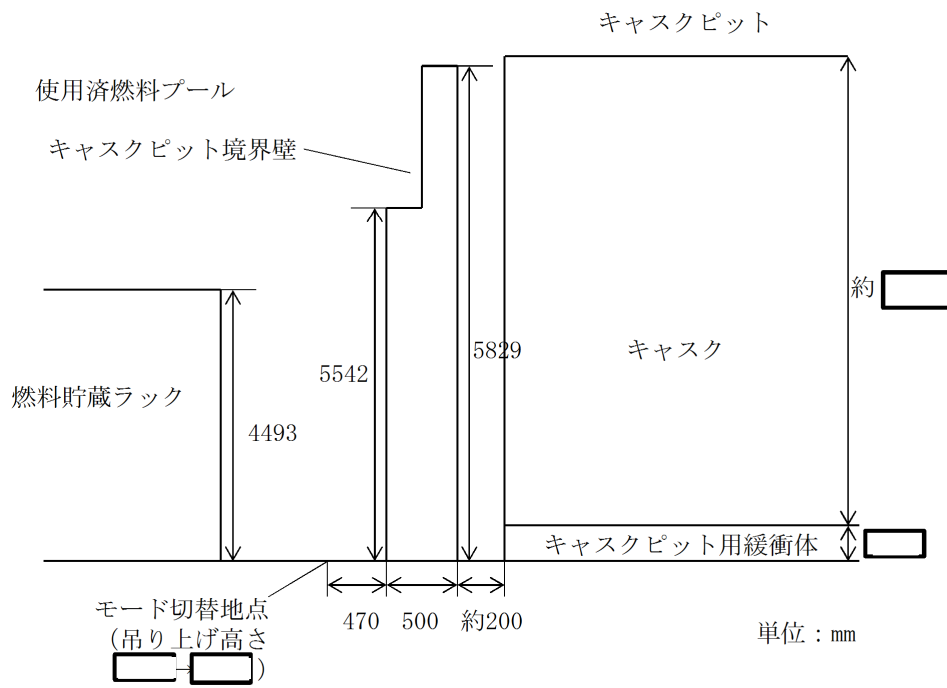
第5-1図 キャスク取扱い作業フロー (例)



キャスクの種類

番号	名称	外径 (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 (上から見た図)



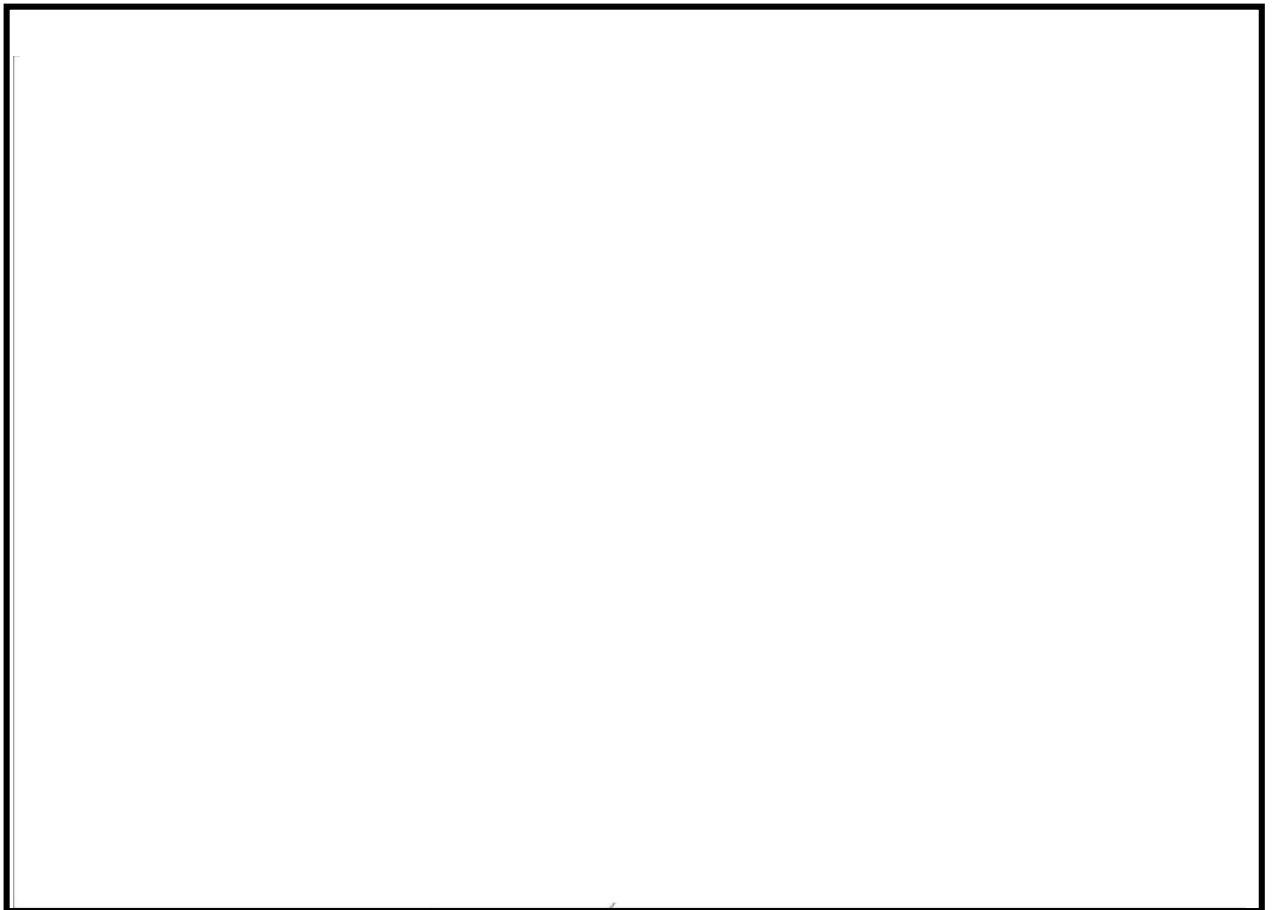
第5-3図 カスクとカスクピットゲートの位置関係 (横から見た図)

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（燃料装荷の場合は原子炉、それ以外の場合は使用済燃料プール、キャスクなどを指す）へ移動される。

燃料体等の使用済燃料プール上での移動経路（例）を第6-1図に示す。

なお、使用済燃料プール底部の使用済燃料プールライニング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、ラックに隠れていない箇所は存在するが、燃料取替機が原子炉ウェルから使用済燃料プール内へ自動モードにて入ってくる場合、燃料取替機は最南端の使用済燃料貯蔵ラックに燃料を貯蔵する場合であっても、ラック南端のほぼ真上を移動して各ラックへ向かうため、燃料が直接漏えい検知溝上へ落下することはない。また、自動モード範囲外で唯一漏えい検知溝上を通る可能性があるのは旧チャンネル着脱機にアクセスする場合だが、直下に漏えい検知溝がない東側チャンネル着脱機1基のみを使用可能とすることから、燃料体等は漏えい検知溝上を通らない。



第6-1図 燃料体等の使用済燃料プール上での移動経路（例）

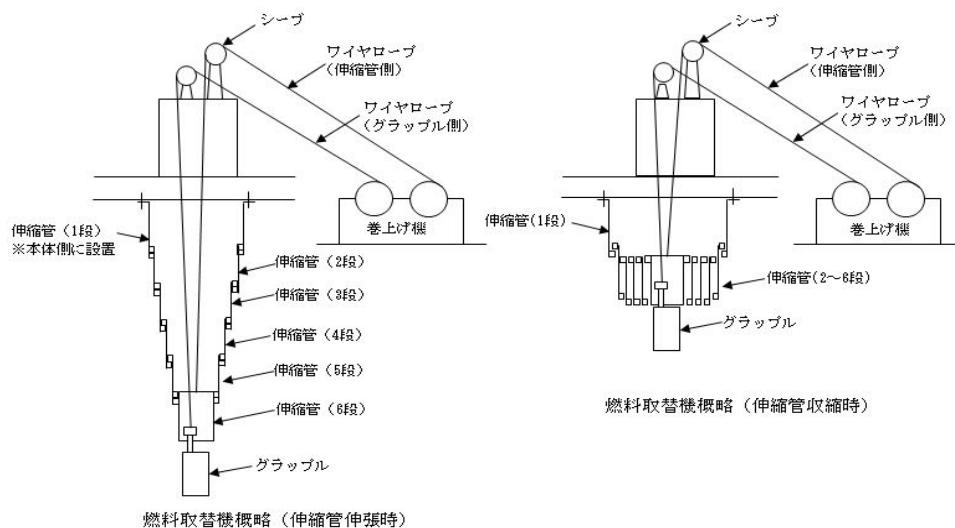
7. ワイヤロープ及び主要部材の強度に関する説明について

燃料取替機は、ワイヤロープを2本有しており、1本が「燃料集合体及びグラップル」を、もう1本が「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、定格荷重を450 kgとしており、0.5 t未満のためクレーン構造規格適用除外揚重機となるが、ホイスト、走行レール、ガーダの設計については、クレーン構造規格を準用し、その他の部品は、JIS及びメーカー社内基準等に基づいた設計としており、各ワイヤロープは、当該規格要求を満足する安全率を有した設計としている。

万が一どちらかのワイヤロープが切断した場合でも、残り1本のワイヤロープで吊荷（燃料集合体 約 kg）、伸縮管（本体側に設置（固定）された第1段を除く第2段～6段の荷重：約 kg）及びグラップル（約 kg）を保持可能な設計としている。

ワイヤロープの破断荷重 kN) に対し、使用上の最大荷重は12.5 kN（定格荷重 450 kg、グラップル 約 kg、伸縮管（第2段～6段の荷重）約 kg：合計約 kg）で、安全率は約10であり、クレーン構造規格要求（安全率3.55）を満足した設計となっている。また、燃料吊り荷重伝達ルートにおける、ワイヤロープ以外の主要強度部材（フック、グラップルシャフト、ワイヤロープ取付部等）においても、クレーン構造規格に定めるワイヤロープと同等以上の安全率を有する設計としている。



第7-1図 ワイヤロープ概要図

・片側ワイヤロープが切断した場合の衝撃荷重について

先に示したクレーン構造規格要求の安全率3.55は、静荷重に対して定められたものであるため、片側ワイヤロープが切断した場合の衝撃荷重が加わっても、残りの片側ワイヤロープが保持可能であることについて以下のとおり確認した。

ワイヤロープの破断荷重が、衝撃荷重と負担荷重の和よりも大きいことを確認する。

ワイヤロープ2本の内、伸縮管側のワイヤロープが切断したと仮定する。この場合の衝撃荷重Fは、

$$\int F dt = m \cdot v$$

で表される。ここで、m：伸縮管荷重（約 kg），v：速度である。ワイヤロープの固有周期をTとすれば、

$$F = 2 \pi m V / T$$

となる。ここで、 π ：円周率，V：落下距離到達時の速度である。

固有周期Tは、以下の式で表せる。

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

ここで、kはワイヤロープのバネ定数で、

$$k = E \cdot A / L \quad (E: \text{ワイヤロープの弾性係数 約 } \text{ N/mm}^2, A: \text{ワイヤロープの断面積 } \text{ mm}^2, L: \text{ワイヤロープの長さ (巻出し長さ) 約 } \text{ m})$$

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

ワイヤロープの負担荷重は、定格荷重 kgとグラップル約 kgの合計とし、衝撃荷重Fには余裕をみてF=40000 Nとすると、ワイヤロープの破断荷重： Nより、

$$\begin{aligned} \text{破断荷重} / (\text{衝撃荷重} + \text{負担荷重}) &= / (40000 + \times 9.8) \\ &= > 2 \end{aligned}$$

上記結果により、片側ワイヤロープ（伸縮管側）が切断した場合においても、破断荷重が衝撃荷重と負担荷重の和を上回っており、もう片側のワイヤロープにて保持可能な設計を有している。

なお、式の出典は機械工学便覧、各パラメータは以下による。

E：ワイヤロープのメーカ値を採用。ワイヤロープはプレテンション加工*¹を実施しており、経年後の固くなった状態を想定)

A：ワイヤロープは、約10倍の安全率を有した設計であり、2定検毎に交換を行うことから、顕著な恒久的伸びは発生しないため、断面積の縮小は考慮せず、製作時の寸法を想定

L：グラップルを最上限位置まで巻上げ，伸縮管第2段～6段の荷重が掛かった状態を想定

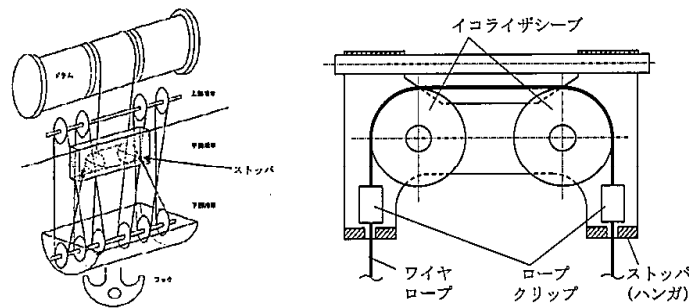
注記 *1：製作完了後，引張装置を使用し，所定の荷重（張力）をかけ，一定時間保持した後，荷重を元に戻すことを一定回数繰り返すことで，使用初期に生じる初期伸び及びロープ径の細りが少なくなる。なお，加工により弾性係数が約1.3倍増加する。

8. イコライザハンガの概要について

8.1 ストッパの機構について

イコライザハンガのストッパ機構は、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パ概念図

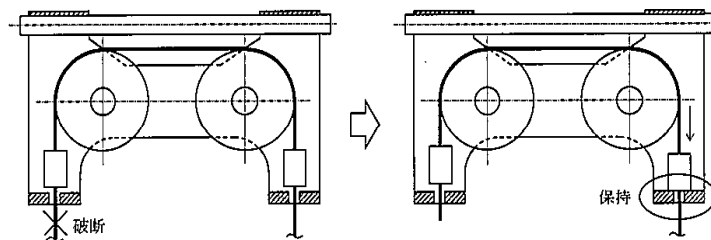
8.2 ワイヤロープ破断時の動作について

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（第8-2図）

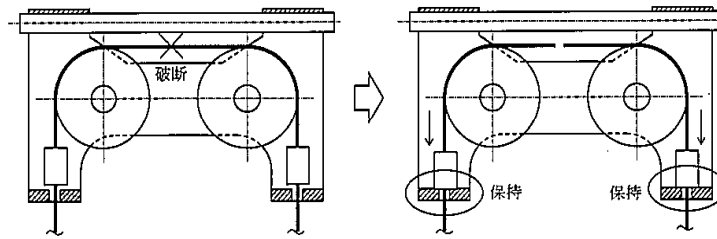
吊荷の質量により、イコライザハンガから破断していない方のワイヤロープが引き出されるが、ロープクリップがストッパに当たり保持されることにより、引き出しが止まり落下しない。

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（第8-3図）

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 kN に対しワイヤ1本あたり約 kN の荷重）。

8.4 ロープクリップの点検について

施設定期検査毎に外観点検，ボルトのハンマリング及びマーキングを行い，ずれの有無を確認することとしている。

9. 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第1表に示す。気中落下時の衝突エネルギーが落下試験の衝突エネルギーより大きい設備等について、十分な離隔距離の確保、固縛若しくは固定、又は基準地震動 S_0 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。

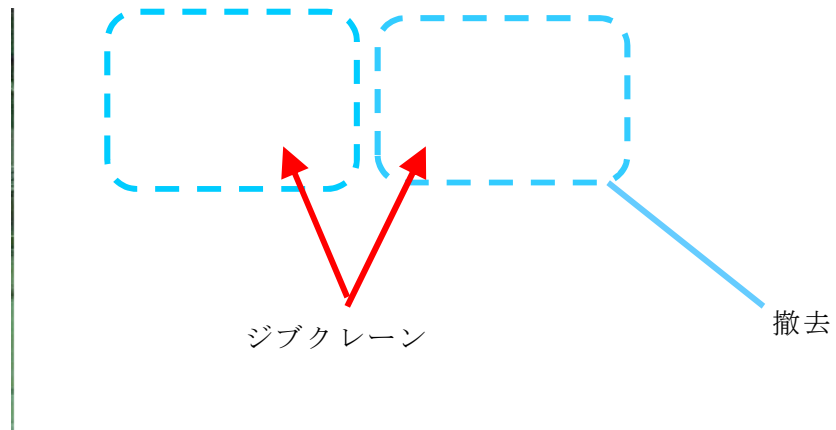
また、使用済燃料プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物のうち、使用済燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧（第2表）、配置図（第9-3図）及び吊荷の落下防止対策（第3表）を以下に示す。

第1表 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 ₀ に対する落下防止対策
		天井照明		
2	燃料取替機	燃料取替機	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	使用済燃料プール用ジブクレーン	作業計画を踏まえ抽出	撤去*2
5	PCVヘッド (取扱具含む)	PCVヘッド	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3,4
		PCVヘッド吊具		
6	RPVヘッド (取扱具含む)	RPVヘッド (+スタッドボルトテンショナ)	ウォークダウンにより抽出	同上*3,4
		RPVヘッドフランジガasket		
		ミラーインシュレーション		
		スタッドボルト着脱装置		
		ミラーインシュレーションペロー		
7	ドライヤ、セパレータ等 (取扱具含む)	ドライヤ	作業計画を踏まえ抽出 (プール床置きだが作業時吊り上げる)	同上*4
		セパレータ		
		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		
		D/S吊具		
		MSラインブラグ		
		MSLP用電源箱		
		MSLP用空気圧縮機		
		MSLP用電動チェーンブロック		
		マルチストロングバック		
		D/S水中移動装置		
8	プール内設置物	制御棒貯蔵ハンガ及び貯蔵中制御棒*5	作業計画を踏まえ抽出 (プール床置きだが作業時吊り上げる)	落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		制御棒		
		燃料集合体(ツインプレドガイド含む)		
		収納缶類		
		LPRM等使用済炉内計装品		
9	プールゲート類	使用済チャンネル・ボックス	作業計画を踏まえ抽出 (プール床置きだが作業時吊り上げる)	離隔、固縛等による落下防止対策*4
		使用済カートリッジフィルタ		
		燃料プールゲート(大)		
10	キャスク (取扱具含む)	燃料プールゲート(小)	作業計画を踏まえ抽出 (ウォークダウン時はなし。作業時原子炉建屋に搬入)	同上*4
		キャスク		
		キャスク吊具		
		ドライキャスク		
		ドライキャスク吊具		
11	電源盤類	固体廃棄物移送容器	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具(R/B用)		
		照明用トランス		
		照明用分電盤		
		チャンネル着脱機制御盤		
		作業用分電盤		
		中継端子箱		
		原子炉建屋クレーン電源切替盤、操作盤		
		水中照明電源箱		
		シッピング用操作盤部		
		シッピング動力盤		
開閉器				
12	フェンス・ラダー類	キャスクビット排水用電源盤	ウォークダウンにより抽出	離隔、固縛等による落下防止対策*3
		手摺り(除染機用レール含む)		
		可動ステージ開放用ホイスト架台		
		原子炉ウエル用梯子		
13	装置類	DSP昇降梯子	ウォークダウンにより抽出	同上*3
		パーテーション		
		集塵装置(収納コンテナ含む)		
		DSPパッキン用減圧器		
		酸化膜厚測定装置		
		水中テレビ制御装置		
燃料付着物採取用装置(本体、ボール、ヘッド)				
水位調整装置				
リークテスト測定装置				

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
14	作業用機材類	SFPゲート用架台	ウォークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		工具類		
		大型セイバーソー		
		遮へい体		
		防災シート類		
		足場材		
		水中簡易清掃装置保管箱		
		局所排風機		
		ウェル用資機材		
		ローリングタワー		
		フィルタ収納容器		
		LPRM収納箱		
		テント		
		酸化膜厚測定装置架台		
		工具箱（引き出しタイプ）鋼製		
		ドロップライト収納箱		
		グラップル収納箱		
		水中カメラ支持ポール		
		チャンネル固縛仮置き架台		
		NFV用吊り具ワイヤ		
除染ビット用クーラー				
スポットクーラー				
注水ユニット				
キャスク底部固定金具				
足場収納箱				
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	ウォークダウンにより抽出	同上
		エリアモニタ		
		プロセスモニタ		
		ページング		
		固定電話		
		監視カメラ		
		IAEAカメラ		
		使用済燃料プール温度計		
		使用済燃料プール水位計		
		水素濃度計		
		D/Sプールレベルスイッチ（保管箱含む）		
		RCWサージタンク液位計		
		地震計		
16	試験・検査用機材類	テンション用テストブロック	ウォークダウンにより抽出	隔離、固縛等による落下防止対策 ^{*3}
		スタッドボルト試験片		
		FHM用テストウェイト		
		シッパーキャップ架台（16キャップ含む）		
		シッピング装置架台		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ	ウォークダウンにより抽出	同上 ^{*3,4}
		キャスク除染ビットカバー		
		DSプールカバー		
		原子炉ウェルシールドプラグ		
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ		
		SFPスロットプラグ		
		SFPスロットプラグ吊具		
		DSPスロットプラグ		
		DSPスロットプラグ吊具		
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ		
FPC F/Dコンクリートプラグ				
CUW F/Dコンクリートプラグ				
18	空調機	空調機	ウォークダウンにより抽出	落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼさない
		FHM操作室空調機		
19	重大事故対処設備	静的触媒式水素再結合器	作業計画を踏まえ抽出	基準地震動S ₀ に対する落下防止対策
		常設スプレイヘッド		

- 注記 *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に 関して、東海第二発電所で反映が必要な事項はないことを確認している。
- *2：ジブクレーンは基準地震動S₀による使用済燃料プールへの波及的影響を考慮して撤去する（第9-1図参照）。
- *3：隔離、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。
- *4：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。
- *5：制御棒貯蔵ハンガは3本掛けであるが、そのうち先端部を除く2箇所を使用する（第9-2図参照）。

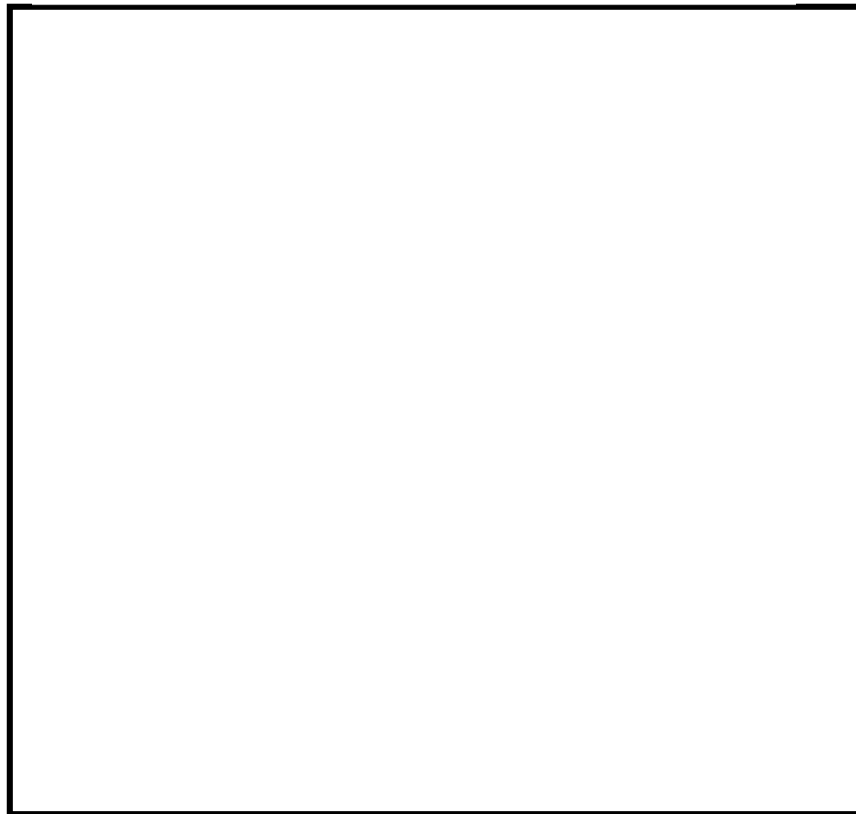
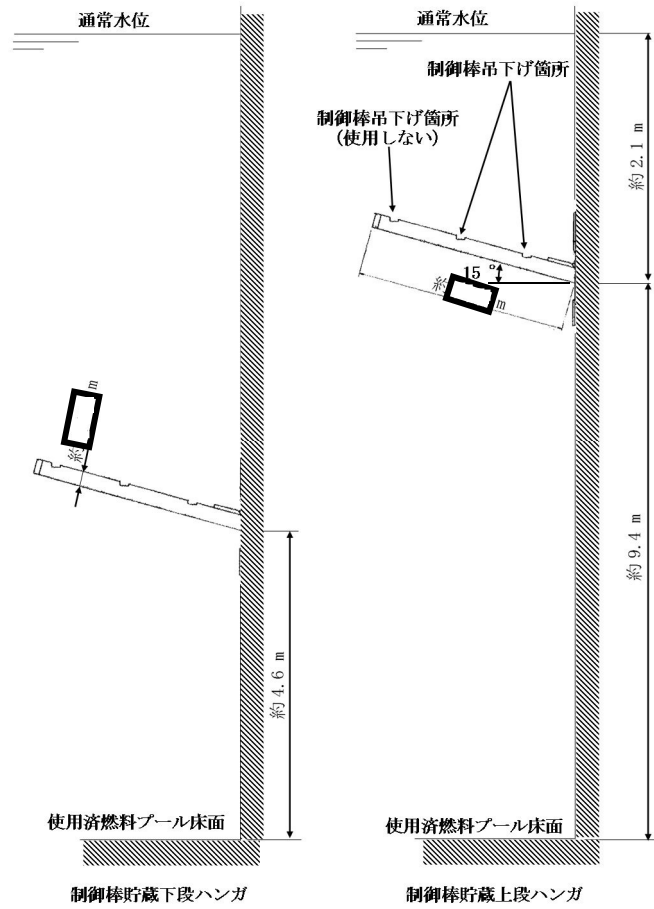


ジブクレーンは以下のものの吊上げ，吊下ろしに使用してきた。

- ・チャンネル・ボックス
- ・水中 TV カメラ
- ・酸化膜厚測定用治具
- ・かき取り装置
- ・シッパーキャップ

当該作業は原子炉建屋クレーンでも可能なため，ジブクレーン撤去による当該作業への影響はない。

第9-1図 ジブクレーンの撤去



第9-2図 制御棒貯蔵ハンガ

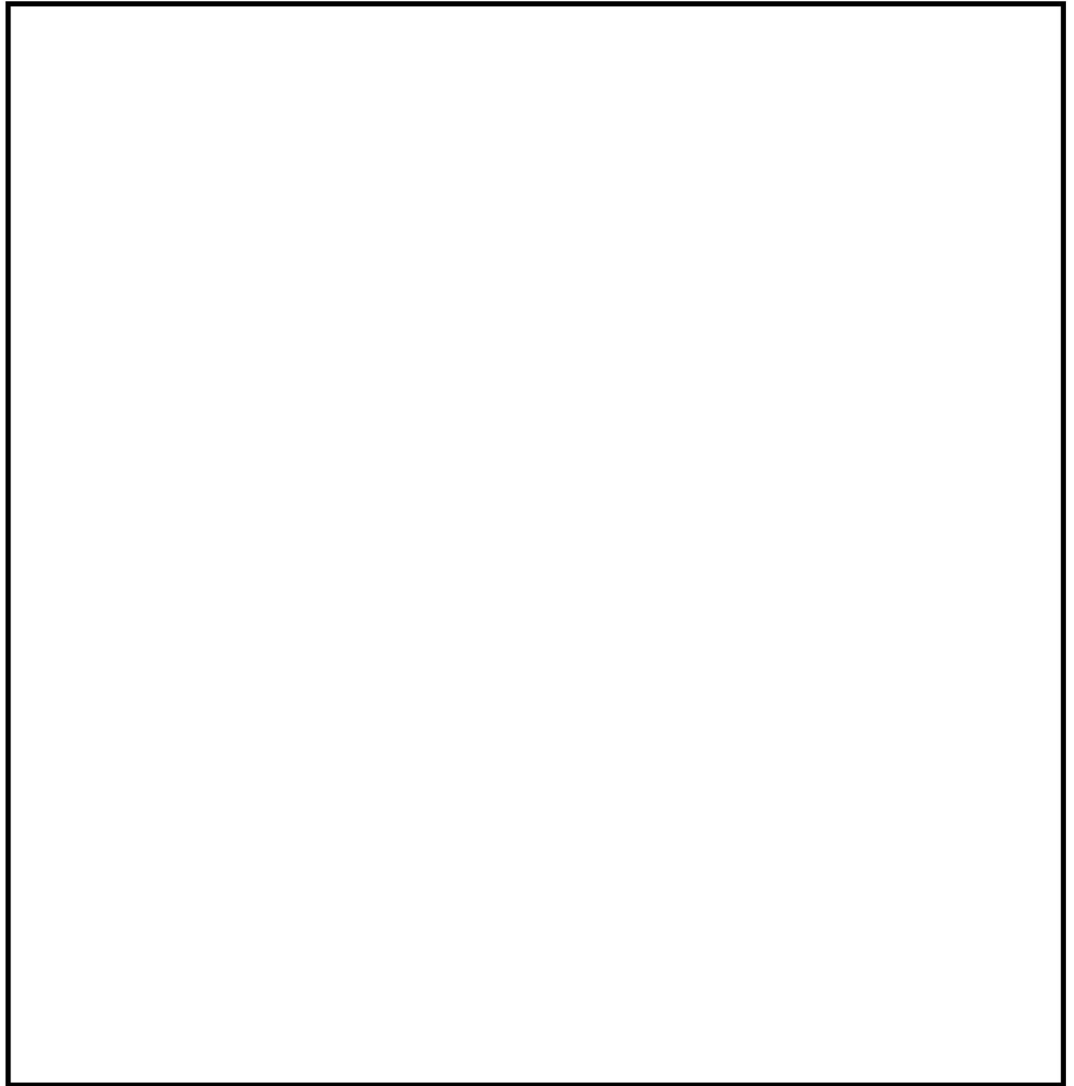
第2表 使用済燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

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)
5	PCVヘッド (取扱具含む)	1	PCVヘッド	使用済燃料プールからの距離, 重量, 形状
		2	PCVヘッド吊具	
6	RPVヘッド (取扱具含む)	3	RPVヘッド (+スタッドボルトテンショナ)	使用済燃料プールからの距離, 重量, 形状
		4	RPVヘッドフランジガasket	
		5	ミラーインシュレーション	
		6	スタッドボルト着脱装置	
		7	ミラーインシュレーションペロー	
11	電源盤類	8	照明用トランス	使用済燃料プールからの距離, 形状, 床の段差
		9	照明用分電盤	
		10	チャンネル着脱機制御盤	
		11	作業用分電盤	
		12	中継端子箱	
		13	原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	
		14	水中照明電源箱	
		15	シッピング用操作盤部	
		16	シッピング動力盤	
		17	開閉器	
12	フェンス・ラダー類	18	キャスクビット排水用電源盤	使用済燃料プールからの距離, 床の段差
		19	手摺り (除染機用レール含む)	
		20	可動ステージ開放用ホイスト架台	
		21	原子炉ウエル用梯子	
		22	DSP昇降梯子	
13	装置類	23	パーテーション	使用済燃料プールからの距離, 床の段差
		24	集塵装置 (収納コンテナ含む)	
		25	DSPバックシン用減圧器	
		26	酸化膜厚測定装置	
		27	水中テレビ制御装置	
		28	燃料付着物採取用装置 (本体, ボール, ヘッド)	
		29	水位調整装置	
		30	リークテスト測定装置	
16	試験・検査用機材類	31	テンショナ用テストブロック	使用済燃料プールからの距離, 床の段差
		32	スタッドボルト試験片	
		33	FHM用テストウエイト	
		34	シッパーキャップ架台 (16キャップ含む)	
		35	シッピング装置架台	
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	36	可動ステージ	使用済燃料プールからの距離, 重量, 形状
		37	キャスク除染ビットカバー	
		38	DSプールカバー	
		39	原子炉ウエルシールドプラグ	
		40	スキマサージタンク用コンクリートプラグ	
		41	SFPスロットプラグ	
		42	SFPスロットプラグ吊具	
		43	DSPスロットプラグ	
		44	DSPスロットプラグ吊具	
		45	新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	
		46	FPC F/Dコンクリートプラグ	
		47	CUW F/Dコンクリートプラグ	

第3表 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・モノレールホイスト）及び吊具（専用・汎用のワイヤ・スリング・吊具）	適用法令・安全率の考え方
5	PCVヘッド (取扱具含む)	PCVヘッド	主巻・専用吊具	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		PCVヘッド吊具	主巻	工認-028 3. 落下防止対策による。
6	RPVヘッド (取扱具含む)	RPVヘッド (+スタッドボルトテンシヨナ)	主巻・専用吊具	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。吊具はメーカー社内基準に基づき、強度評価を実施。
		RPVヘッドフランジガasket	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	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。
		ミラーインシュレーション		
		スタッドボルト着脱装置		
ミラーインシュレーションペロー				
7	ドライヤ、セパレータ 等（取扱具含む）	ドライヤ	主巻・専用吊具	主巻は工認-028 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。（二重化）
		セパレータ		
		シュラウドヘッドボルト	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	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。
		シュラウドヘッドボルトレンチ		
		D/S吊具	主巻	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。
		MSラインプラグ	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ及びナイロンスリング)	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。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕をもった使用荷重としている。
		MSLP用電源箱		
		MSLP用空気圧縮機		
		MSLP用電動チェーンブロック		
		マルチストロングバック	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。
D/S水中移動装置	主巻	工認-028 3. 落下防止対策による。		
9	プールゲート類	燃料プールゲート（大）	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	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。
		燃料プールゲート（小）		
		キャスクピットゲート	補巻・汎用のワイヤ	補巻はクレーン構造規格による。汎用のワイヤロープについて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。
10	キャスク (取扱具含む)	キャスク	主巻・専用吊具	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。専用吊具は二重化している。
		キャスク吊具	主巻	工認-028 3. 落下防止対策による。
		ドライキャスク	主巻・専用吊具	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。専用吊具は二重化している。
		ドライキャスク吊具	主巻	工認-028 3. 落下防止対策による。
		固体廃棄物移送容器	主巻・専用吊具	主巻については工認-028 3. 落下防止対策による。汎用のワイヤロープについてはクレーン等安全規則により、安全率6 以上のものを使用。
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B用)	主巻	工認-028 3. 落下防止対策による。
		水位調整装置	—	—
		リークテスト測定装置	—	—
17	コンクリート プラグ・ハッチ類	可動ステージ	—	—
		キャスク除染ピットカバー	主巻・汎用のワイヤ	工認-028 3. 落下防止対策による。汎用のワイヤロープについて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。
		DSプールカバー	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	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。
		原子炉ウエルシールドプラグ	主巻・汎用吊具 (ナイロンスリング)	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。ナイロンスリングはメーカー値に対して、余裕をもった使用荷重としている。
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ	補巻・汎用吊具 (ワイヤロープ)	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。
		SFPスロットプラグ	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。
		SFPスロットプラグ吊具	補巻	補巻はクレーン構造規格による。

番号	抽出項目	詳細	使用するクレーン（主巻・補巻・モノレールホイスト）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
		DSPスロットプラグ	主巻・専用吊具	主巻は工認-028 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。
		DSPスロットプラグ吊具	主巻	主巻は工認-028 3. 落下防止対策による。
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	補巻・汎用のワイヤ	補巻はクレーン構造規格による。汎用のワイヤロープについて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。
		FPC F/Dコンクリートプラグ	モノレールホイスト	クレーン構造規格による。
		CUW F/Dコンクリートプラグ		

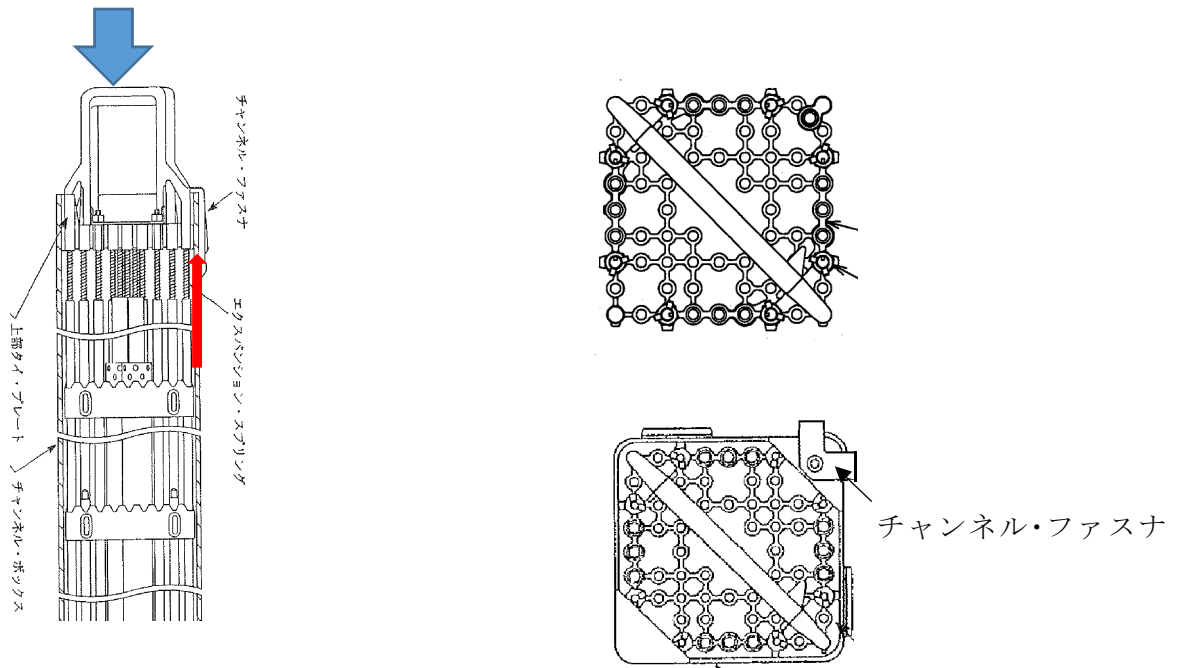


第9-3図 使用済燃料プールのフロアレベルに設置するものの一覧

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（第1図）。

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。



第1図 チャンネル・ボックスの受ける荷重について

BWR燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

1. 確認方法

BWR燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性の確認方法は、文献1*1の落下試験に基づいている。

文献1においては、落下時に使用済燃料プールライニングに衝突する下部タイ・プレート部分を特に模擬した310 kgの模擬燃料集合体を、気中にて高さ5.1 mから落下させている。

使用済燃料プールライニングは厚さ3.85 mmであり、模擬燃料集合体が落下して衝突したことにより、0.7 mm減肉したものの、割れ等の有害な欠陥は認められず、健全性が確認された。

このときの落下エネルギーは、

$$310 \text{ kg} \times g \times 5.1 \text{ m} \approx 15.5 \text{ kJ}$$

であるので、使用済燃料プールにおけるBWR燃料集合体落下を想定する場合、下部タイ・プレートの形状は燃料集合体によらずほぼ同等であることから、この落下エネルギーを超えないことの確認により使用済燃料プールライニングの健全性を判断できる。

注記 *1: 株式会社日立製作所「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050), 平成6年12月

2. 落下試験の保守性

文献1の燃料集合体落下試験には、以下の保守性がある。

(1) 燃料集合体重量 (気中)

東海第二発電所の燃料に対し、8×8燃料(□ kg)を除き、全ての燃料よりも重い310 kgの模擬燃料集合体を使用している。

(2) 燃料集合体重量 (水中)

気中の落下試験であるため、水中で落下する燃料集合体の浮力は無視している。

(3) 水の抵抗を無視

気中の落下試験であるため、水中で落下する燃料集合体を受ける水の抵抗を無視している。

(4) 使用済燃料プールライニング厚さ

東海第二発電所の使用済燃料プールライニング厚さは、公称値6 mm, 設計値□ mmで、落下試験に使用したライニング厚さはそれよりも薄い3.85 mmであり、また、落下試験により0.7 mm減肉したものの、割れ等の有害な欠陥は認められず健全であった。

(5) 落下高さ

東海第二発電所の使用済燃料プール中で燃料取替機が通常の燃料移動の際の吊上げ高さ mm に対し、落下試験時は高さ 5.1 m から落下させた。

3. 東海第二発電所の運用における確認

使用済燃料プール水中における燃料取扱いの運用において、2. の保守性を超えて非保守的となる項目がある場合、その他の項目の保守性を考慮したうえで、1. のとおり落下エネルギーによる確認が必要となる。

(1) 燃料集合体重量

8×8 燃料のみ、落下試験に用いた模擬燃料集合体を上回る重量 (kg) である。これに対しては、排水体積分の水による浮力を考慮することにより、落下エネルギーを評価する（工認-028にて重量が310 kgを下回ることを評価済）。

(2) 落下高さ

使用済燃料プールにおける燃料取扱いの運用において、吊上げ高さの上限は2種類あり、通常時は上記の通り mm で落下試験の落下高さ 5.1 m に包絡されるが、キャスク装荷時は上限を切り替え、キャスクの最大寸法に応じて mm としており、包絡されない。これに対しては、排水体積分の水による浮力を考慮することに加え、落下中の水の抵抗を考慮することにより、落下エネルギーを評価する（4. 参照）。

新燃料搬入の場合、使用済燃料プールへの入水時は、気中吊上げ高さを含めると最大 m の高さになる。これについては、新燃料搬入時、使用済燃料プールまでの動線においては、チャンネル着脱機上で新燃料を入水させるまで、使用済燃料プールライニング上を通らない。新燃料の吊具として使用するナイロンスリングは気中作業で確実な装着を確認し、安全率は、6以上を確保しており、落下させない運用としている。チャンネル着脱機は、新燃料を所定の場所に確実に入水させるよう、入水箇所の周りを柵等で囲む構造としている。

4. 水の抵抗を考慮した落下エネルギー評価

(1) 落下エネルギー評価式

燃料集合体の変位（落下移動距離）を x (m) , 時間を t (s) とし、以下に示す運動方程式を用いて、6 m 落下後の使用済燃料プールライニング衝突直前の速度及び落下エネルギーを評価する。本評価では、燃料集合体は垂直に落下し、落下中に水による浮力及び抵抗（抗力）を受けることを想定する。

$$m_1 \frac{d^2x}{dt^2} = (m_1 - \rho V) \cdot g - D$$

これを、速度 v の式にすると

$$m_1 \frac{dv}{dt} = m_2 \cdot g - D$$

ここで、

g : 重力加速度, 9.80665 m/s²

m_1 : 燃料集合体の重量 (気中), kg (東海第二発電所使用済燃料プール内最大重量燃料 : 8 × 8 燃料)

m_2 : 燃料集合体の重量 (水中), kg (浮力考慮) ($m_1 - \rho V$)

D : 抗力 ($= \frac{1}{2} \rho C_d A v^2$)

ρ : 水の密度, 9.8045 × 10² kg/m³ (大気圧・65 °C)

C_d : 抗力係数, 0.60 (抗力係数測定試験結果を反映した設定の考え方を参考資料に示す)

A : 流れに垂直な面の投影面積, 正方形断面 (0.13 m × 0.13 m = 1.69 × 10⁻² m²) を仮定

V : 燃料集合体体積, m³ (メーカー設計値)

上記微分方程式より、

$$v = \sqrt{\frac{m_2 g}{k}} \cdot \tanh\left(\frac{k}{m_1} \sqrt{\frac{m_2 g}{k}} \cdot t\right)$$

ここで、

$$k = \frac{1}{2} \rho C_d A$$

(2) 落下エネルギー評価結果

6 m 落下時点の速度 v は m/s と評価され、このときの落下エネルギーは、

$$\text{} \times \text{}^2 / 2 \doteq 14.9 \text{ kJ}$$

であり、15.5 kJ を下回るため、使用済燃料プールライニングの健全性を確認した。

なお、上記に従った燃料集合体の気中と水中の落下距離と落下速度の関係を示したグラフを第 1 図に示す。



第 1 図 燃料集合体の落下距離と落下速度の関係

以下のとおり，燃料集合体の抗力係数測定試験を実施し，燃料集合体の使用済燃料プールライニングへの落下エネルギー評価に用いる抗力係数を，測定値のばらつき等を考慮して設定した。

1. 燃料集合体抗力測定試験

(1) 試験条件 (図 1)

試験体については，実機 8 × 8 形状の模擬燃料集合体（燃料ペレットなし，チャンネル・ボックス付）を用いた。

計測速度については，実機における燃料集合体落下では約 10 m/s の速度が想定されるが，試験場の機能の上限である 6.0 m/s を最大値として，2.8 m/s，4.0 m/s，5.0 m/s，6.0 m/s にて計測した。

水温については，実機では使用済燃料プール水温として最大 65 °C まで想定される場所，試験場では室温と同等の 20 °C 程度となる。

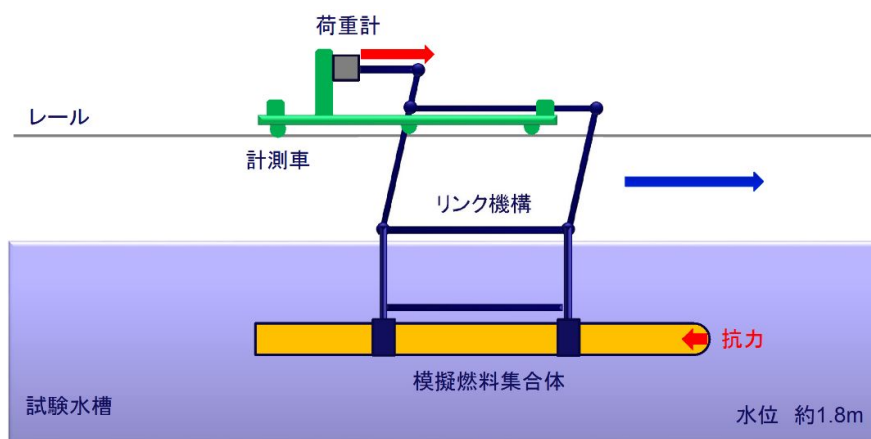


図 1 抗力係数測定試験イメージ

(2) 評価手順

- ①燃料集合体を取り付けた状態で，荷重計により計測速度毎の抗力 D_1 を測定。
- ②燃料集合体を取外した状態で，荷重計により計測速度毎の抗力 D_2 を測定。
- ③ $D_1 - D_2$ の差分から，燃料集合体だけの抗力 D を得る。
- ④抗力 D から抗力係数 C_d を求める。

$$C_d = \frac{2D}{\rho A v^2}$$

ここで， D ：抗力 [N]， ρ ：水密度 [kg/m^3]， A ：流れに垂直な投影面積 [m^2]， v ：流速 [m/s]

また，抗力係数のレイノルズ数依存性を確認。

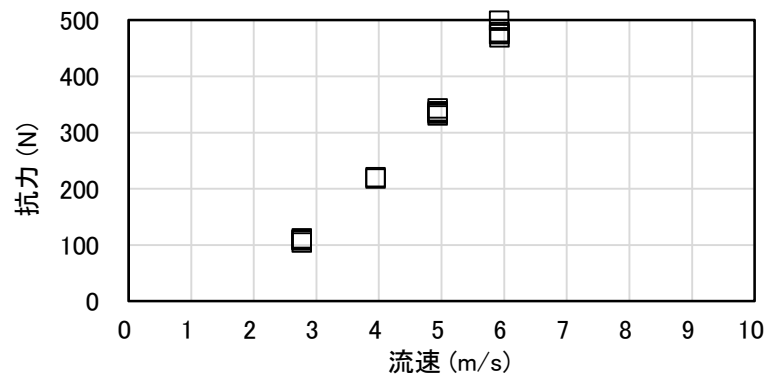
⑤試験体系での CFD 解析（2. 参照）により，試験状態を評価し試験結果と傾向を比較，確認。

⑥CFD 解析により実機状態での抗力係数を計算し，実機の抗力係数を推定。

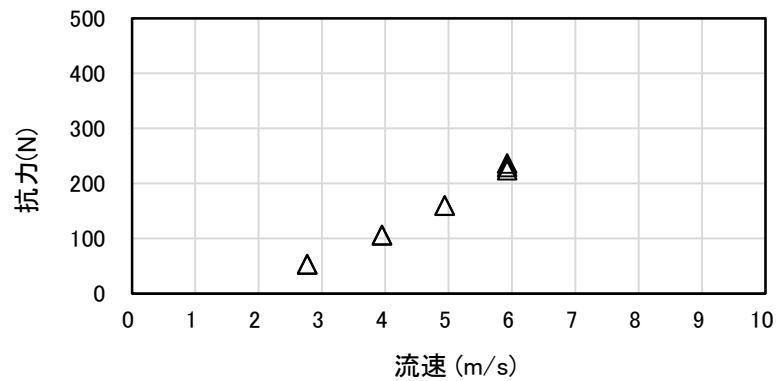
⑦抗力係数から落下エネルギーを評価し，既往の燃料集合体落下試験に包絡されることを確認。

(3) 試験測定結果

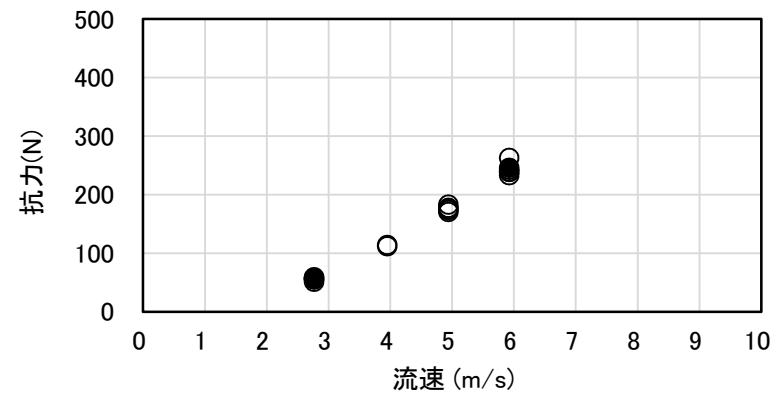
①燃料集合体と固定治具の合計抗力 D1



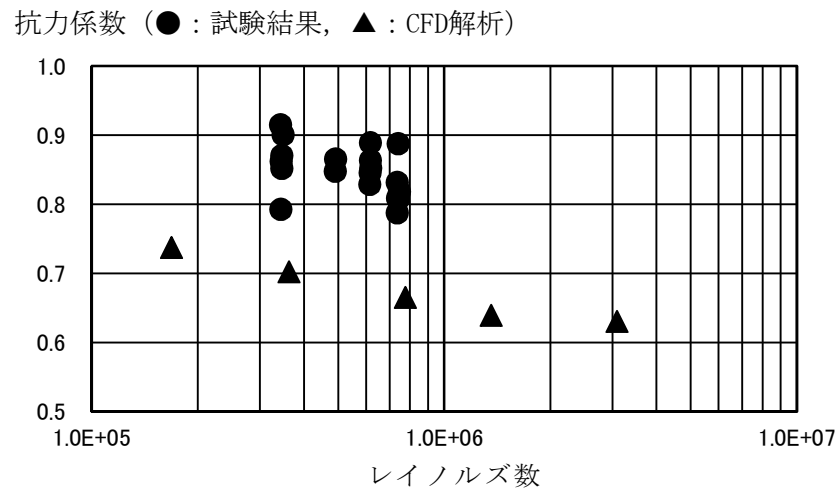
②固定治具のみの抗力 D2



③燃料集合体のみの抗力 D



④燃料集合体の抗力係数 C_d



2. CFD 解析

今回の試験において、試験体の形状については実機と同じものを使用した。速度及び水温の不足分をレイノルズ数で整理して、CFD 解析により抗力係数 C_d を求め補完した。

(1) 解析モデル

解析モデルの概念図を図 2 に示す。燃料集合体外形の詳細形状を模擬（下部タイプ・プレートの CAD を使用）し、燃料集合体内部形状は多孔質近似（実際の集合体内の流動抵抗係数（燃料設計値）を設定）とした。

(2) 解析手法

解析コードの概要を表 1 に示す。解析コードは、汎用熱流体解析コード（STAR-CCM+）であり、解析手法には定常単相流解析を、乱流モデルにはチャンネル・ボックス近傍をより精緻に計算するモデルを採用してチャンネル・ボックス近傍にメッシュを密に配置し、流速分布を考慮するメッシュ条件とした。

(3) 解析条件

一様流の中で燃料集合体にかかる抗力を解析するものとし、以下のとおり試験条件と実機条件にて解析した。

<試験解析> 流体：水（大気圧，20 °C），流速：1.3 m/s，2.8 m/s，6.0 m/s（レイノルズ数 $Re=1.7 \times 10^5 \sim 7.8 \times 10^5$ ）

<実機補完> 流体：水（大気圧，65 °C），流速：10.5 m/s（レイノルズ数 $Re=3.1 \times 10^6$ ）

(4) 使用コードの適用事例

使用コードには、以下の適用事例がある。

- ・円柱後流部の渦剥離構造において、レイノルズ数 $Re = 1 \times 10^5, 2 \times 10^6, 1 \times 10^7$ に対する抗力係数 C_d について実験値及び他コードとの比較により妥当性確認がなされている (Ahmed Ibrahim, et al “CFD Simulation of Current Past Bluff Body at High Reynolds Number,” Offshore Technology Conference, OTC-26911 fMS, Huston, Texas, USA, May 2016.)
- ・高レイノルズ数体系における複雑形状に対する適用事例多数 (航空機, 自動車等)

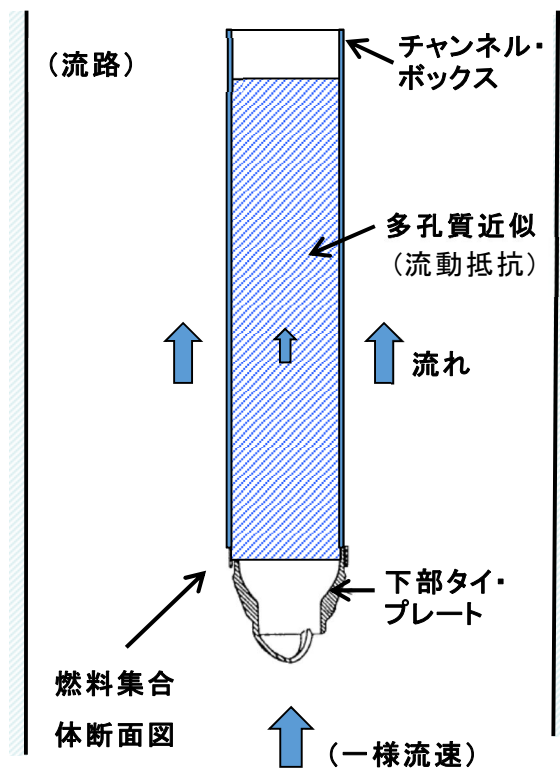


図2 解析モデルの概念図

表 1 解析コードの概要

項目 \ コード名	STAR-CCM+
使用目的	3次元流動解析による燃料集合体の抗力評価
開発機関	シーメンス社
開発時期	2004年
使用したバージョン	13.02
計算機コードの概要	有限体積法を用いた汎用流体解析用計算機プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、航空宇宙、鉄道、自動車、機械、原子力・火力・水力・風力発電などの様々な分野の流体解析に広く利用されている。
検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <ul style="list-style-type: none"> 他コードによる計算結果と比較して検証が実施されていることを確認した。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <ul style="list-style-type: none"> 本解析コードは有限体積法を用いた汎用流体解析用計算機プログラムであり、数多くの研究機関や企業において、様々な分野の流体解析に広く利用されていることを確認している。 本解析コードは、航空宇宙、鉄道、自動車、機械、原子力・火力・水力・風力発電などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。

3. 試験結果の整理及び評価

(1) 統計的整理

抗力係数 C_d の試験結果を計測車の速度毎（ \equiv レイノルズ数 (Re) 毎）に統計的に整理した結果は以下のとおりである。

2.76 m/s (Re = 3.58×10^5) : データ数 6, 平均値 0.866, 標準偏差 0.0429

3.95 m/s (Re = 5.11×10^5) : データ数 2, 平均値 0.857, 標準偏差 0.0126

4.94 m/s (Re = 6.39×10^5) : データ数 5, 平均値 0.856, 標準偏差 0.0225

5.92 m/s (Re = 7.67×10^5) : データ数 6, 平均値 0.824, 標準偏差 0.0346

上記のうち最も大きい標準偏差 0.0429 によって、 $\pm 3\sigma = \pm 0.129$ にて 99.7 % 信頼区間をとり、試験結果の抗力係数から 0.129 を差し引いて落下エネルギー評価に用いる。

(2) 近似曲線

1. (3) ④の抗力係数 C_d のグラフに近似曲線を加えたものが図 3 である。流体力学上の観点から、直線近似でなく対数近似した曲線を示した。対数近似は双方の傾向が同様になっており、摩擦抵抗にレイノルズ数の -0.25 乗の項が含まれるブラジウスの式の特徴の一端が示されていると考えられる。この場合、試験測定結果の外挿（水温 65 °C, 落下速度 10.5 m/s）は 0.77 となる。

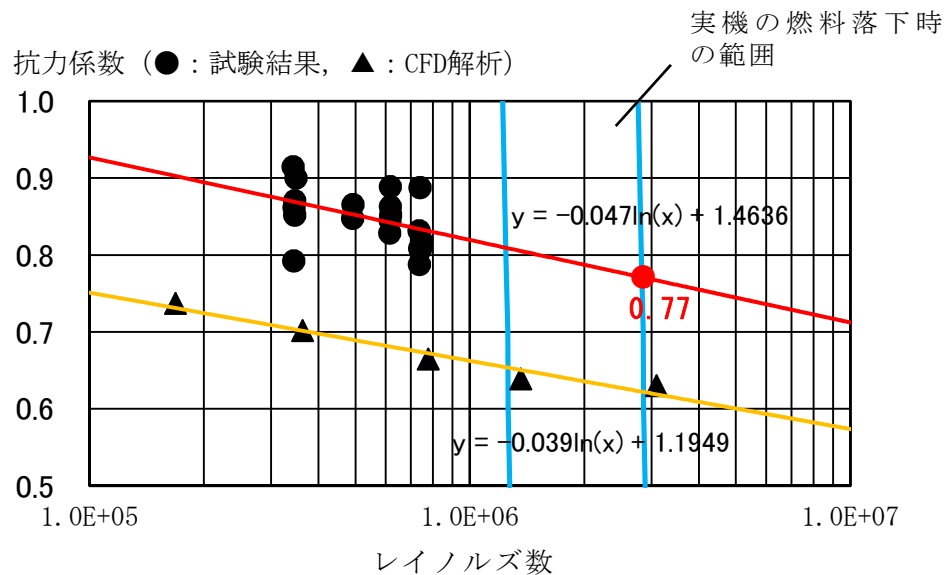


図 3 試験結果の外挿の検討

(3) 中実四角柱の試験

比較的高いレイノルズ数でのデータを得るため、中実の四角柱（水が柱体の中を通過しない）が円管内流水によって受ける抗力を測定する試験も行った（図4）。図3にこの実験の結果を加えて、図5に示す。この場合は内部を水が通り抜けることはなく、レイノルズ数が高くなっても抗力係数の変化は小さい。（2）と同様に表計算ソフトの対数近似により外挿によっても、変化が小さい傾向を確認した。

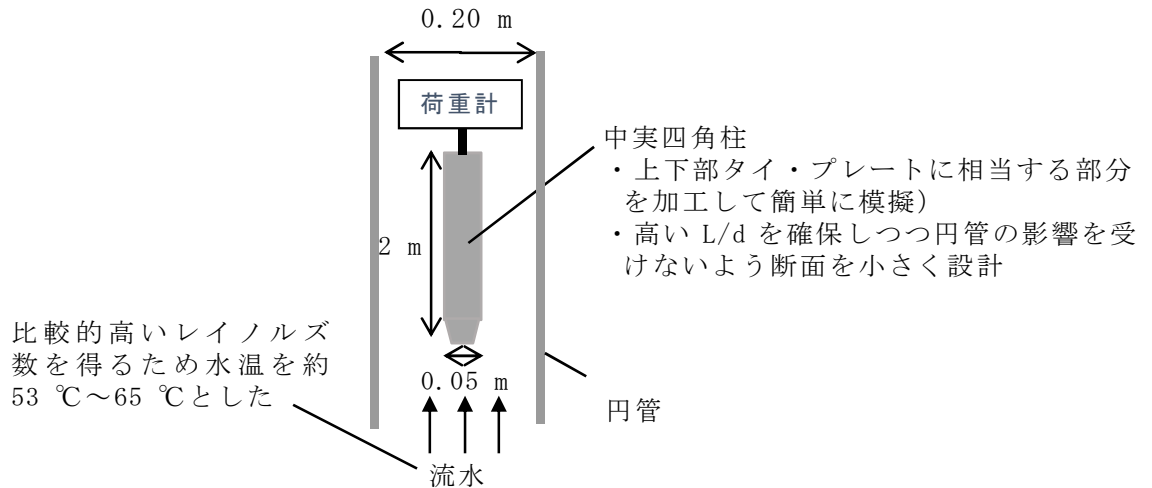


図4 中実四角柱の実験

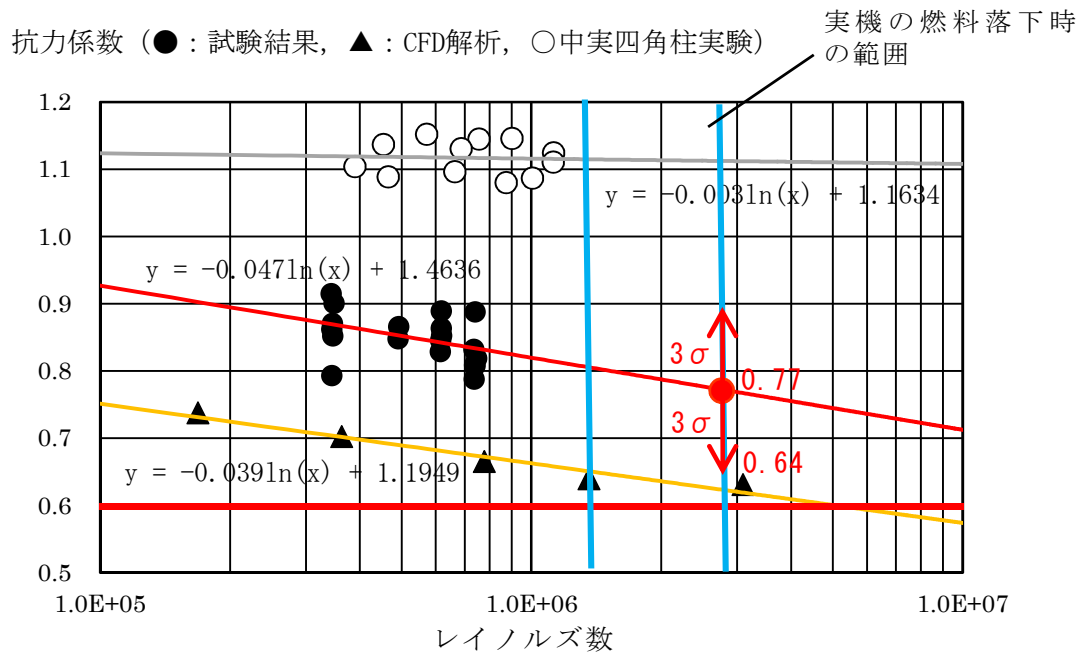


図5 抗力係数の外挿

(4) CFD 解析結果と試験測定結果への考察

CFD 解析では、燃料集合体の外面形状と内部流動抵抗を精密に模擬する一方、表面粗さや燃料集合体内の非均質性を無視して単純化 (図 6) しているため、抗力係数解析値は保守側の小さい値となる。解析の不確かさを考慮しても保守性が大きく、実際の燃料集合体の抗力係数が解析値を下回ることはない。詳細は表 2 のとおり。

表 2 CFD 解析結果に対する感度評価

	項目	説明	抗力係数への感度
正 の 感 度	多孔質下端部に実際の空隙率 (流路面積割合) を与える	多孔質近似した燃料集合体内部の流動抵抗が変らないように配慮しながら、下部タイ・プレート部分に相当する多孔質下端部に実際の空隙率 (流路面積割合) を与えた結果、燃料集合体内部を通る流量に変化はなかったものの、抗力係数は増加。これは、下部タイ・プレート部分の構造物としての充填率が増加したことにより、下部タイ・プレート部分 (多孔質下端面) に衝突する水流の圧力を直接受ける割合が増加したためと考えられる。	約 6 % 増加
	横流れ禁止	構造物がある場所には本来流れないため、横流れを禁止する措置をとると抗力係数は増加。これは、横流れ禁止前には斜めに流入できた経路に流入できなくなり、流入できない流れによる圧力抗力が増加したためと考えられる。	約 5 % 増加
	表面粗さ	表面粗さを一律 20 μm (滑らかとされる表面の 2 倍～数倍) とする	約 1 % 増加
負 の 感 度	多孔質近似に用いた圧損係数の誤差	圧損係数を 10 % 低下させる	約 1 % 低下
	解析が収束に至るまでの抗力係数の振幅	解析が収束に至るまでの抗力係数の振幅は ± 2 % 程度あるため低い方を考慮	約 2 % 低下
	解析手法の誤差	円柱の文献値と CFD 解析の誤差を差し引く	約 1 % 低下

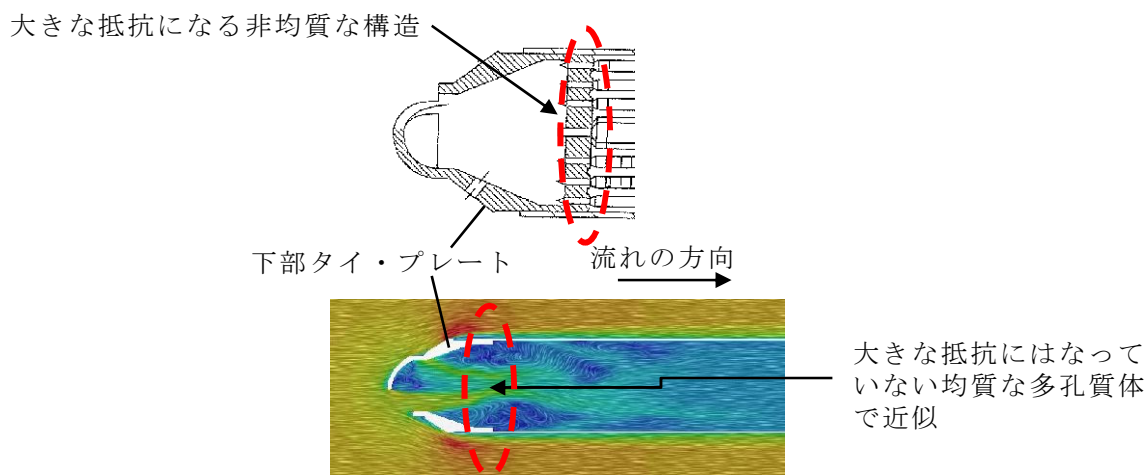


図 6 CFD 解析の保守性

抗力係数の試験測定結果は、当初推定した 0.80 を下回った。燃料集合体は、外観は直方体に近いが、内部を通り抜ける水の影響を無視できず、内部を通り抜けた後の水流が後流の抗力を打ち消す方向に作用したため、抗力係数が低くなった可能性が考えられる（図 7）。

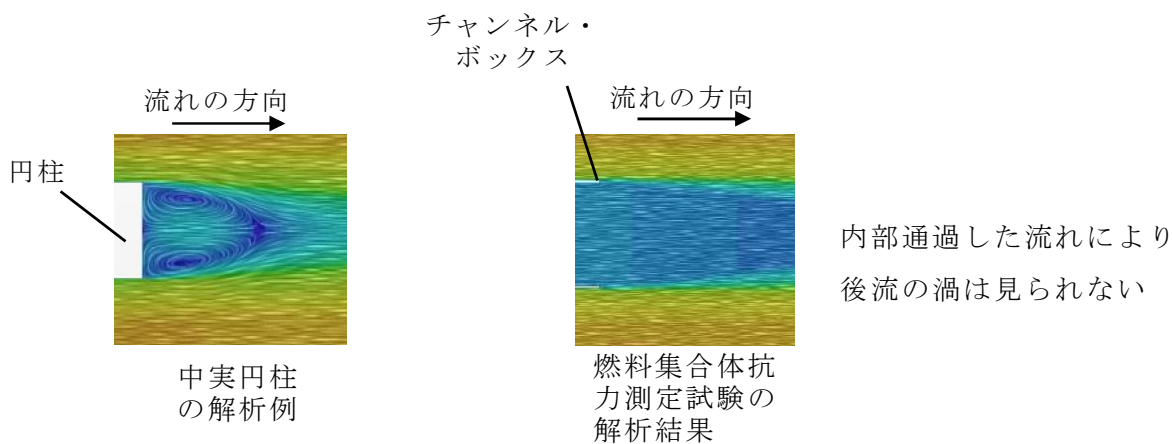


図 7 内部通過流の影響（CFD 解析結果の比較）

(5) 試験結果

試験結果として、落下エネルギーを評価する。落下エネルギー評価に用いる抗力係数は、(2) 近似曲線にて求めた 0.77 から、(1) 統計的整理により求めた $3\sigma = 0.129$ を差し引いて、0.64 に余裕をみた 0.60 とする。

抗力係数 0.60 とすると、落下高さ m で使用済燃料プール床面に衝突するときの速度は m/s となり、最も重い 8×8 燃料の重量を用いて落下エネルギーを評価すれば、14.9 kJ であり、の落下試験結果 15.5 kJ よりも低い結果となった。

なお、燃料集合体の落下において、落下開始から使用済燃料プールライニングへの衝突まで抗力係数を一定とする本手法においては、速度 0 m/s 付近でレイノルズ数が非常に小さい落下開始時には、抗力係数は一般的に大きな値となり、次第に低下することを考慮していないため、手法そのものにも保守性がある。

また、今回の燃料集合体抗力係数測定試験において、模擬燃料集合体を水中で動かし始めてから測定速度に達するまでの加速領域において、測定区間よりも大きな抗力を測定した。これより、重力によって加速されながら静水中を落下していく燃料集合体においても、同様の大きな抗力が働くと考えられる。この抗力を考慮しなかった今回の試験結果は、更に保守的である可能性がある。

補足-180-3【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】

別 紙

(1) 工認添付書類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 工認添付書類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】

工認添付書類		設置許可まとめ資料		引用内容	
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

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
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
別添3	
使用済燃料プールゲートのスロッシングに対する評価	別3-1

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、施設定期検査主要工程表における約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5回の全燃料取出しを行った施設定期検査実績と比較しても保守的な設定である（第1-1表参照）。
- ・使用済燃料プール内燃料の崩壊熱は、全燃料取出し直後が最大となる。



第1-1図 施設定期検査主要工程表

第1-1表 至近5回の全燃料取出しを行った施設定期検査実績

施設定期検査回数	施設定期検査実績	備考
第18回定期検査	約12日	
第19回定期検査	約6日	部分燃料取出しのため除外
第20回定期検査	約8.5日	部分燃料取出しのため除外
第21回定期検査	約10.5日	
第22回定期検査	約12日	
第23回定期検査	約12日	
第24回定期検査	約13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10 kW程度*¹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。

注記 *1：制御棒による発熱量は下式により算出した。

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

ここで制御棒放射能は添付書類「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⁶⁰Co、⁵⁸Co等であることから、ベータ線については、ガンマ線エネルギー以下と考えられるため、ベータ線エネルギーはガンマ線エネルギーと同じ値として算出している。

3. 可搬型スプレ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 m³/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 m³/hの流量で使用済燃料プール全体にスプレイできる設計とすることから、使用済燃料プールの蒸発量（約15.1 m³/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づくスプレイ分布を別添1の第1-1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別添1の第1-2図及び第1-3図に示す。

スプレイ試験に基づく、蒸発量（約15.1 m³/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m³/h）を上回るスプレイ量（約120 m³/h）が確保できると評価できる（別添1参照）。

常設スプレイヘッドは、使用済燃料プール近傍へ設置し、使用済燃料プールに約60 m³/hの流量で使用済燃料プール全体にスプレイできる設計とすることから、使用済燃料プールの蒸発量（約15.1 m³/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づくスプレイ分布を別添1の第1-4図に、使用済燃料プールにおける常設スプレイヘッドの設置位置とスプレイ分布を別添1の第1-5図に示す。

スプレイ試験に基づく、蒸発量（約15.1 m³/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m³/h）を上回るスプレイ量（約60 m³/h）が確保できると評価できる（別添1参照）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

使用済燃料プール全体へのスプレイによる冷却効果を向上させるため、崩壊熱の大部分を占める取出燃料（高温燃料）については、施設定期検査中、使用済燃料プール内で分散配置を考慮し貯蔵する。

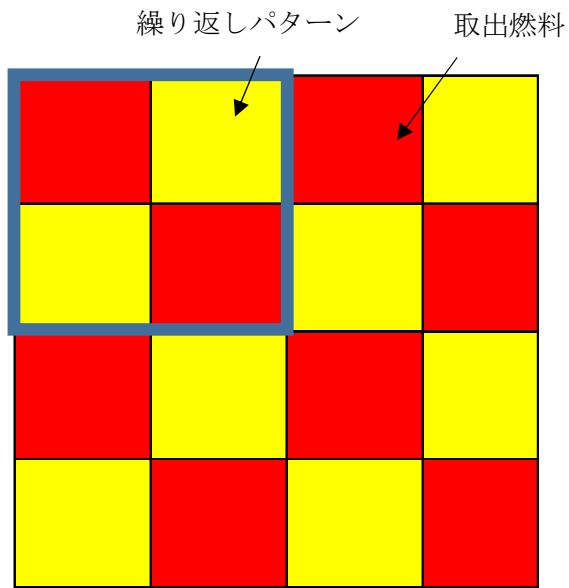
これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水との直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を第3-1図及び第3-2図に示す。

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

スプレイ水の供給量が崩壊熱による蒸発量を上回ることから、使用済燃料プール内雰囲気を100℃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*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。

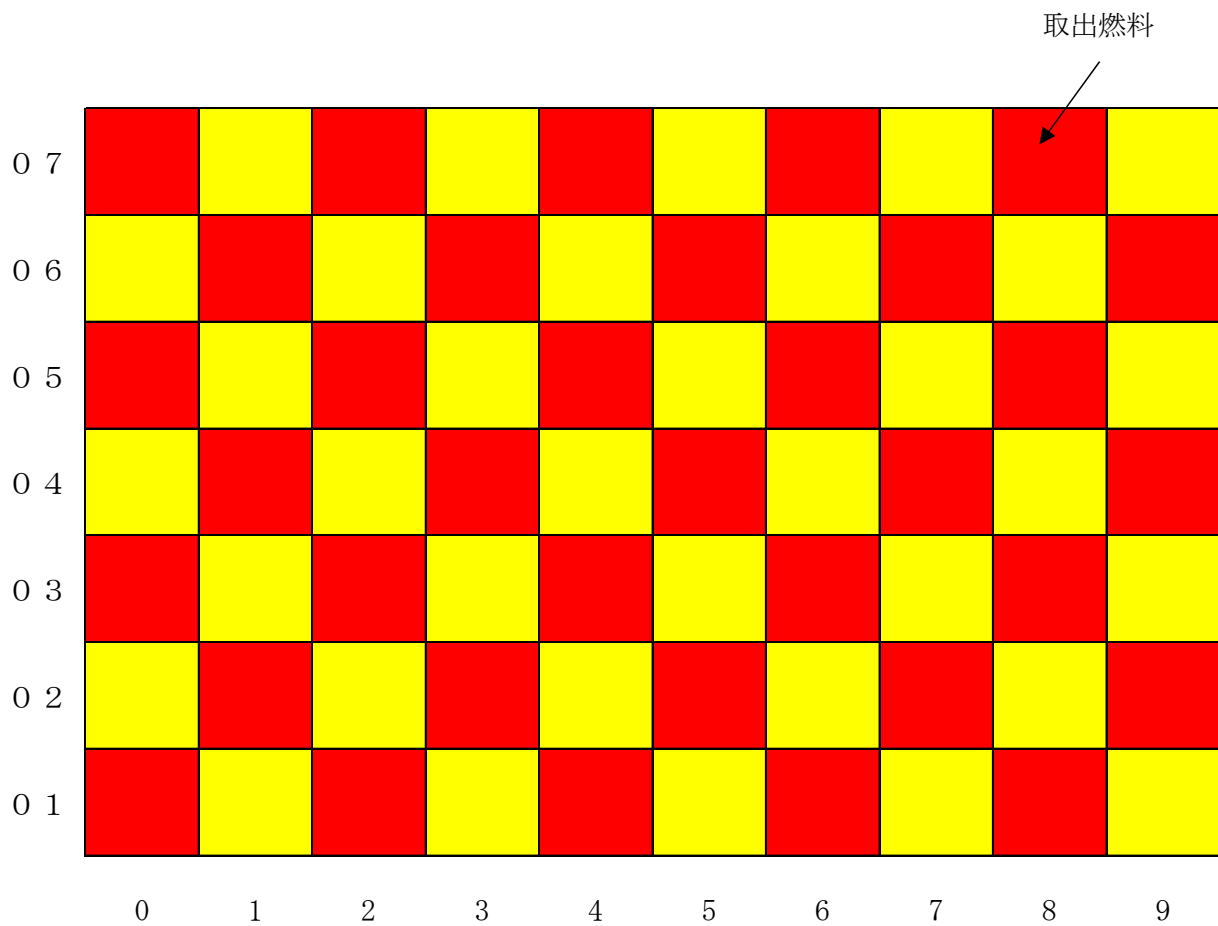
なお、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいの発生により、使用済燃料プール水位が燃料プール冷却浄化系戻り配管水平部下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料プールへのスプレイを実施するものの水位低下が継続し、燃料がすべて露出した状態におけるスプレイ冷却を考慮している。

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）



【1×1パターン】

第3-1図 分散配置パターンの例



第3-2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. 可搬型スプレイノズル

(1) スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

①スプレイ試験条件

項目	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。



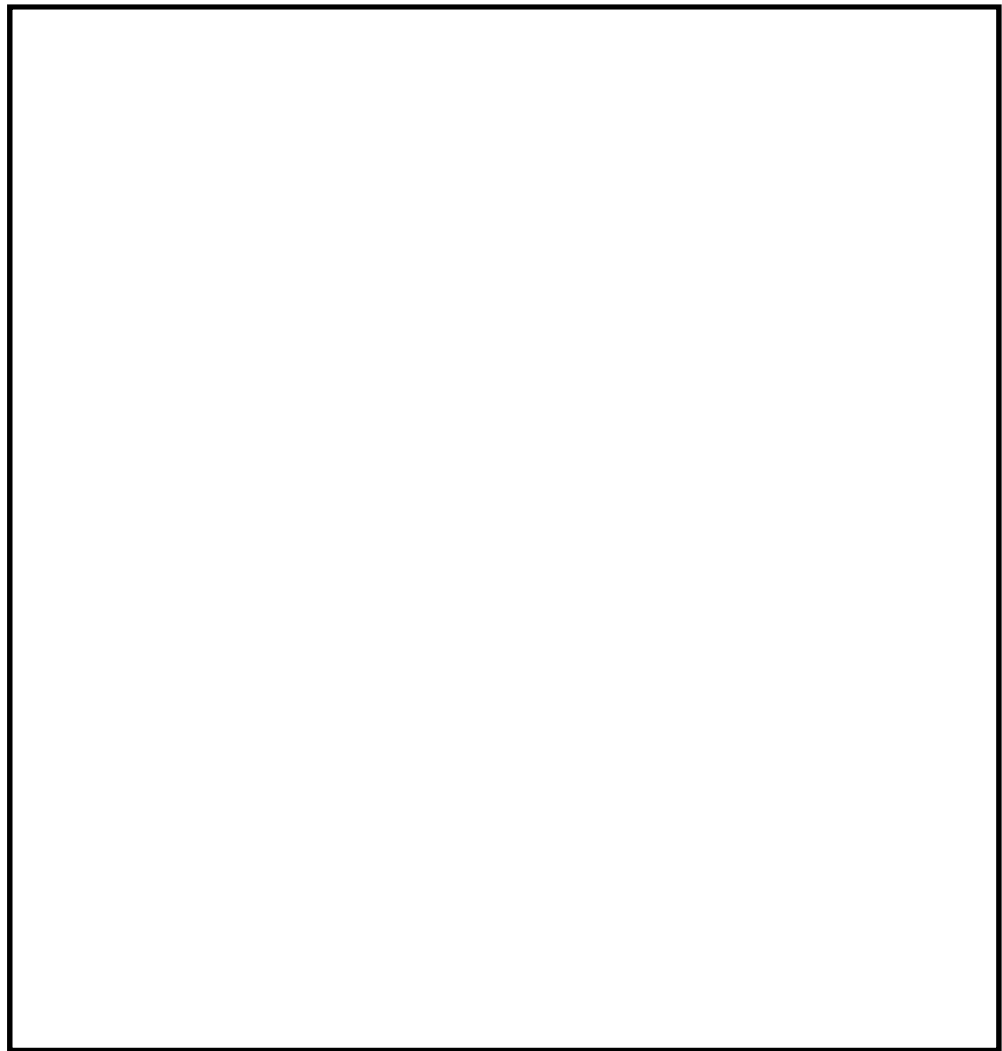
第 1-1 図 スプレイ量分布

(2) 実機評価

①スプレー範囲の想定

(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°)を考慮して、スプレー範囲を評価すると使用済燃料貯蔵ラック上面での放水面積は、 77.6 m^2 となる(第1-2図)。

第1-2図より赤範囲以降は全量使用済燃料プール内へスプレーされる。

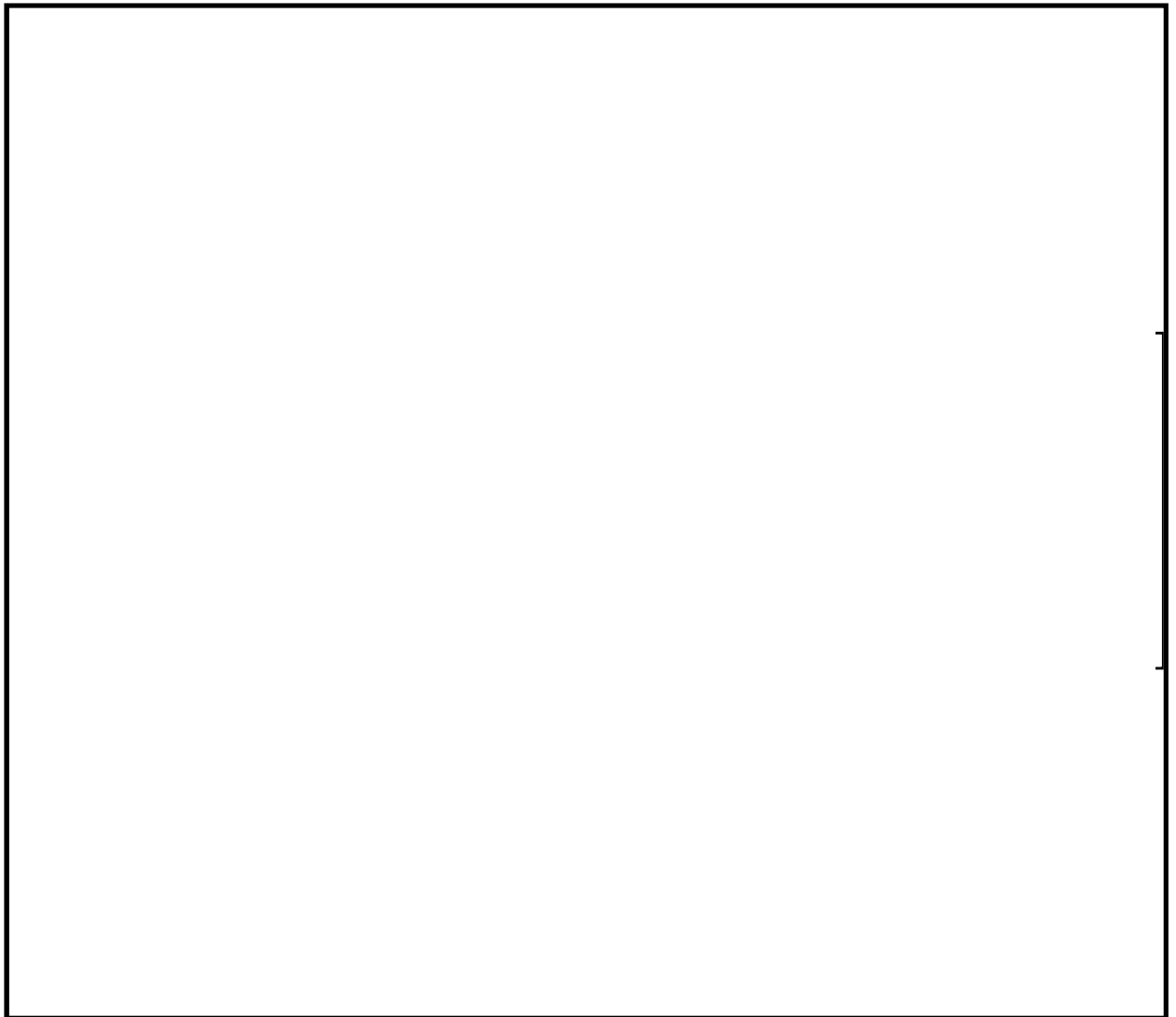


第 1-2 図 可搬型スプレーノズルの放水範囲(単体)

②使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

可搬型スプレイノズルの放水範囲は、使用済燃料貯蔵ラック全面を包含しており、プール内にスプレイされる合計量は約120 m³/hとなり、使用済燃料プールの蒸発量約15.1 m³/h及びNEIガイド要求（約45.4 m³/h）を上回る。

	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレイ流量 (1本当たり)	プール内スプレイ流量
スプレイノズル①				
スプレイノズル②				
スプレイノズル③				



第 1-3 図 可搬型スプレイノズルの放水範囲（組合せ）

2. 常設スプレイヘッダ

(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

項目	試験条件

②スプレイ試験結果

ノズル単体試験結果に基づく各ノズルの放水範囲は、以下のとおり。

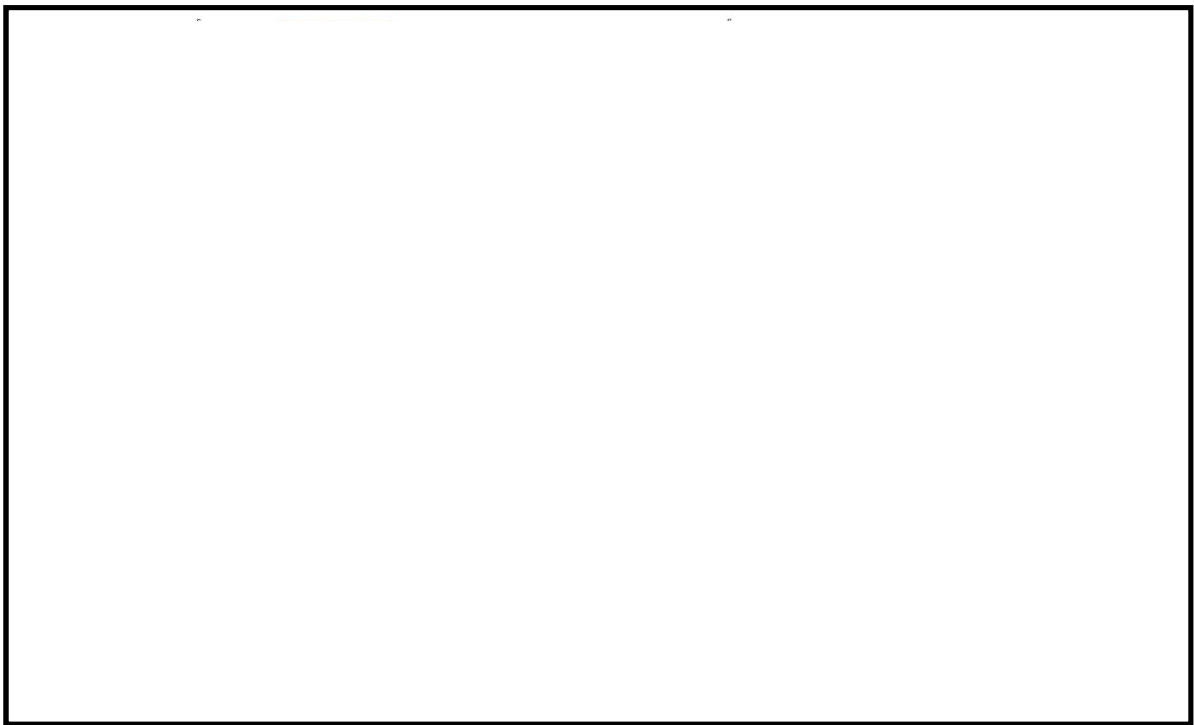


第 1-4 図 常設スプレイヘッダの放水範囲 (単体)

(2) 実機評価

①スプレイ範囲の想定

(1) で確認した各ノズルの放水範囲，実機でのノズル本数及び配置を基に使用済燃料プールへの放水範囲を確認した結果は，以下のとおり。



第 1-5 図 常設スプレイヘッドの放水範囲 (組合せ)

②使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

常設スプレイヘッドの放水範囲は，使用済燃料貯蔵ラック全面を包含しており，使用済燃料プール内にスプレイされる合計量は約60 m³/hとなり，使用済燃料プールの蒸発量約15.1 m³/h及びNEIガイド要求 (約45.4 m³/h) を上回る。

なお，ノズルAのみに着目した場合，放水範囲は，使用済燃料貯蔵ラックのほぼ全面，使用済燃料プール内スプレイ流量についても，下表のとおり，約15.1 m³/hを上回っているが，使用済燃料貯蔵ラック全面へ完全に放水するためにノズルB及びノズルCを設置する。

また，ノズルAによる使用済燃料プール内スプレイ流量は，スプレイ流量をスプレイ範囲全面で均一とする保守的な評価としている。本評価では全体スプレイ流量に使用済燃料プール内外の放水面積比率を乗じることにより算出しており，使用済燃料プール外スプレイ流量は6.7 m³/hである。実際にはノズルから遠方のため使用済燃料プール外にスプレイされる範囲の流量は減少し，ノズル単体試験結果に基づく算出では3.6 m³/hとなる。

仕様	ノズル使用本数	ノズル設置角度	スプレー流量 (1本あたり)	全体スプレー 流量	プール内ス プレー流量
A					
B					
C					

注記 *1: プール外面積A (m²), プール内面積B (m²) より, プール内への流量を算出。

プール外流量: 全体スプレー流量 × (A / (A + B)) = × () = 6.7 m³/h

プール内流量: 全体スプレー流量 - プール外流量 = - 6.7 = m³/h

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概要

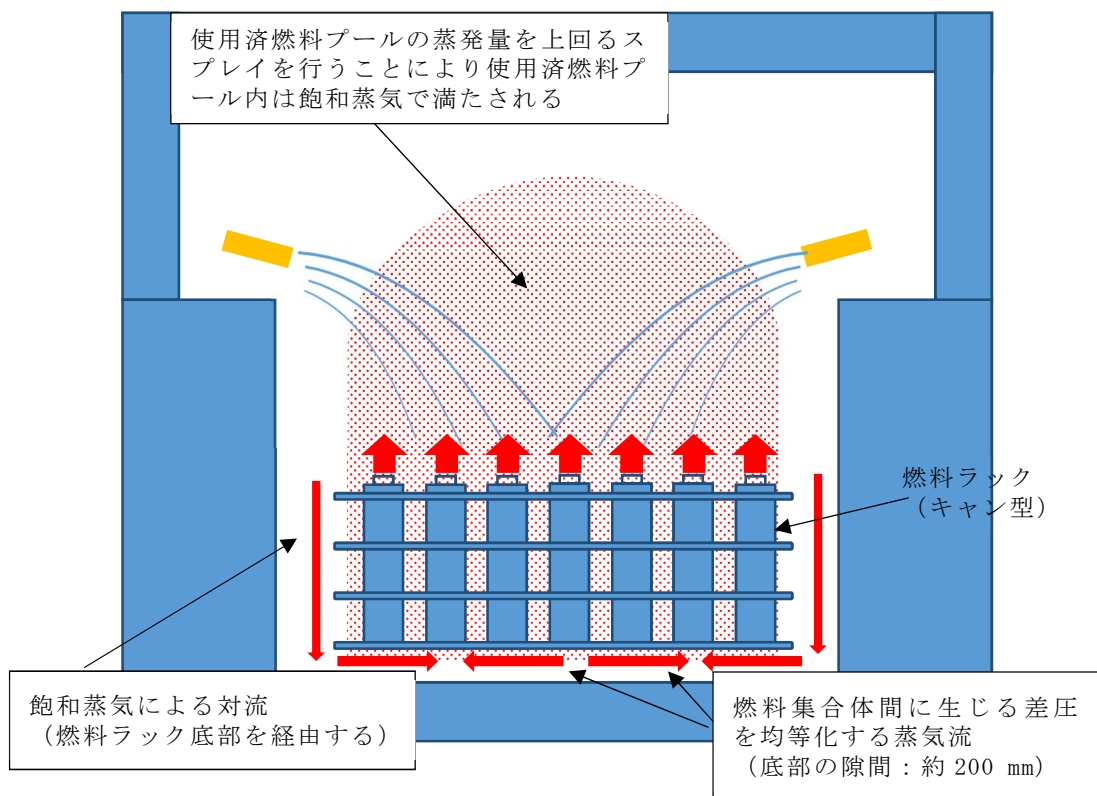
使用済燃料プール内の燃料へのスプレイによる冷却については、スプレイ水が使用済燃料プール全体をカバーしていることから、スプレイ水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレイ水の供給能力は使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

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 m²) 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 m²)

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

ここで,

D_{rod} : 燃料棒外径 (11.2 × 10⁻³ 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」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 × 10⁶ 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

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

(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/m² · K)

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

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

f : 輻射率 (0.675)

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

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

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

T_0 : 絶対温度への換算値 (273.15)

F_{12} : 形態係数 (1)

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

4. 評価結果

前項の式を用いて求めた結果、対流と輻射による放熱の合計が崩壊熱と等しくなる燃料被覆管表面温度 (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)。

注記 *1 : 伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会 2009)

*2 : NUREG/CR-0497

使用済燃料プールゲートのスロッシングに対する評価

1. 概 要

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

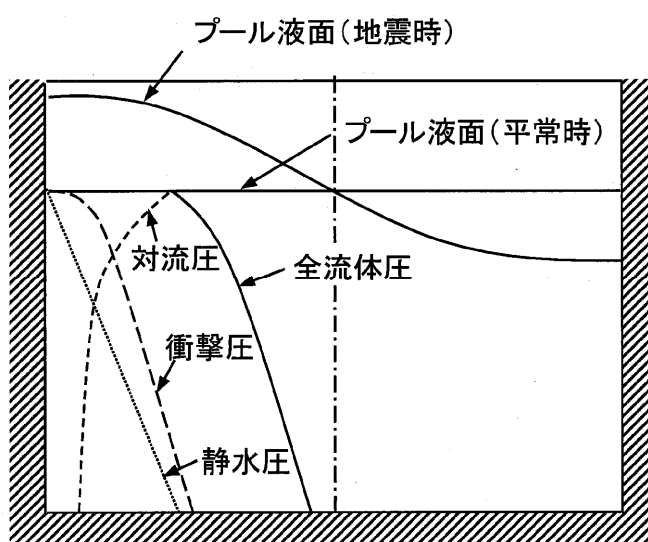
2. 評価対象機器

使用済燃料プールゲート(大)

3. 評価方法

使用済燃料プールゲートの強度評価には、基準地震動 S_0 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)をハウスナー理論により算出し、プールゲートの部材に発生する応力を求め評価を実施した。

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



第3-1図 地震時の使用済燃料プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

使用済燃料プールゲートの部材に発生する応力（曲げ，せん断）が表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 : $F = \min (1.35 S_y, 0.7 S_u, S_y (RT))$

部材材料 :

最高使用温度 :

°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は20°Cの値を使用する。）

なお，F値は下記に示す（1）（2）（3）の最小値となる。

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（2007年度補足版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）付録材料図表Part5 表8（設計降伏点）及び表9（設計引張強さ）に定める値を用いて求める。

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。

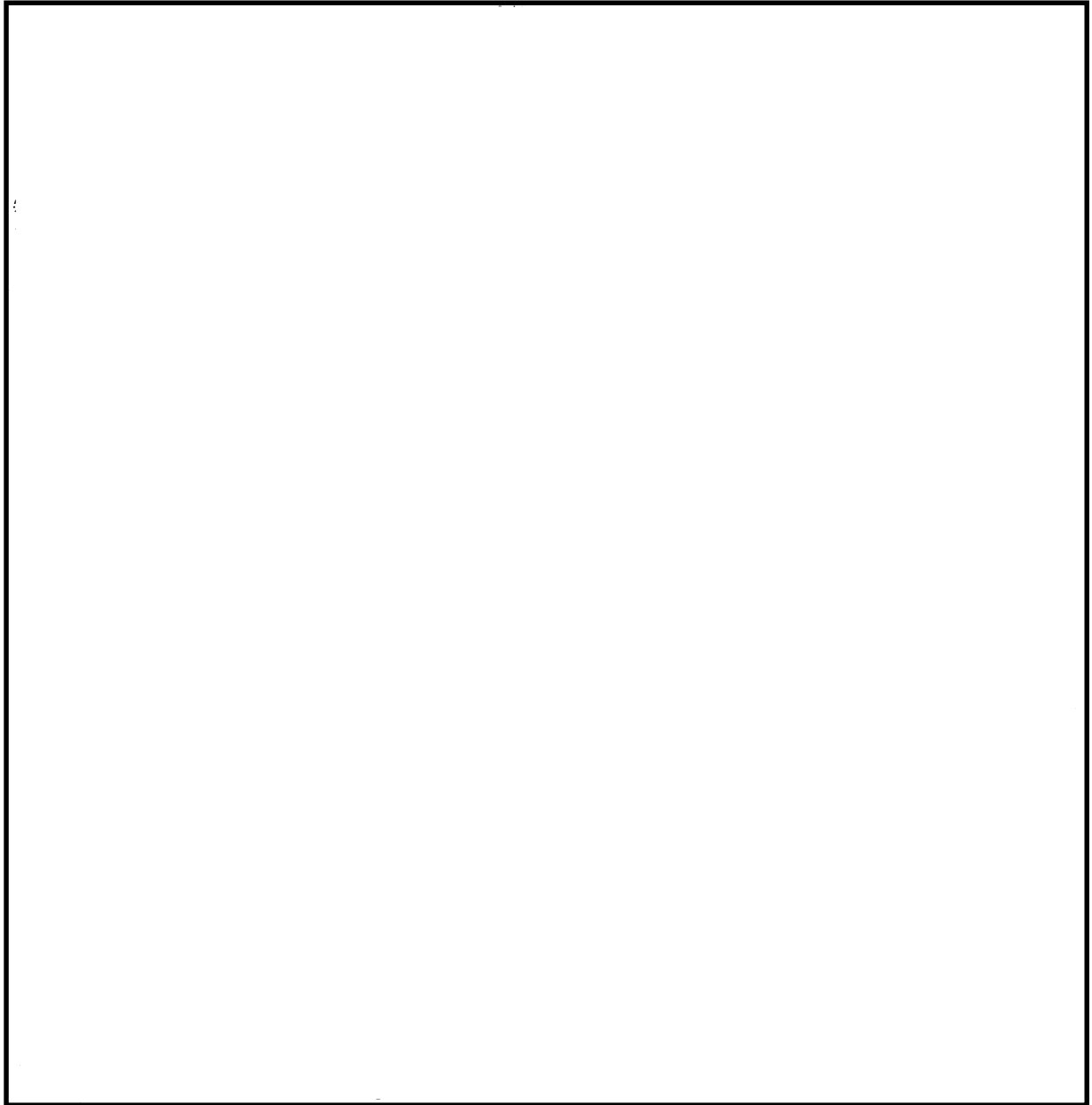
表3-2 部材の許容応力値

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

5. 強度評価

使用済燃料プールゲートの評価モデルを第3-2図に示す。フレームはパッキンを抑えるために厚さ□ mm～□ mmの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全流体荷重を平均荷重とし、荷重範囲はビームを中心とした上下プレート高さの半分として強度評価を実施する。

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



第3-2図 使用済燃料プールゲートの評価モデル

(1) ビームの応力計算

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

荷重 $W = P \cdot a$

曲げモーメント $M = \frac{W \cdot l^2}{8}$

せん断力 $F = \frac{W \cdot l}{2}$

曲げ応力 $\sigma = \frac{M}{Z}$

せん断応力 $\tau = \frac{F}{A}$

ここで、

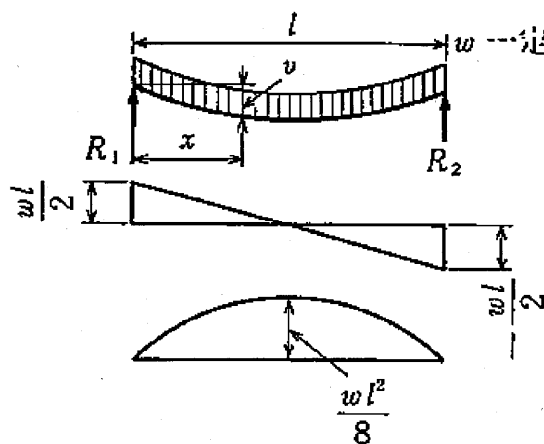
P : 圧力

a : 荷重範囲

l : ビーム長さ

Z : 断面係数

A : 断面積



第3-3図 ビームの計算モデル図

(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。

第3-4図にプレートの計算モデル図を示す。

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

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

ここで、

P : 圧力

h : プレート厚さ

a : プレート高さ

b : プレート幅

β_2 : 第3-4図で求めた応力係数

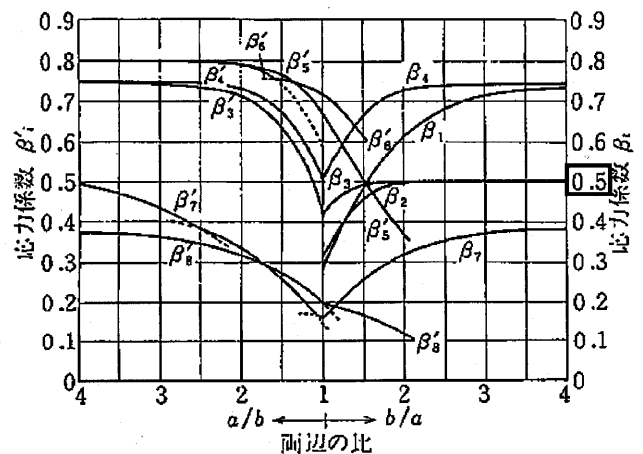
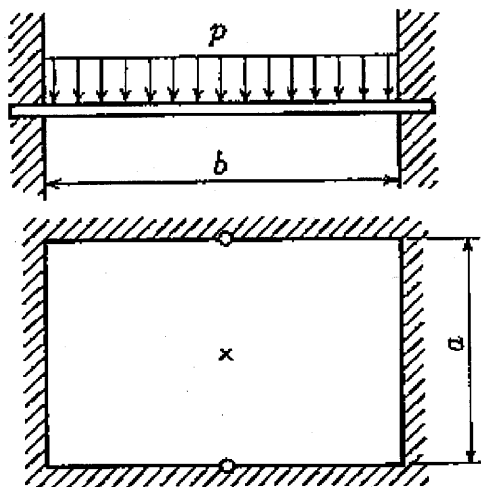


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

第3-4図 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、使用済燃料プールゲートに基準地震動S₀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。

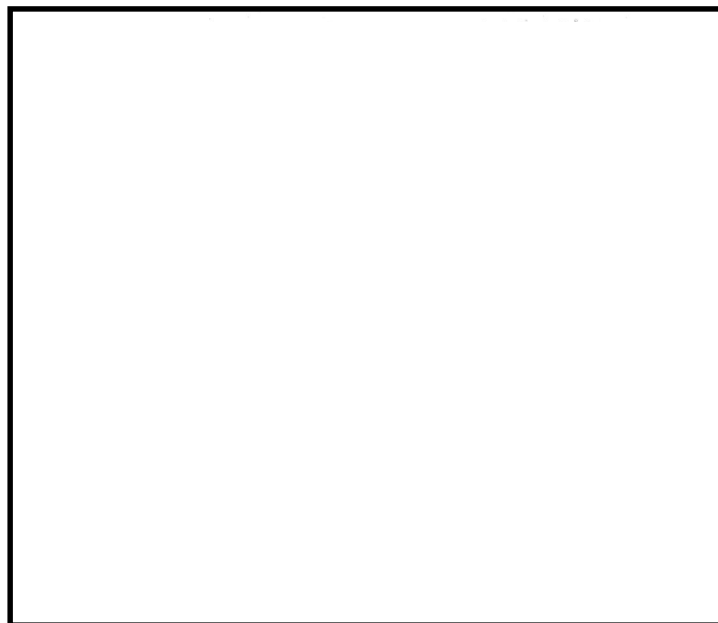
表3-3 各部材の最大応力

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 プールゲート	ビーム				
	プレート				

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

また、パッキンは耐熱性に優れたシリコンゴムを採用しており、使用済燃料プールゲートに水がある□℃以下の状態での物性値低下はほとんど無い。

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



第3-5図 パッキン部詳細図

補足-180-4 【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】

別 紙

(1) 工認添付書類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 工認添付書類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】

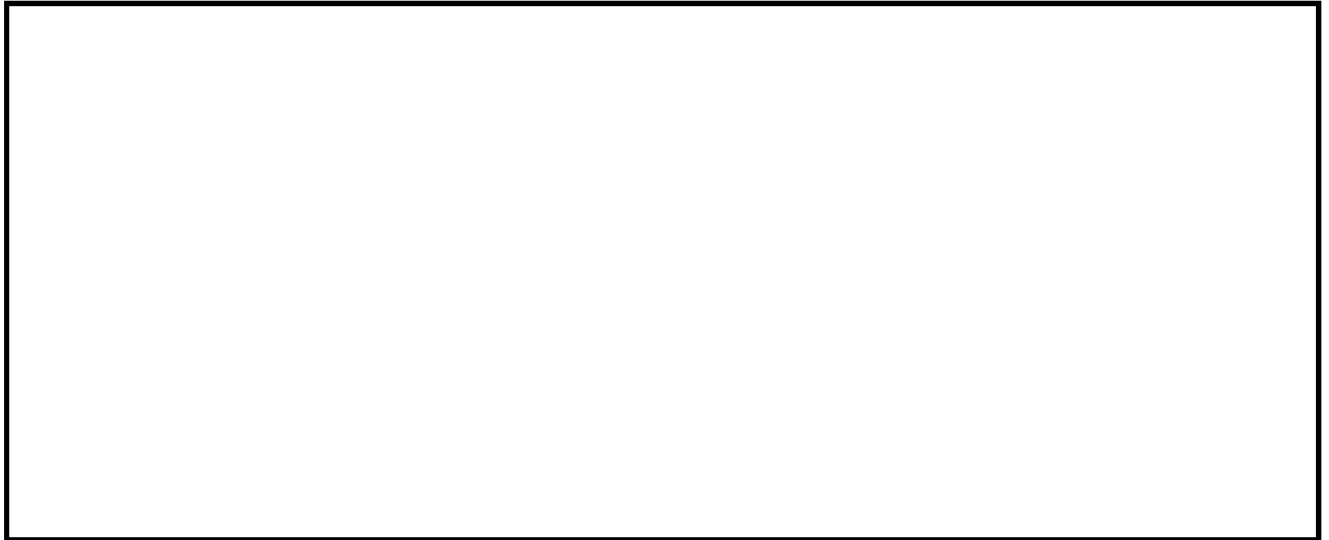
工認添付書類		設置許可まとめ資料			引用内容
V-1-3-5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	有効性評価	添付資料 1.5.9	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1及び2）の有効性評価における共通評価条件について	遮蔽水位の評価を引用
			添付資料 4.1.2	使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について	SFP水位低下時間評価を引用
			添付資料 4.2.2	想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について	静的サイフォンブレーカの閉塞可能性等の説明を引用
		DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	静的サイフォンブレーカの閉塞可能性等の説明を引用

補足説明資料目次

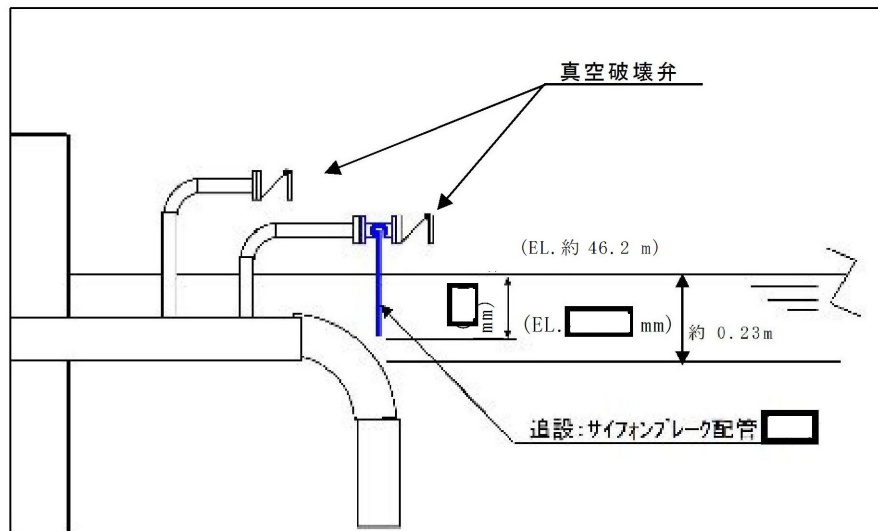
	頁
1. 使用済燃料プール静的サイフォンブレーカの設置状況	1-1
2. 使用済燃料プール静的サイフォンブレーカへの重量物落下評価	2-1
3. 使用済燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について	3-1
4. 使用済燃料の線源強度の比較について	4-1

1. 使用済燃料プール静的サイフォンブレーカの設置状況

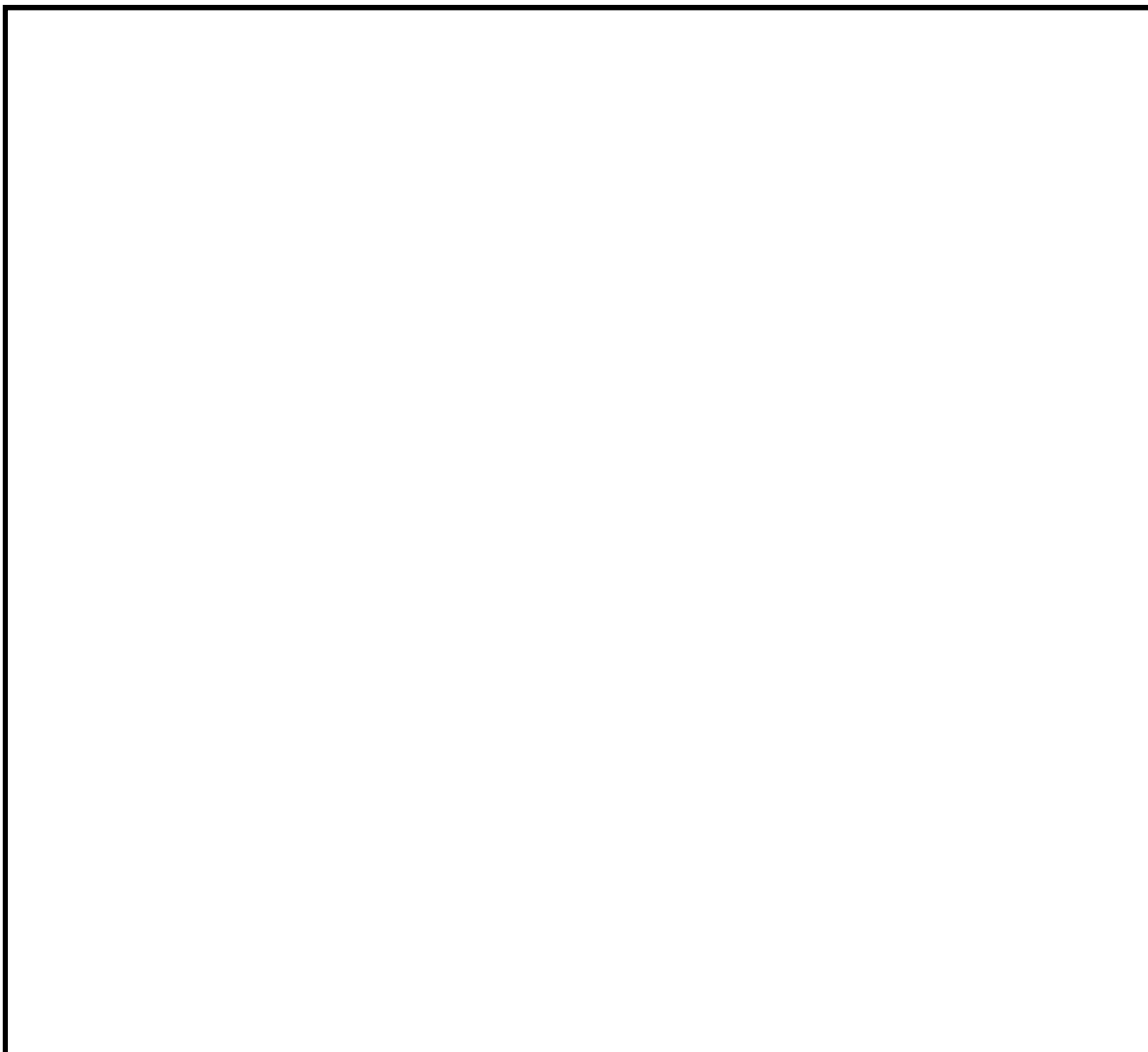
使用済燃料プール水戻り配管及び静的サイフォンブレーカの概略図を第1-1図及び第1-2図に示す。また、静的サイフォンブレーカの設置場所を第1-3図に示す。



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 静的サイフォンブレーカ設置概要図



第1-3図 静的サイフォンブレーカの設置場所

静的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，その配管に静的サイフォンブレーカを接続する設計とするため耐震性に問題はない。

2. 使用済燃料プール静的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静的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、静的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。

静的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_0 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、静的サイフォンブレイカの落下物干渉による変形は考えられない。

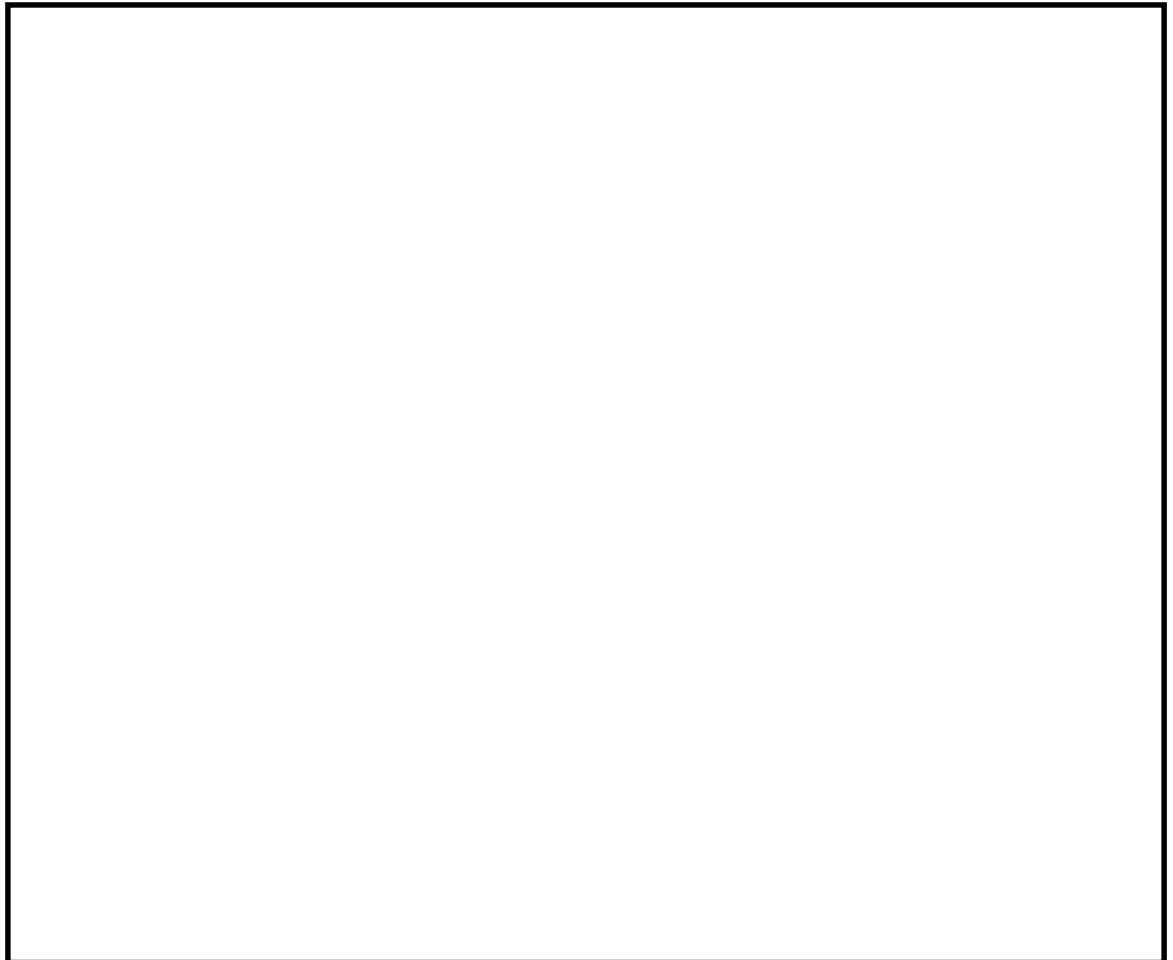
その他手摺等の軽量物については、ボルト固定、固縛による運用としている。

よって、落下物として静的サイフォンブレイカに干渉すると考えられる設備は軽量物であり、仮に静的サイフォンブレイカ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第3-1図に示す。

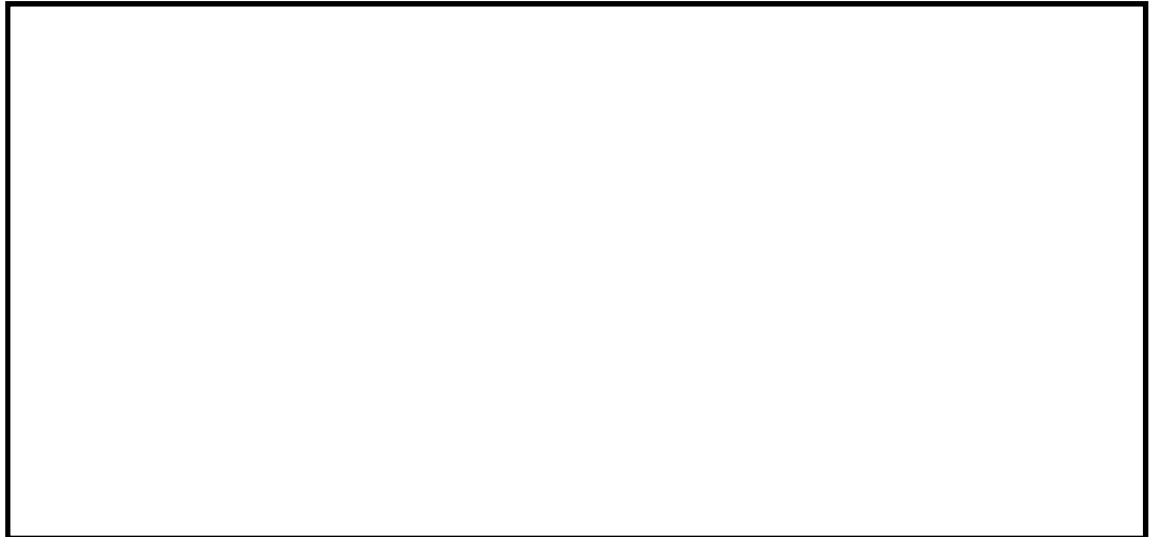


第 3-1 図 使用済燃料プール概略図

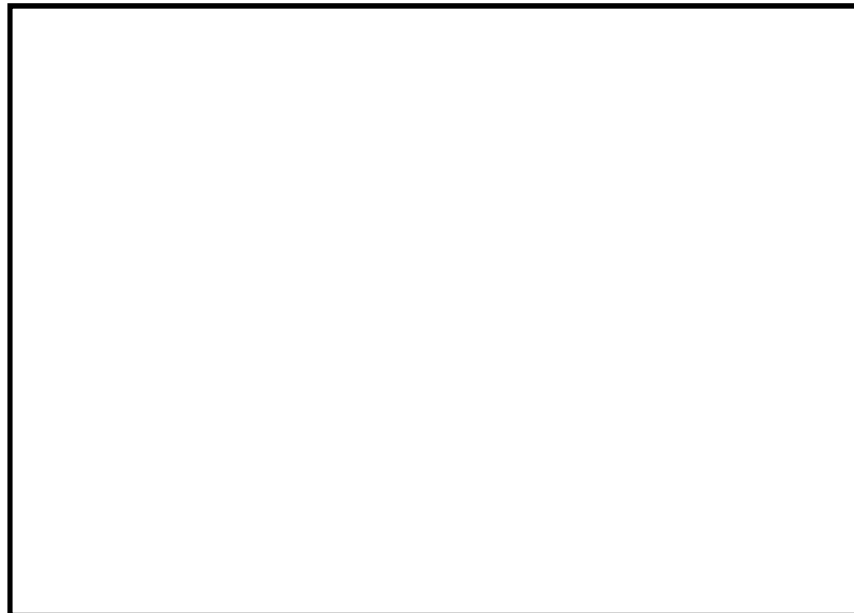
(2) 評価点の設定について

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制御棒貯蔵上段ハンガである。事故時に作業する箇所として、制御棒貯蔵上段ハンガ付近の原子炉建屋原子炉棟 6 階が考えられるため、線量率評価における評価点は、第 3-2 図に示すとおり、保守的に制御棒貯蔵上段ハンガの真上の原子炉建屋原子炉棟 6 階床面高さ（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、第 3-3 図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。使用済燃料及び制御棒貯蔵ラック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。



第 3-2 図 各線源と評価点の平面位置関係



第 3-3 図 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 $9.9 - T$ 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*²を適用する。

(BWR STEPⅢ ボイド率 40 % UO₂<60 GWd/TIHM)

注記 *2：片倉潤一郎 他 JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット：ORLIBJ33, JAERI-Data/Code, 2004-015 (2004.11)

(5) 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率計算モデルについて

使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガ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格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（第3-4図）。

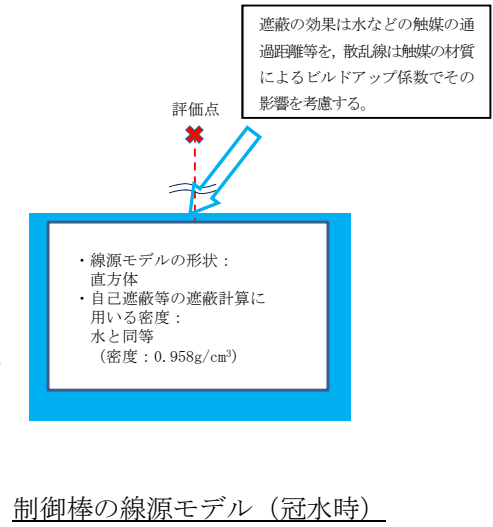
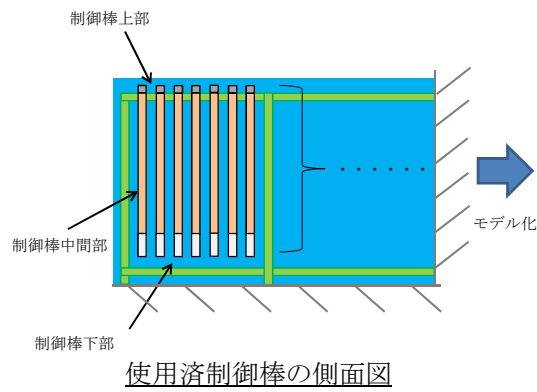
遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

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。

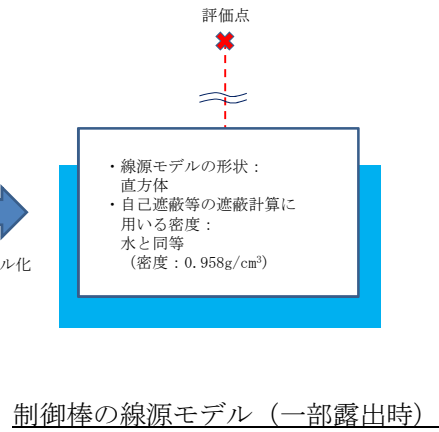
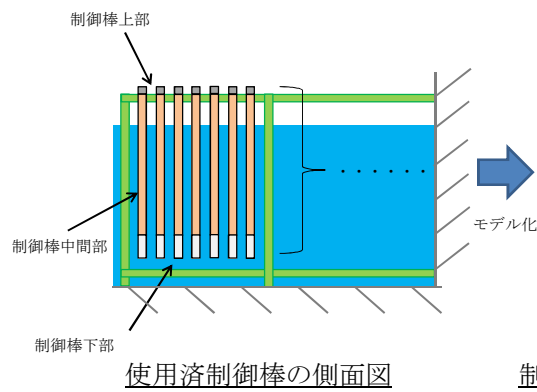
①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であった箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まるが、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで更に保守的なモデルとなっている。

評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり①冠水時と③露出時を等しく、線源が水として計算しているためである（第3-5図）。また、第3-6図に、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。

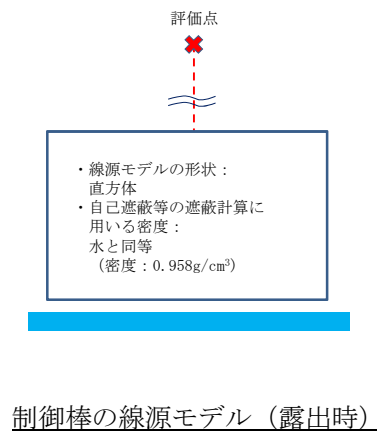
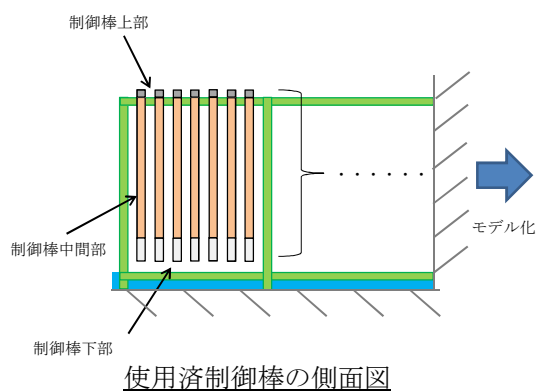
①冠水時



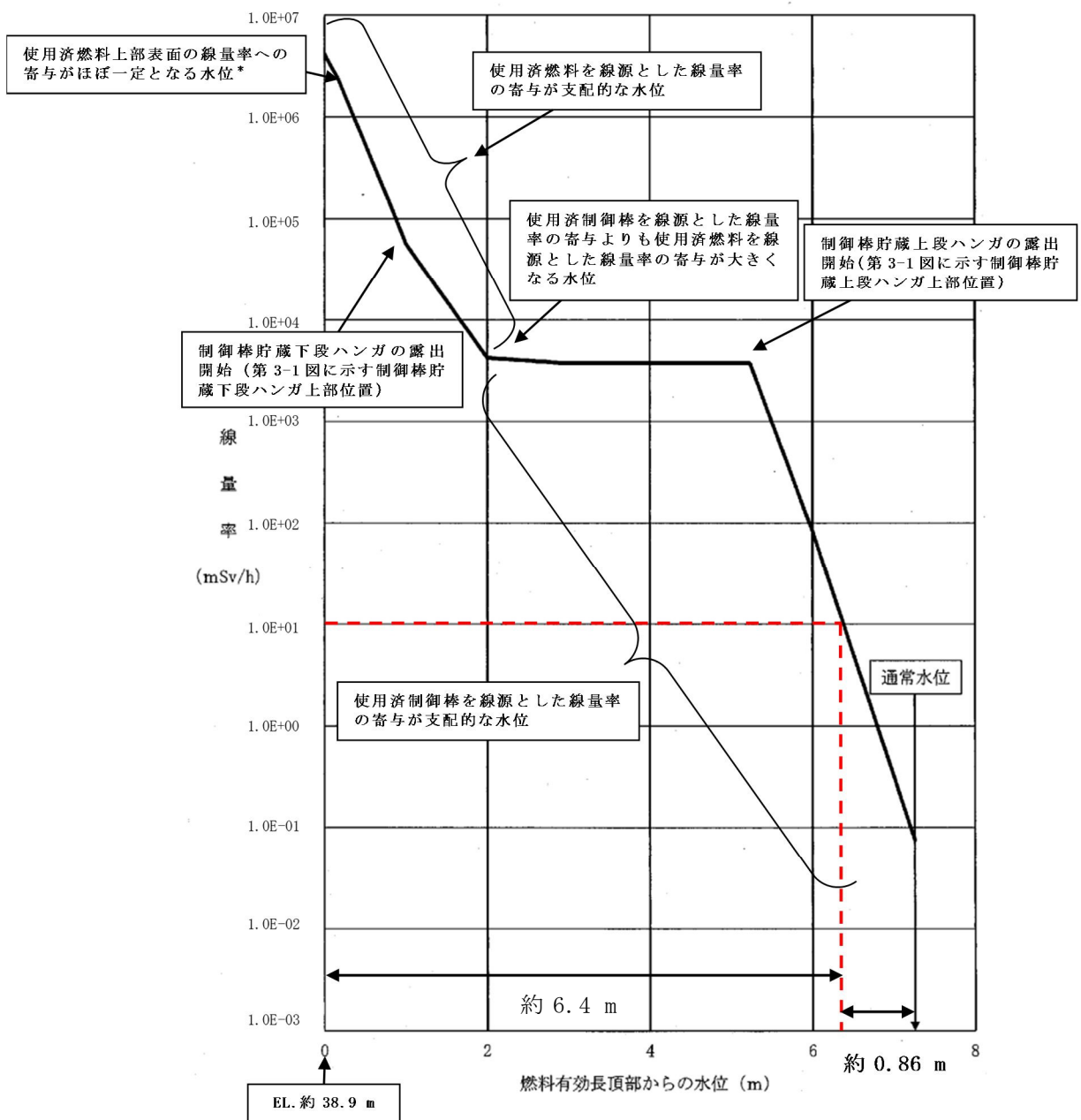
②一部露出時



③露出時

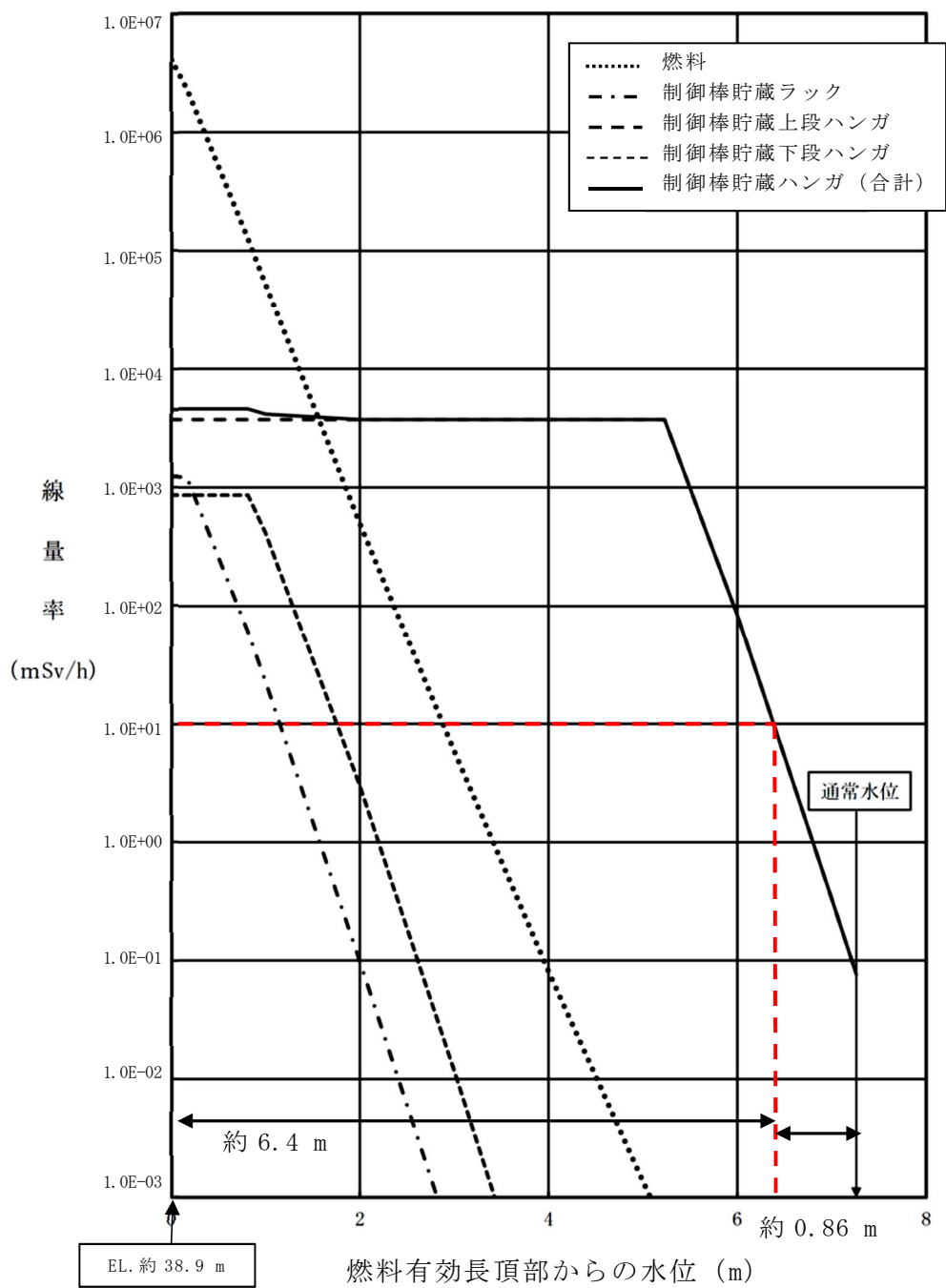


第 3-4 図 冠水時及び露出時の線量率計算モデル



第3-5図 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付近に近づくと、使用済燃料の上部表面の全面が線量率に寄与し、それ以上水位が低下しても寄与する使用済燃料上部表面の面積は余り変わらないため、線量率変化が緩やかになる。



第 3-6 図 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 L P R M等使用済炉内計装品、使用済チャンネル・ボックス、使用済カートリッジ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。炉内計装品及び使用済カートリッジ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、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。

4. 使用済燃料の線源強度の比較について

使用済燃料プール水位低下時の線量率評価に用いる使用済燃料の線源強度は、文献値*¹に基づき評価しているが、ORIGEN2 コードにより使用済燃料の線源強度を計算し、それに基づき線量率を評価した結果と比較した。ここでは、使用済燃料プールに使用済燃料集合体が全量（2250 体）配置されているものとする。なお、使用済燃料の線源強度の比較に用いる線量率評価は、使用済燃料の真上の燃料取替機運転床を評価点としている。線源強度計算条件及び線量率評価結果の比較を以下に示す。

(1) 文献値による線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

線源強度は第4-1表に示す文献値*¹記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度（MeV/（W・s））を使用する。これを（3.1）式により単位体積あたりの線源強度（cm⁻³・s⁻¹）に変換し、線量率計算用の入力値とする。

$$\begin{aligned} \text{線源強度 (cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}\text{)} &= \text{文献記載値 (MeV/ (W}\cdot\text{s))} \\ &\quad \times \text{燃料集合体あたりの熱出力 (W/体)} \\ &\quad / [\text{各群のエネルギー (MeV)} \times \text{燃料集合体体積 (cm}^3\text{/体)}] \\ &\quad \dots\dots\dots (3.1) \end{aligned}$$

ここで、

- 照射期間 : 10⁶ 時間*²
- 冷却期間 : 9 日*³
- 燃料集合体 1 体あたりの熱出力 : 4.3 MW
- 燃料集合体体積 : 7.2×10⁴ cm³

第4-1表 文献値による使用済燃料の線源強度計算結果

群	エネルギー (MeV)	文献値 (MeV/ (W・s))	線源強度 (cm ⁻³ ・s ⁻¹)
1	1.0	7.3×10 ⁹	4.4×10 ¹¹
2	2.0	2.5×10 ⁹	7.5×10 ¹⁰
3	3.0	6.4×10 ⁷	1.3×10 ⁹
4	4.0	1.8×10 ⁶	2.7×10 ⁷

b. 線量評価結果

文献値による線源強度計算結果を基に、使用済燃料プールの水位が通常水位から 1 m 低下した際の線量率を評価した結果は、約 9.4×10⁻⁶ mSv/h となる。

(2) ORIGEN2 コードによる線源強度に基づく線量率評価

a. 線源強度計算条件

ORIGEN2 コードによる線源強度計算条件は以下のとおりであり，計算結果を第 4-2 表に示す。

照射期間 : 5.28×10^4 時間 (取替燃料の最高燃焼度 55GWd/t 相当)

冷却期間 : 9 日 *³

燃料仕様 : STEPⅢ燃料

第 4-2 表 ORIGEN2 コードによる使用済燃料の線源強度計算結果

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	3.7×10^{11}
0.025	8.0×10^{10}
0.0375	9.2×10^{10}
0.0575	6.0×10^{10}
0.085	7.5×10^{10}
0.125	1.4×10^{11}
0.225	8.4×10^{10}
0.375	6.1×10^{10}
0.575	2.3×10^{11}
0.85	2.4×10^{11}
1.25	2.2×10^{10}
1.75	6.5×10^{10}
2.25	4.7×10^9
2.75	2.4×10^9
3.5	2.1×10^7
5.0	2.4×10^2
7.0	2.8×10^1
9.5	3.2×10^0

b. 線量評価結果

ORIGEN2 コードによる線源強度計算結果を基に，使用済燃料プールの水位が通常水位から 1 m 低下した際の線量率を評価した結果は，約 4.2×10^{-6} mSv/h となる。

(3) 線量率評価結果の比較

線量率評価結果の比較を第 4-3 表に示す。文献値による線量率評価は、使用済燃料の照射期間を、通常運転で想定される照射期間を十分に超える 10^6 時間（約 114 年）としており、保守的な結果となる。

第 4-3 表 線量率評価結果の比較

通常水位からの 低下水位 (m)	線量率 (mSv/h)	
	文献値による評価	ORIGEN2 コードによる評価
1.0	約 9.4×10^{-6}	約 4.2×10^{-6}

注記 *1: Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

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

*3: 過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

補足-180-5【制御棒貯蔵ハンガの運用変更に伴うサイドバンカプールでの廃棄物貯蔵に関する説明書】

補足説明資料目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 技術基準第 40 条の適合性評価	1
3.1 サイトバンカプールの廃棄物貯蔵設計	1
3.2 通常運転時に発生する廃棄物の推定量の評価	1
3.3 技術基準第 40 条の適合性評価	3
4. 技術基準第 42 条の適合性評価	3
4.1 サイトバンカプールの遮蔽設計	3
4.2 サイトバンカプールの水遮蔽	4
4.3 通常運転時に発生する廃棄物の推定総放射エネルギーの評価	4
4.4 技術基準第 42 条の適合性評価	5
別添 1 サイトバンカプールの概要図	別 1-1
別添 2 サイトバンカプール内廃棄物の貯蔵状況	別 2-1
別添 3 サイトバンカプールに貯蔵する主な廃棄物の概要	別 3-1

1. 概要

本資料は、添付書類「V-2-11-2-7 制御棒貯蔵ハンガの耐震性についての計算書」にて制御棒貯蔵ハンガ（以下「ハンガ」という。）が、設計用地震力に対して十分な構造強度を有し、Sクラス施設への波及的影響を及ぼさないことを評価したことに基づき、3本貯蔵から2本貯蔵とする運用変更が、使用済制御棒（以下「制御棒」という。）等を貯蔵するサイトバンカプルの技術基準第40条（廃棄物貯蔵設備等）第1項、及び第42条（生体遮蔽等）第2項第1号に影響しないことを説明するものである。

2. 基本方針

ハンガの2本貯蔵への運用変更に伴い貯蔵できなくなった制御棒は、専用の輸送キャスクを用いて使用済燃料プールからサイトバンカプールに移送を行う。また、使用済燃料プールに残るハンガ及び制御棒貯蔵ラックに貯蔵した制御棒と将来発生する制御棒は、計画的にサイトバンカプールへ移送し貯蔵量を減少する運用とする。

3. 技術基準第40条の適合性評価

通常運転時に発生する制御棒等の廃棄物をサイトバンカプールに貯蔵した場合の技術基準第40条（廃棄物貯蔵設備等）第1項「通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。」の適合性確認にあたり、以下の評価を行った。

本評価にあたり、現在の使用済燃料プールに貯蔵する制御棒（3本貯蔵ハンガと制御棒ラック）と、将来発生する制御棒は全てサイトバンカプールで貯蔵することを想定した。

3.1 サイトバンカプールの廃棄物貯蔵設計

設置許可では、使用済制御棒、チャンネル・ボックス等の放射化された機器は、使用済燃料プールに貯蔵した後、サイトバンカプールに貯蔵保管し、その容量は約1,900m³とされている。

3.2 通常運転時に発生する廃棄物の推定量の評価

(1) 現在の使用済燃料プールに貯蔵された制御棒の量

・174本（ハンガ：150本，制御棒ラック：24本）[2018年7月現在]

(2) 現在のサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物量

現在のサイトバンカプールに貯蔵する各廃棄物量を下表にまとめた。[2018年7月現在]

表-1 現在のサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物量

廃棄物	貯蔵量
制御棒	132本
チャンネル・ボックス	1,995本
中性子検出器（LPRM等）	284本
その他	17 m ³

(3) 将来発生するサイトバンカプールの推定廃棄物量

① 評価方法

- ・制御棒の推定廃棄物量は、定期検査毎に13本発生^{※1}し、12サイクル運転すると想定した。(14カ月運転+100日定検の繰り返し^{※1}、最終サイクルは除外^{※2})
- ・制御棒以外の推定廃棄物量は、サイトバンカプールに貯蔵している制御棒以外の廃棄物(チャンネル・ボックス、中性子検出器等)が、現在の貯蔵量の1/2発生すると想定した。

※1 添付書類「V-1-3-5 使用済燃料貯槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」を参照。

※2 最終サイクルの制御棒は廃止措置で処理の検討を行うため考慮しない。

② 計算結果

表-2 将来発生するサイトバンカプールの推定廃棄物量

廃棄物	推定廃棄物量の計算	推定廃棄物量
制御棒	13本/サイクル×12サイクル	156本
チャンネル・ボックス	1,995本×0.5	998本
中性子検出器(LPRM等)	284本×0.5	142本
その他	17m ³ ×0.5	9 m ³

(4) 通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する推定廃棄物量の合計

通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する推定廃棄物量の合計は、上記の現在の使用済燃料プールとサイトバンカの貯蔵量に将来発生するサイトバンカプールの推定廃棄物量の合計とした。

表-3 通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する推定廃棄物量の合計

廃棄物	現在の貯蔵量		将来の推定発生量	推定廃棄物量の合計
	使用済燃料プール	サイトバンカプール		
制御棒	174本	132本	156本	462本
チャンネル・ボックス	1,263本	1,995本	998本	4,256本
中性子検出器(LPRM等)	79本	284本	142本	505本
その他	3 m ³	17 m ³	9 m ³	29 m ³

(5) 通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する推定廃棄物量の容積

3.2(4)で計算した推定廃棄物量の合計のうち単位が本数の廃棄物を容積に換算するため、以下の計算式で廃棄物1本あたりの貯蔵容積を求めた。

$$\text{廃棄物1本あたりの貯蔵容積(m}^3\text{)} = \frac{\text{各ラックの面積} \times \text{ラック使用率} \times \text{廃棄物高さ(4.5m)}}{\text{現在のサイトバンカプールの貯蔵本数}}$$

この廃棄物1本あたりの貯蔵容積と推定廃棄物量の合計本数の積より推定廃棄物量の合計容積を算出した。

表-4 サイトバンカプールに貯蔵する廃棄物貯蔵ラックの使用率

廃棄物	貯蔵ラック面積 (m ²)	ラック使用率 ^{※3}	1区画の貯蔵量 (参考)
制御棒	6.47×5.02=32.48	132/304	1体
チャンネル・ボックス	4.98×4.94=24.60	125/192	16本
中性子検出器 (LPRM等)	1.63×5.02=8.183	20/30	約7本

※3 ラック使用率は、当該廃棄物ラックの使用区画数/ラックの総区画数とした。

表-5 廃棄物1本あたりの貯蔵容積

貯蔵ラック	貯蔵ラック面積 (m ²)	ラック使用率	現在の貯蔵量 (本)	廃棄物1本あたりの貯蔵容積 (m ³ /本) ^{※4}
制御棒	32.48	132/304	132	0.481
チャンネル・ボックス	24.60	125/192	1,995	0.0361
中性子検出器 (LPRM等)	8.183	20/30	284	0.0864

※4 廃棄物高さは、制御棒及びチャンネル・ボックスの高さ約4.4mに若干の余裕を加え一律4.5mとして計算した。

表-6 推定廃棄物量の合計 (m³)

貯蔵ラック	廃棄物1本あたりの貯蔵容積 (m ³ /本)	推定廃棄物量の合計 (本)	推定廃棄物量の合計 (m ³)
制御棒	0.481	462	222
チャンネル・ボックス	0.0361	4,256	154
中性子検出器 (LPRM等)	0.0864	505	44
その他	—	—	29
合 計			449

3.3 技術基準第40条の適合性評価

3.2(5)の計算結果より、通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する推定廃棄物量の合計値(449 m³)は、設置許可の貯蔵容量(約1,900m³)より十分少ないことから、ハンガの3本貯蔵から2本貯蔵への運用変更は、通常運転時のサイトバンカプールの技術基準第40条(廃棄物貯蔵設備等)第1項に影響しない。

4. 技術基準第42条の適合性評価

通常運転時に発生する制御棒等の廃棄物をサイトバンカプールに貯蔵した場合の技術基準第42条(生体遮蔽等)第2項第1号「放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること」の適合性確認にあたり、以下の評価を行った。

4.1 サイトバンカプールの遮蔽設計

サイトバンカプールの生体遮蔽は壁厚が2.1m、床厚が1.8mであり、廃棄物の貯蔵にあたり水面から廃棄物までの水遮蔽を2.5m以上確保することが要求されている。

4.2 サイトバンカプールの水遮蔽

サイトバンカプールの水深は約 7.5m であり、プール内に貯蔵する最も長い廃棄物は長さ約 4.4m の制御棒及びチャンネル・ボックスであることから、2.5m 以上の水遮蔽が確保される。

4.3 通常運転時に発生する廃棄物の推定総放射エネルギーの評価

工事計画^{※5} のサイトバンカプールの遮蔽評価では、貯蔵物として線源強度が大きく発生量が多い制御棒を代表とし、その約 690 本分が廃棄物の総放射エネルギーとして遮蔽計算が行われていることから、通常運転時に発生する廃棄物の推定総放射エネルギーが工事計画で用いた総放射エネルギーを超えないことについて以下の評価を行った。

※5 工事計画認可申請書番号:57 資庁第 19601 号 (昭和 58 年 2 月 4 日), V-4 生体しゃへい装置の放射線のしゃへい及び熱除去についての計算書 2. 補助しゃへい線源を参照。

(1) 工事計画の遮蔽計算に用いられた総放射エネルギー

- ① 遮蔽計算に用いられた制御棒本数：690 本
- ② 制御棒 1 本あたりの放射エネルギー： $4.1 \times 10^4 \text{Ci}$ ($4.1 \times 10^4 \text{Ci} \times 3.7 \times 10^{10} = 1.5 \times 10^{15} \text{Bq}$)
- ③ 総放射エネルギー：690 本 $\times 1.5 \times 10^{15} \text{Bq/本} = \underline{\underline{1.0 \times 10^{18} \text{Bq}}}$

(2) 現在の使用済燃料プールに貯蔵された制御棒の量

・174 本 (ハンガ：150 本, 制御棒ラック：24 本) [2018 年 7 月現在]

(3) 現在の使用済燃料プールとサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギー

現在のサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギーは、サイトバンカプールに貯蔵前に計算された各廃棄物の放射エネルギー^{※6}を集計した値とした。また、使用済燃料プールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギーは、サイトバンカプール貯蔵前に実施する各廃棄物の放射エネルギー計算が行われていないため以下の計算式で放射エネルギーを求めた。

現在の使用済燃料プールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギー (Bq)

= 現在のサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギー / 現在のサイトバンカプールの貯蔵量^{※7} \times 現在の使用済燃料プールの貯蔵量^{※7}

表-7 現在の使用済燃料プールとサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギー

廃棄物	使用済燃料プールの放射エネルギー (Bq)	サイトバンカプールの放射エネルギー (Bq) ^{※6}	放射エネルギー合計 (Bq)
制御棒	3.2×10^{16}	2.4×10^{16}	5.6×10^{16}
チャンネル・ボックス	5.8×10^{15}	9.2×10^{15}	1.5×10^{16}
中性子検出器 (LPRM等)	2.6×10^{16}	9.2×10^{16}	1.2×10^{17}
その他	9.7×10^{14}	5.5×10^{15}	6.5×10^{15}
合計 (a)			2.0×10^{17}

※6 各貯蔵物の放射エネルギーは、炉内で放射化された制御棒等の放射化金属の放射エネルギー (Bq) を求めるため、各廃棄物の代表的な照射パターンを放射能計算 (ORIGEN) しておき、各廃棄物の照射期間と冷却日数を入力することにより、その結果を内外挿及び積算することにより計算した。

※7 表-3の現在の貯蔵量を参照。

(4) 将来サイトバンカプールに貯蔵する廃棄物の推定放射エネルギー

① 評価方法

- ・制御棒の推定放射エネルギーは、3.2(3)①評価方法で計算した推定廃棄物量 (156本) と 4.3(1)②の工事計画に用いた制御棒1本あたりの放射エネルギー ($1.5 \times 10^{15} \text{Bq}$) の積とした。
- ・制御棒以外の推定放射エネルギーは、表-7で計算した現在の使用済燃料プールとサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギーの1/2になると想定した。

② 計算結果

表-8 将来サイトバンカプールに貯蔵する廃棄物の推定放射エネルギー

廃棄物	推定放射エネルギーの計算	推定放射エネルギー (Bq)
制御棒	$156 \text{本} \times 1.5 \times 10^{15}$	2.3×10^{17}
チャンネル・ボックス	$1.5 \times 10^{16} \times 0.5$	7.5×10^{15}
中性子検出器 (LPRM等)	$1.2 \times 10^{17} \times 0.5$	6.0×10^{16}
その他	$6.5 \times 10^{15} \times 0.5$	3.3×10^{15}
合計 (b)		3.1×10^{17}

(5) 通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する廃棄物の推定総放射エネルギー

通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する廃棄物の推定総放射エネルギーは、現在の使用済燃料プールとサイトバンカプールに貯蔵されている廃棄物の放射エネルギー (a) と将来サイトバンカプールに貯蔵する廃棄物の推定放射エネルギー (b) の和より求めた。

$$a + b = 2.0 \times 10^{17} + 3.1 \times 10^{17} = \underline{\underline{5.1 \times 10^{17} \text{Bq}}}$$

4.4 技術基準第42条の適合性評価

4.3(5)の計算結果より、通常運転時にサイトバンカプールに貯蔵する廃棄物の推定総放射エネルギー ($5.1 \times 10^{17} \text{Bq}$) は、工事計画に用いた総放射エネルギー ($1.0 \times 10^{18} \text{Bq}$) より少ない。また、サイトバンカプール内に貯蔵する廃棄物の水遮蔽は4.2の評価より2.5m以上が確保されることから、ハンガの3本貯蔵から2本貯蔵への運用変更は、通常運転時のサイトバンカプールの技術基準第42条 (生体遮蔽等) 第2項第1号に影響しない。

サイトバンカプールの概要図

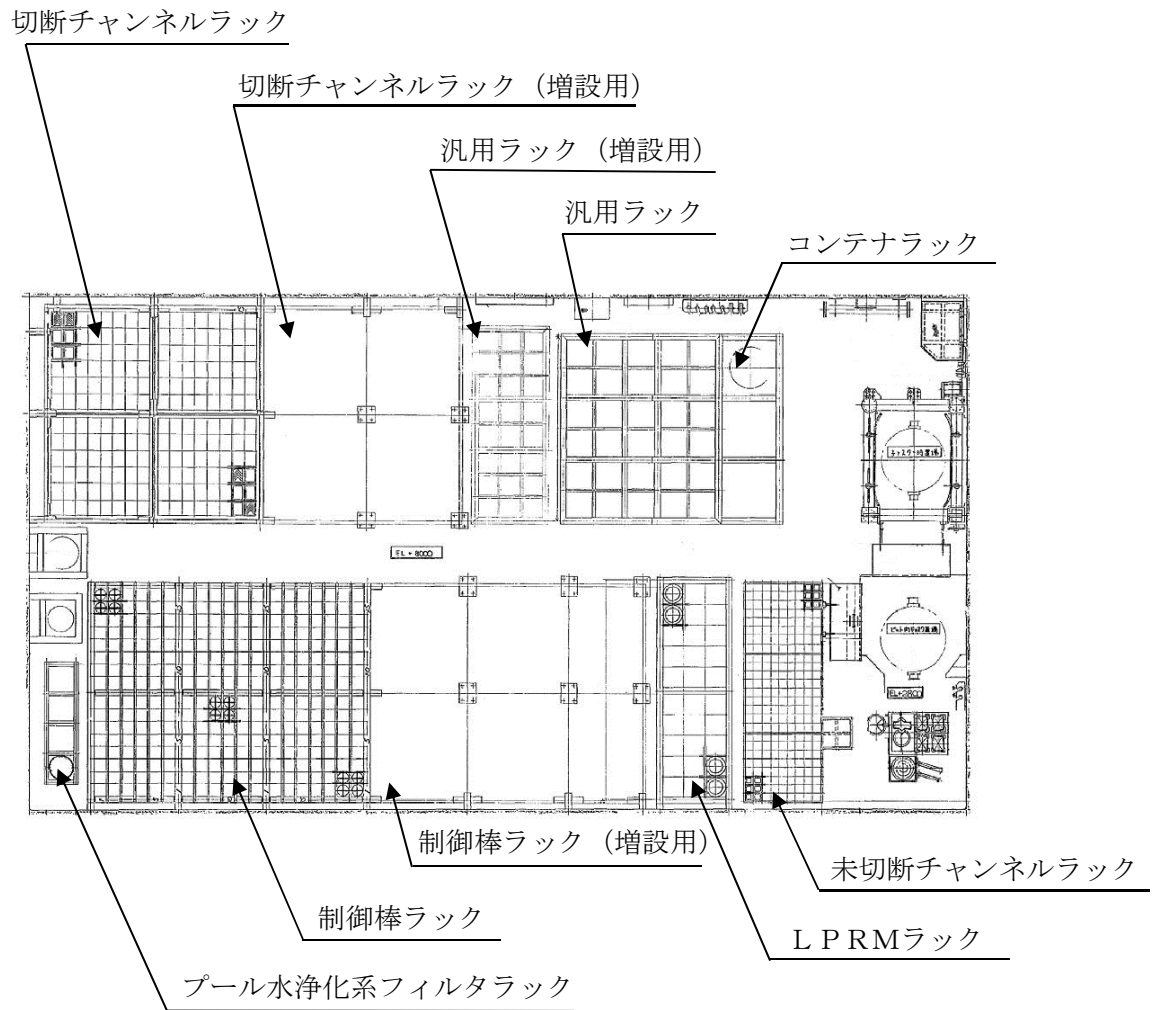


図 1-1 サイトバンカプールの平面図

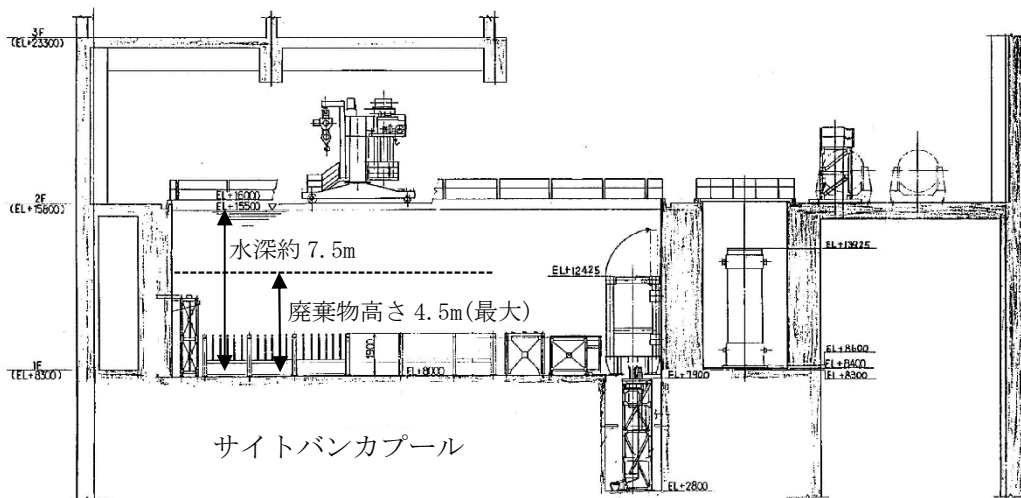


図 1-2 サイトバンカプールの立面図

サイトバンカプール内廃棄物の貯蔵状況

(2018年7月現在)

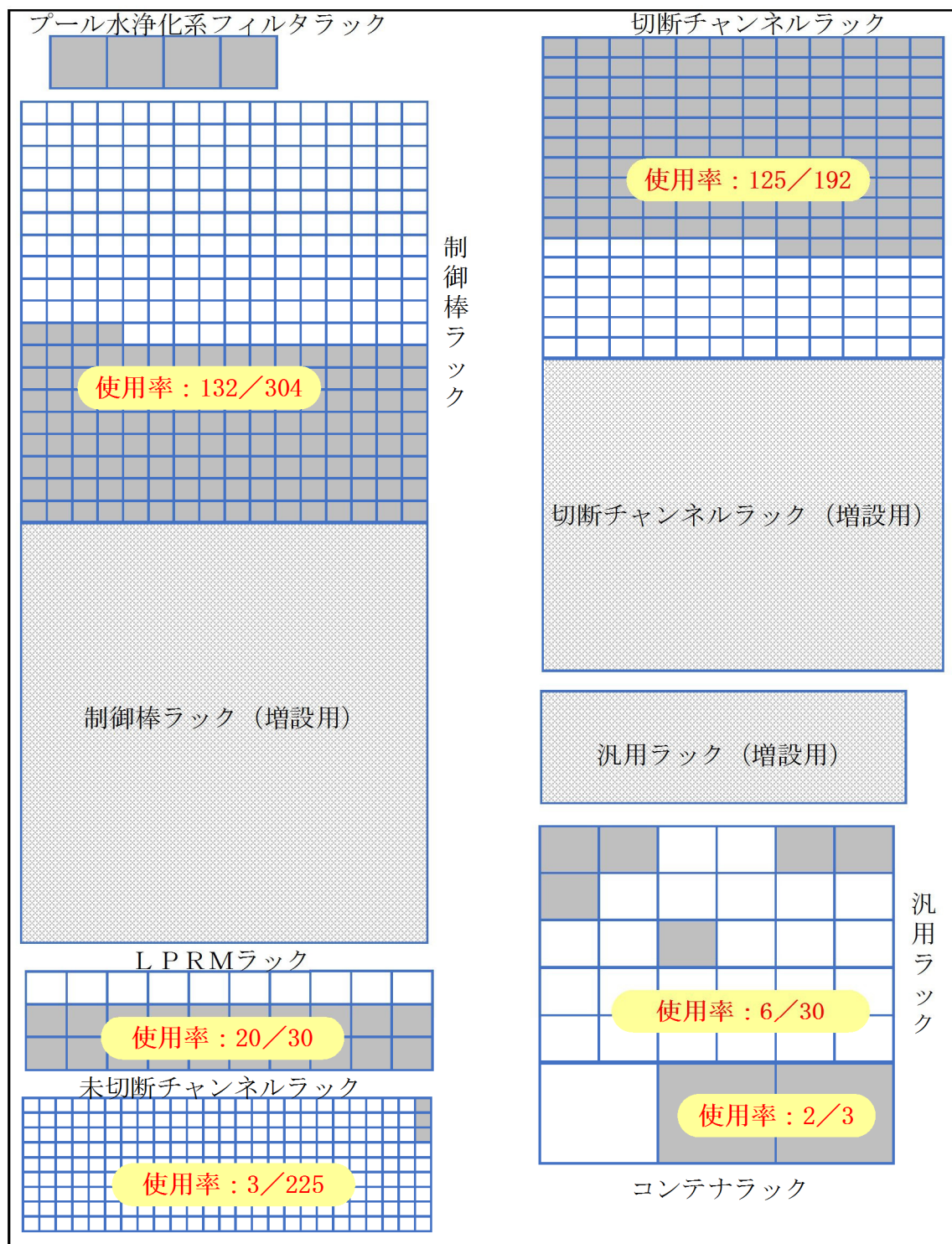


図 1-3 サイトバンカプール内の廃棄物配置と現在の貯蔵率

サイトバンカプールに貯蔵する主な廃棄物の概要

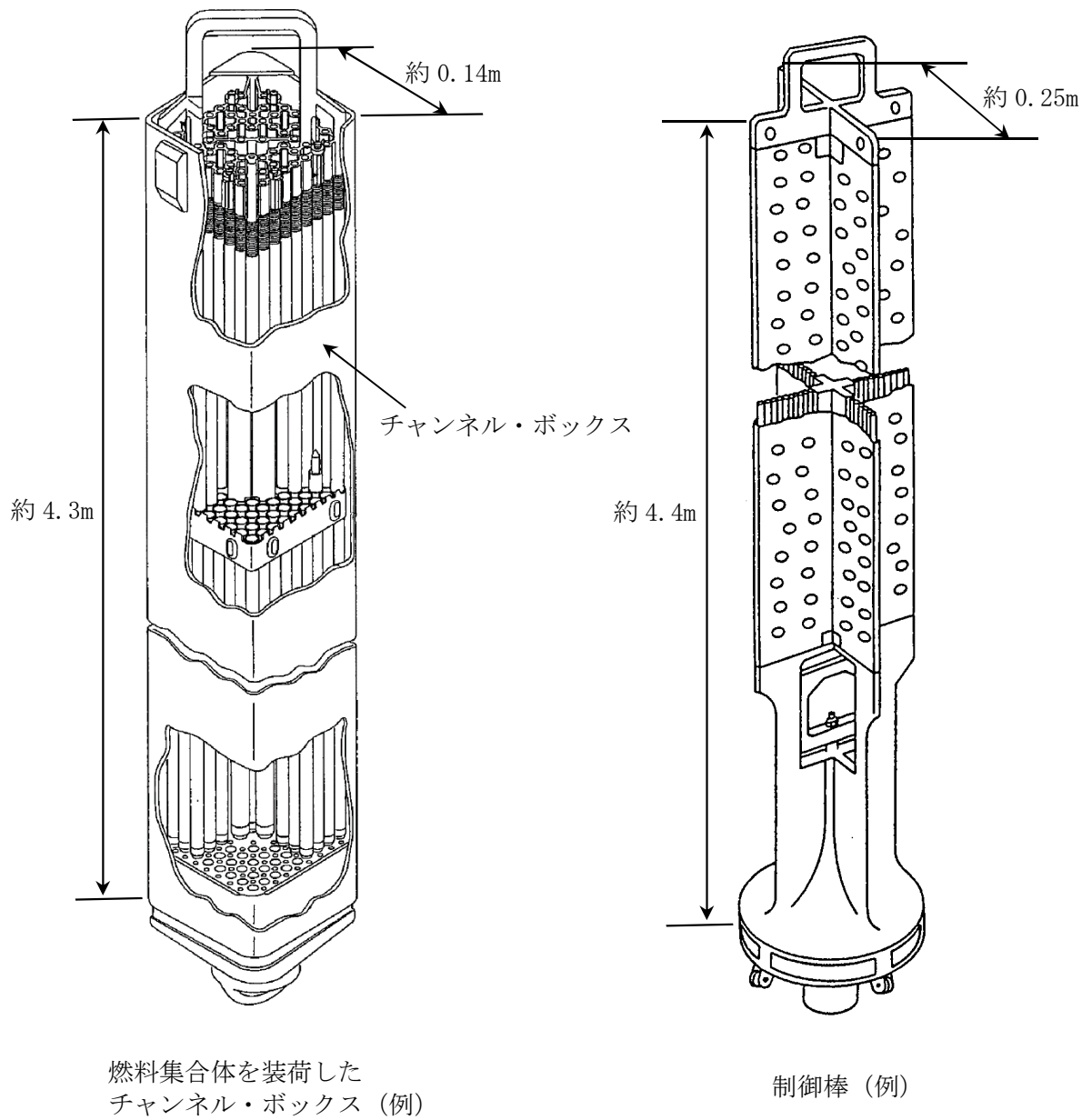


図 1-4 サイトバンカプールに貯蔵する主な廃棄物の概要図