

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-007 改01
提出年月日	2021年10月27日

工事計画に係る説明資料
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

2021年10月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考
1	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書		
2	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書		
3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書		
4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（50日）の妥当性 2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について 3. スプレイ設備に係る安全性向上対応 4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図 別添 1 燃料プールへのスプレイ量の評価 別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価 別添 3 燃料プールゲートのスロッシングに対する評価	今回提出範囲

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考
5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="754 295 1225 383">1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況 <li data-bbox="754 383 1225 528">2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について <li data-bbox="754 528 1225 616">3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価 <li data-bbox="754 616 1225 703">4. 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 <li data-bbox="754 703 1225 790">5. 使用済燃料の線源強度の比較について 	今回提出範囲

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

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	SA	54-6	容量設定根拠	小規模漏えい時の注水量及び大規模漏えい時のスプレイ量を引用
	有効性評価	4.1 4.2	燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故 ・想定事故1 ・想定事故2	小規模漏えい時の注水量を引用
使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	SA	54-12	燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について	サイフォンブレイク配管の記載の一部を引用
	有効性評価	添付資料1.5.4	燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について	遮蔽水位の評価を引用
		添付資料4.1.2	「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について	遮蔽水位の評価を引用
		添付資料4.2.1	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	燃料プールの水位低下時間の評価結果を引用
添付資料4.2.2	燃料プールのサイフォンブレイク配管について	サイフォンブレイク配管の記載の一部を引用		

使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書
に係る補足説明資料

目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10 日）及び停止期間（50 日）の妥当性	1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	3
3. スpray 設備に係る安全性向上対応	3
4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図	7
別添 1 燃料プールへの Spray 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 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、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（50日）の妥当性

(1) 燃料取出し期間（10日）の妥当性

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燃料プールへの使用済燃料の取出し完了までの期間は、保守的に10日として評価するが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・10日は、定期検査主要工程表における約10日を考慮した設定となっている。（図1-1参照）。
- ・過去の全燃料取出しを行った定期検査実績と比較しても保守的な設定である（表1-1参照）。
- ・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。

解列

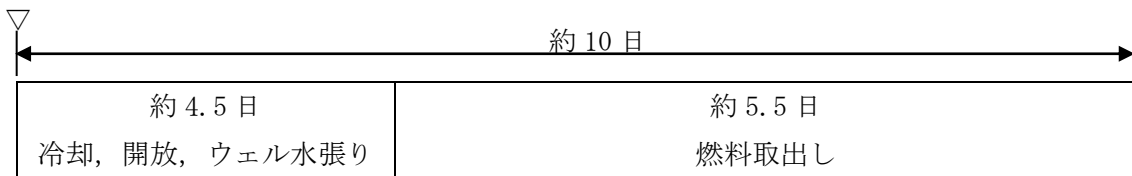


図1-1 定期検査主要工程

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

定期検査回数	定期検査実績	備考
第1回	8日	部分燃料取出しのため除外
第2回	8日	部分燃料取出しのため除外
第3回	14日	—
第4回	13日	—
第5回	12日	—
第6回	12日	—
第7回	10日	—
第8回	10日	—
第9回	5日	部分燃料取出しのため除外
第10回	5日	部分燃料取出しのため除外
第11回	10日	—
第12回	11日	—
第13回	10日	—
第14回	11日	—
第15回	10日	—
第16回	10日	—
第17回	10日	—

(2) 停止期間（50日）の妥当性

燃料プール水の蒸発量の評価条件のうち、停止期間は50日として評価しているが、その妥当性は以下のとおり確認している。

- ・過去の定期検査実績と比較しても保守的な設定である（表1-2参照）。

表1-2 過去の定期検査での停止期間（実績）

定期検査回数	定期検査実績	備考
第1回	73日	部分燃料取出しのため除外
第2回	70日	部分燃料取出しのため除外
第3回	73日	—
第4回	71日	—
第5回	75日	—
第6回	64日	—
第7回	49日	—
第8回	60日	—
第9回	43日	部分燃料取出しのため除外
第10回	45日	部分燃料取出しのため除外
第11回	109日	—
第12回	153日	—
第13回	96日	—
第14回	76日	—
第15回	199日	—
第16回	264日	—
停止日数の平均	107日	—

表1-2に示すとおり、全燃料取出しを実施した中で停止期間実績が最短となるのは、第7回施設定期検査の49日であり、評価条件の50日を下回るが、停止日数の平均の107日に対しては保守的な設定となっている。

また、原子炉停止時の燃料プールの崩壊熱において支配的なのは定検時取出燃料であり、1サイクル以上冷却された燃料体の影響は小さい。そのため、燃料取出し期間（10日）の設定に比べて、停止期間（50日）の設定が崩壊熱評価に与える影響は小さいといえる。

なお、崩壊熱評価で得られた値から求められる燃料プール水の蒸発量に対して、可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッダにより燃料プール内へ注水又はスプレイできる水の量には余裕があるため、停止期間が49日となった場合においても、十分な冷却能力を有している。

2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について

燃料プール水の蒸発量の評価条件における、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。

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 10kW 程度*であり、使用済燃料の崩壊熱である約 6.8MW と比較して十分小さく、燃料プール水の発熱量に有意な影響を与えない。

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

3. スプレイ設備に係る安全性向上対応

米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）は、2001年の同時多発テロを受け、「暫定防護・安全補償対応」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、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の要求は、NRC規則10CFR50.54(hh)項に取り込まれている。

10CFR50.54(hh)(2)

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

(i) Fire fighting;

(ii) Operations to mitigate fuel damage; and

(iii) Action to minimize radiological release.

このB.5.bのフェーズ2（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、燃料プールへのスプレイに関し、以下の記載がある。

- ・独立した動力を有する可搬ポンプにより、少なくとも1ユニットあたり200gpm（約45.4m³/h）のスプレイを行うこと。
- ・燃料プール内燃料へのスプレイ量を見積もり、スプレイ量を決定する。
- ・スプレイは、高温燃料の貯蔵位置と整合させる必要がある。

ただし、これらの措置は、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) 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、燃料プール近傍へ設置し、約48m³/hの流量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEIガイド要求（約45.4m³/h）を上回るスプレイ量を確保している。

スプレイ試験に基づくスプレイ分布を別添1の図1-3に、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の図1-4及び図1-5に示す。

NEIガイド要求を上回るスプレイ量（約48m³/h）を確保することにより、燃料プールに対し蒸発量（約11.3m³/h）を上回るスプレイ量（燃料プール南側からスプレイする場合：約□m³/h、北側からスプレイする場合：約□m³/h）が確保できると評価できる（可搬型スプレイノズルのスプレイ試験については別添1参照）。

常設スプレイヘッドは、燃料プール近傍へ設置し、約120m³/hの流量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEIガイド要求（約45.4m³/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燃料プールへのスプレイ分布を別添1の図1-9に示す。

スプレイ試験に基づく、別添1の図1-9と図1-4及び図1-5の比較より、常設スプレイヘッドを使用した場合、可搬型スプレイノズルを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量が確保できることから、可搬型スプレイノズルを使用した場合と同様に蒸発量（約11.3m³/h）を上回るスプレイ量が確保できると評価できる（常設スプレイヘッドのスプレイ試験については別添1参照）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

燃料プール内の燃料体等に向けたスプレイによる冷却効果を向上させるため、崩壊熱の大部分を占める取出燃料（高温燃料）については、施設定期検査中、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、スプレイ水と直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を図3-1及び図3-2に示す。

スプレイ水は、直接スプレイされない場合でも、燃料プール周辺からの流れ込みや燃料プール雰囲気温度の冷却等、間接的に冷却に寄与できる。

また、熱交換が十分に行われる前にスプレイ水が使用済燃料内を流下する場合であっても、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、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*）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、燃料プールからの大量の水の漏えいの発生により、燃料プール水位がサイフォンレイク配管の下端の高さ以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料プールへのスプレイを実施するものの水位低下が継続し、燃料がすべて露出した状態におけるスプレイ冷却を考慮している。

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

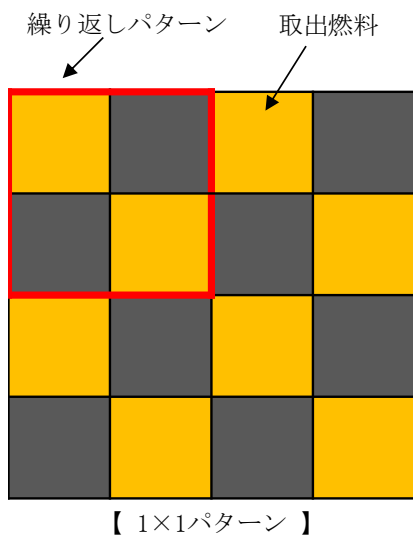


図 3-1 分散配置パターンの例

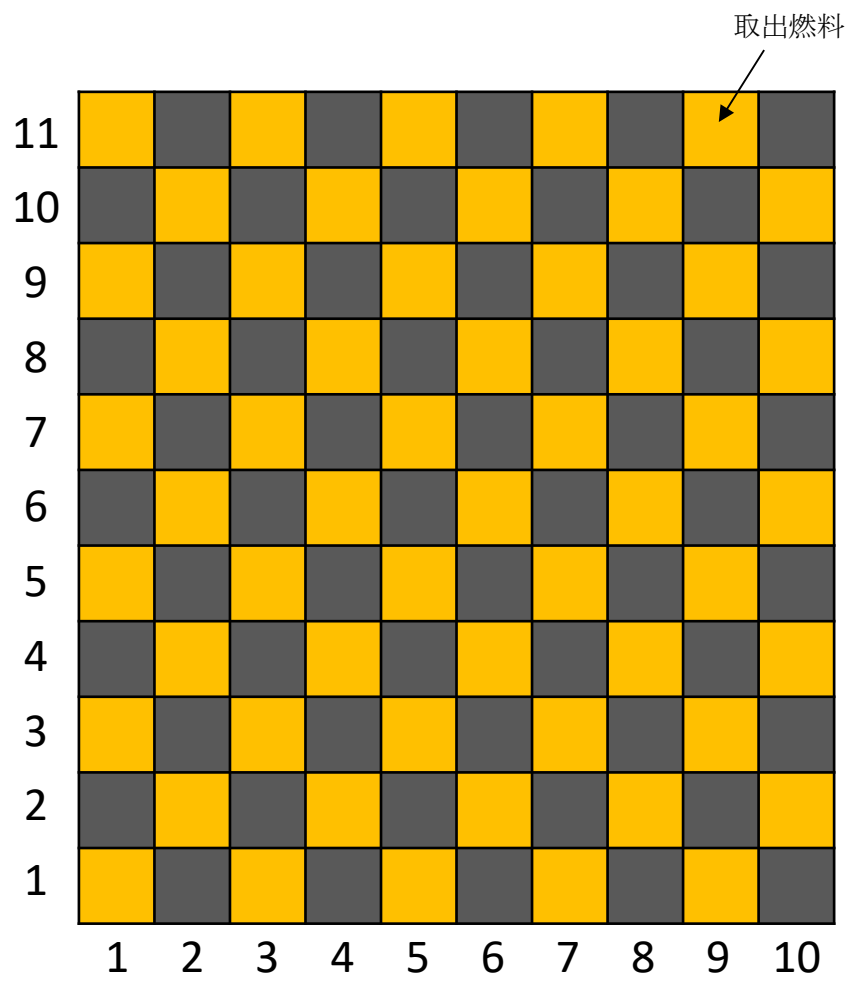


図 3-2 取出燃料を 110 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

4. 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図

VI-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」の図 4-1 における、原子炉補機代替冷却系の系統概要図を図 4-1 及び図 4-2 に示す。

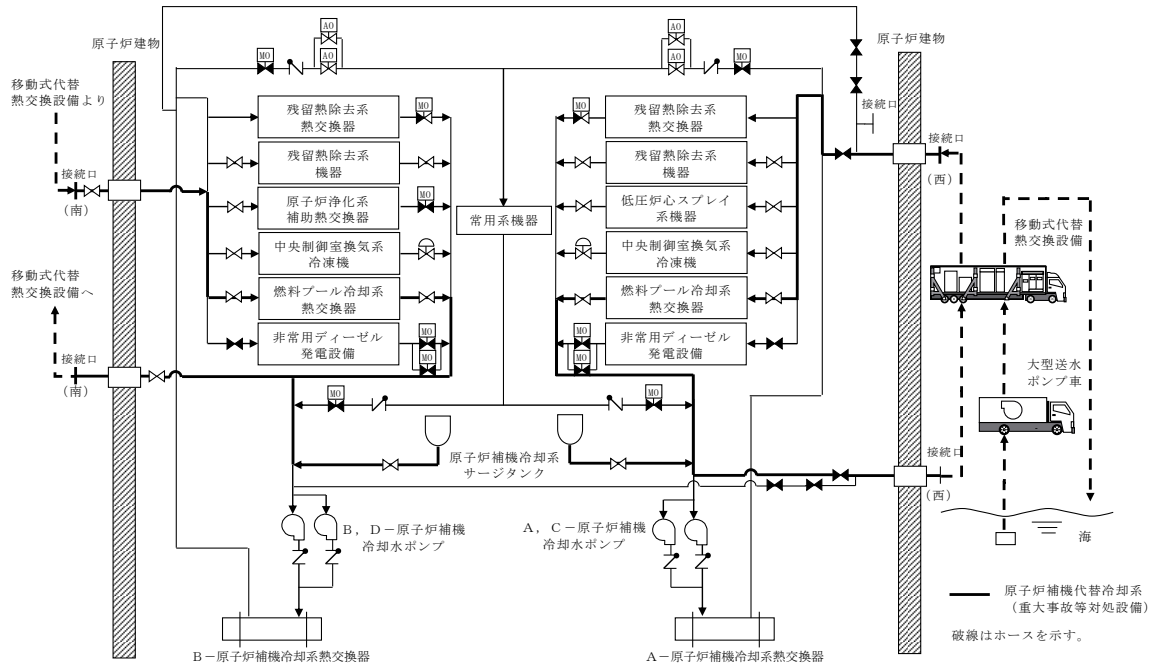


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋外の接続口を使用する場合)

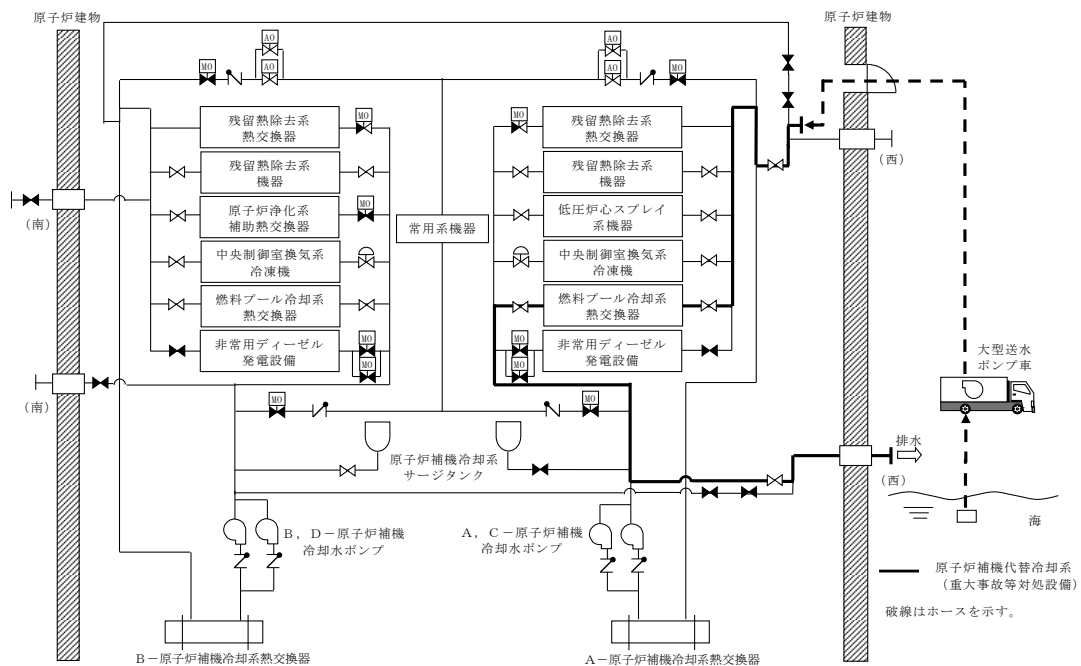


図 4-2 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系熱交換器冷却時の系統概要図
(屋内の接続口を使用する場合)

燃料プールへのスプレイ量の評価

島根原子力発電所第2号機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スプレイヘッドの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく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

a. スプレイ試験条件

表 1-1 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量（霧状）	
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド（ノズル）仰角	
スプレイヘッド（ノズル）自動旋回角度	
スプレイ時間	
測定用の容器	
可搬型スプレイノズルの台数	1台

b. スプレイ試験結果

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

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



図 1-1 スプレイ前の状況



図 1-2 スプレイ状態の試験状況

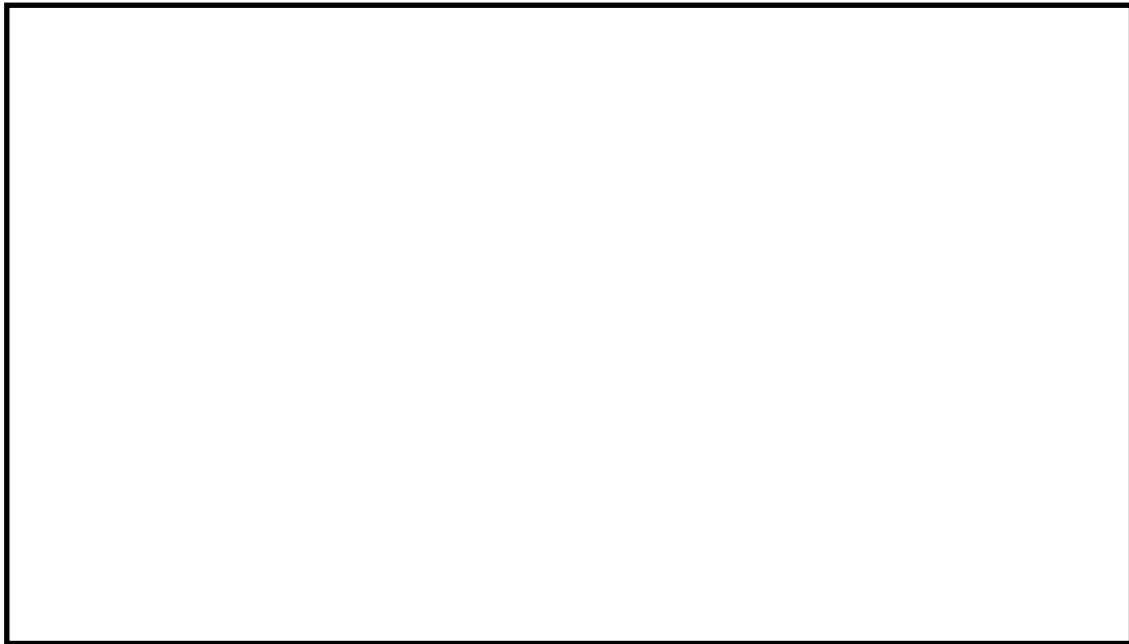


図 1-3 スpray分布


(2) 燃料プールへのスpray量の評価

図 1-3 のスpray分布に基づき、可搬型スprayノズルの設置位置から燃料プールへのスpray量を評価した。

図 1-4 及び図 1-5 に、スpray分布と燃料プールとの位置関係を示す。

スpray試験では、等間隔に配置した容器でスpray量が計量されているが、このうち燃料プールの領域に含まれる容器は、燃料プールの南側からスprayする場合、北側からスprayする場合ともに 37 個あり、図 1-3 に示すスpray量の下限値の合計から、南側からスprayする場合は平均 、北側からスprayする場合は のスpray量があった。この値から、燃料プールのうちスpray範囲となる部分の面積、南側からスprayする場合 126.2m²、北側からスprayする場合 122.4m²に相当するスpray量を求めたところ、南側からスprayする場合は約 m³、北側からスprayする場合は約 m³と評価される。

【算出方法】

- ①図 1-4 及び図 1-5 から燃料プールの周囲の領域に入る容器数を数える。
- ②抽出した容器の計量下限値（例：は 100cc とする）を合計する。
- ③上記の合計水量を容器数で割り、容器 1 個当たりの平均値を算出する。
- ④容器 1 個の面積と燃料プールのうちスpray範囲となる部分の面積の比率から注水量を算出する。

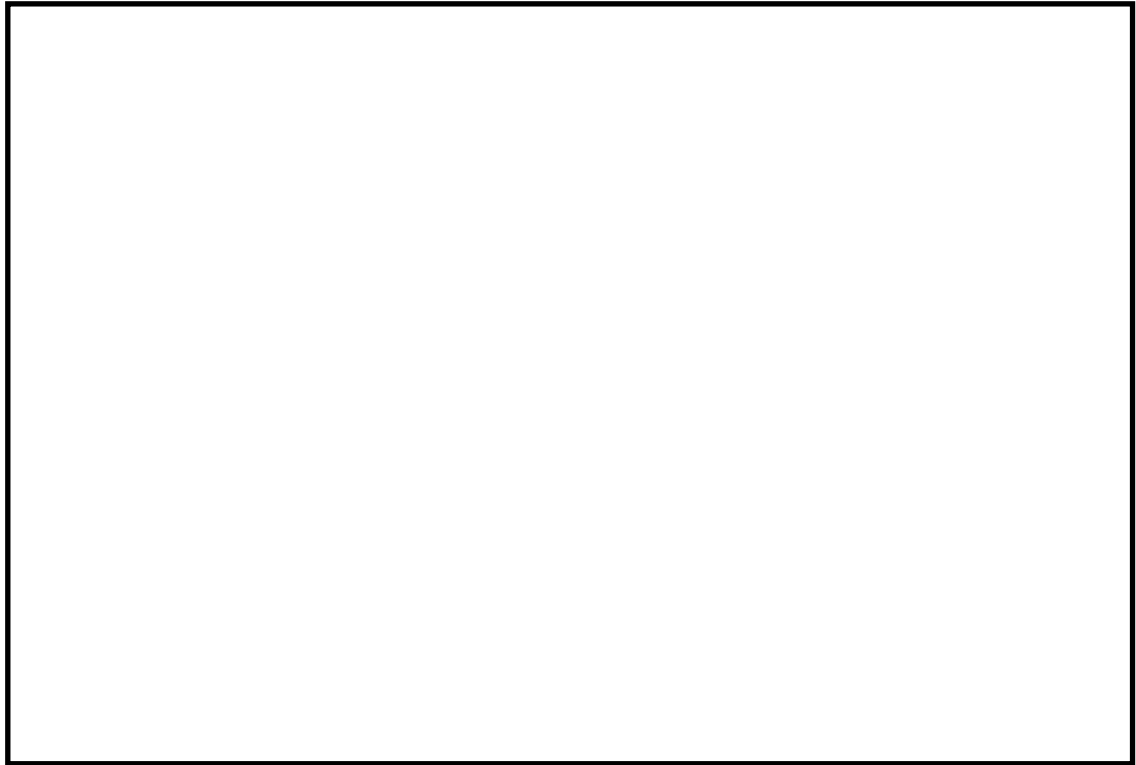


図 1-4 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(南側からスプレイする場合)

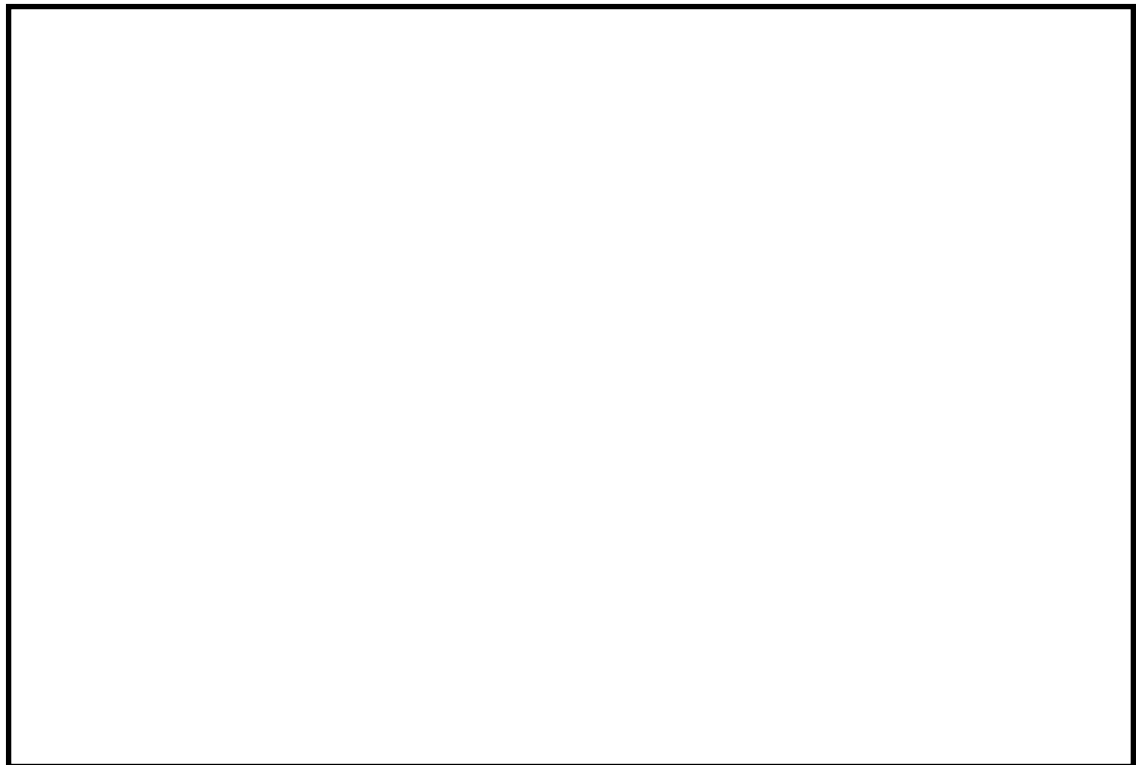


図 1-5 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布
(北側からスプレイする場合)

2. 常設スプレイヘッダ

(1) 設計条件

a. 燃料プール内の燃料体等の配置

燃料プール内の燃料体等を，取出し直後燃料を配置する「高温燃料域」，その他の1サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の2つのエリアに分け，「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能な様に2炉心分以上のエリアを確保する。

b. 燃料プール内の燃料体等の冷却期間

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

c. 必要スプレイ流量

(a) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

(b) 必要スプレイ流量

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

(2) 燃料プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

- ・崩壊熱計算：ORIGEN2を使用
- ・1炉心取出しまでの期間：10日間
- ・定期検査期間：50日
- ・運転期間：13ヶ月
- ・最大照射期間：5サイクル（ 1.84×10^8 秒）
- ・燃料集合体の熱出力： kW

b. 評価結果

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

- ・高温燃料域： kW/体
- ・低温燃料域： kW/体

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

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

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

b. 評価条件

- ・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定
- ・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・水の蒸発潜熱は 100℃, 大気圧で 2256.9kJ/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・水の比容積は 40℃で 0.00100781m³/kg (1980 年 J SME 蒸気表)
- ・チャンネルボックスの面積は 0.017545651m²/本

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]は、以下の計算式を用いて評価を行う。

$$\text{高温燃料域} : V_{AH} = Q_H \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

$$\text{低温燃料域} : V_{AL} = Q_L \div (H_{sh} + H_{lh}) \times m \times 3600 \div A_{ch}$$

V_{AH} : 高温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]

V_{AL} : 低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量[m³/h/m²]

Q_H : 高温燃料の 1 体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

Q_L : 低温燃料の 1 体当たりの最大崩壊熱[kW/体]

H_{sh} : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m³/kg]

A_{ch} : チャンネルボックス 1 本当たりの面積[m²/本]

d. 評価結果

表 1-2 単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図 1-6 のようにポンプ、流量調整弁、流量計、スプレイヘッド、スプレイノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで、実機燃料プールと同様のスプレイ状態で試験可能とした。

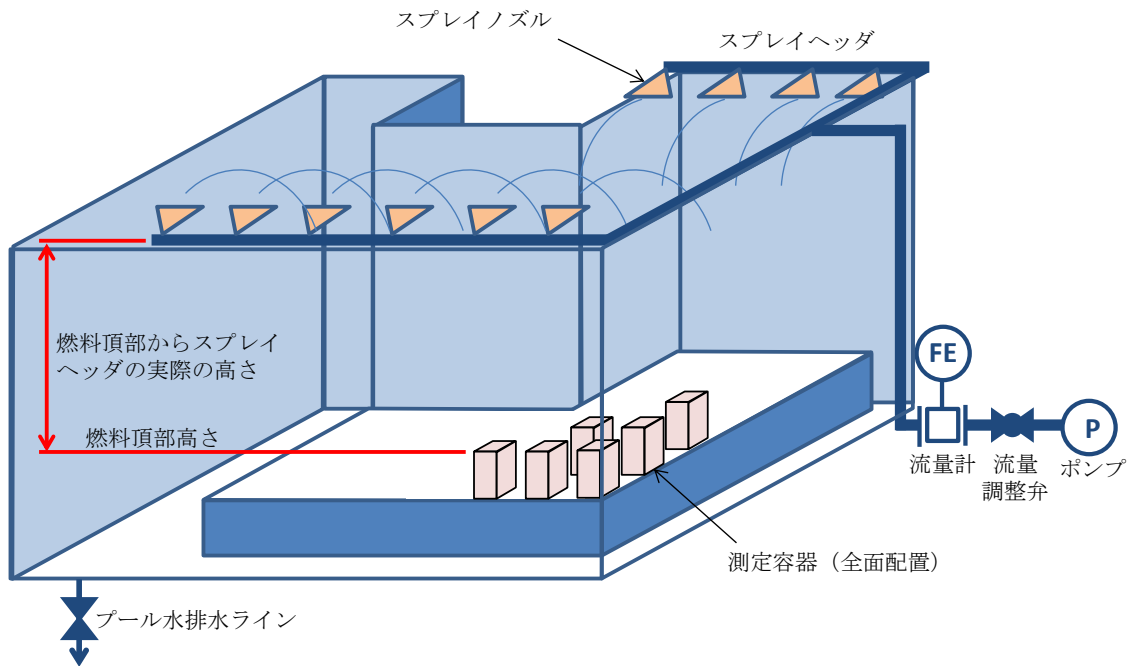


図 1-6 試験設備概要

b. 測定条件

- ・スプレイ時間：10min
- ・測定容器開口面積：167mm×167mm

c. 判定基準

表 1-3 スプレイ実証試験の判定基準

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

d. 測定結果

(a) スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図 1-7、スプレイ状態の状況を図 1-8 に示す。

図 1-8 のスプレー状態から、スプレーヘッダの複数のノズルからのスプレー水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。

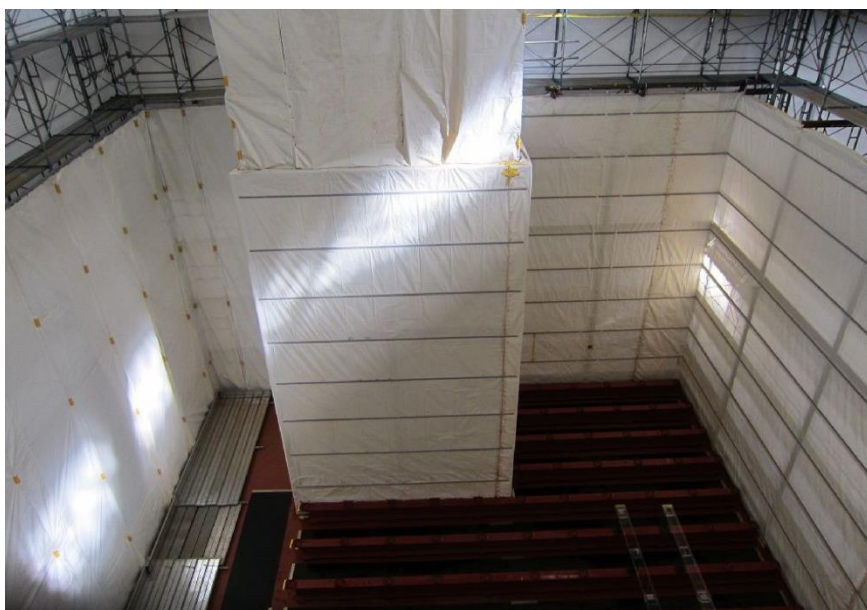


図 1-7 スプレー前の状況（スプレー量：0m³/h）



図 1-8 スプレー状態の試験状況（スプレー量：120m³/h）

(b) 必要スプレー流量の測定結果

実証試験結果を表 1-4 に示す。

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

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。図 1-9 にスプレイ分布と燃料配置を示す。

- ・スプレイ流量：2,000L/min (120m³/h)

表 1-4 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		3.65 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

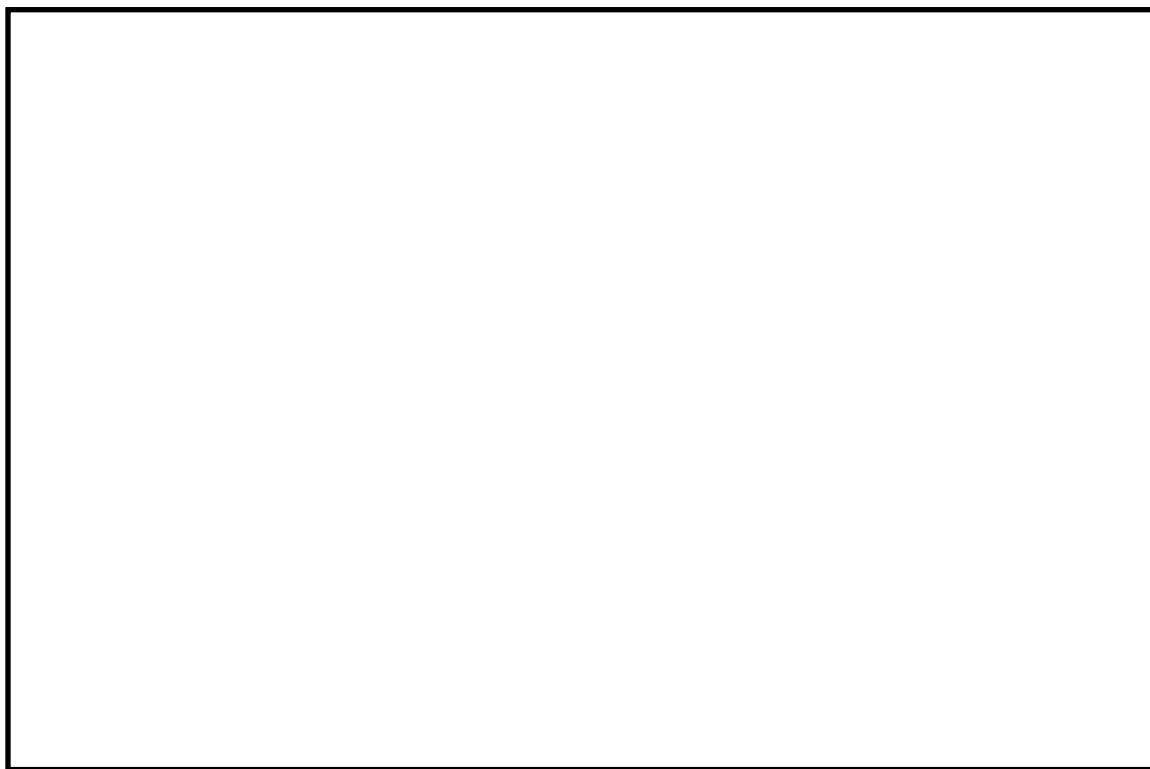


図 1-9 燃料プールスプレイ時のスプレイ分布

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概要

燃料プール内の燃料へのスプレーによる冷却については、スプレー水が燃料プール内燃料体等全面をカバーしていることから、スプレー水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレー水の供給能力は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。

スプレー水は、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、スプレー量の少ない位置にある燃料においても、燃料から水蒸気への輻射及び水蒸気の対流により冷却できる。この水蒸気の流れについて模式的に表したものを図2-1に示す。

本評価においては、スプレー水と燃料の接触による冷却の寄与がないものとし、燃料プール内雰囲気蒸気熱伝達率がスプレー水よりも小さい100℃の飽和蒸気と仮定して、輻射及び対流のみによる燃料被覆管表面温度を評価した。

具体的には、取出燃料からの崩壊熱と輻射及び対流による除熱が熱平衡となる時の燃料被覆管表面温度を評価した。

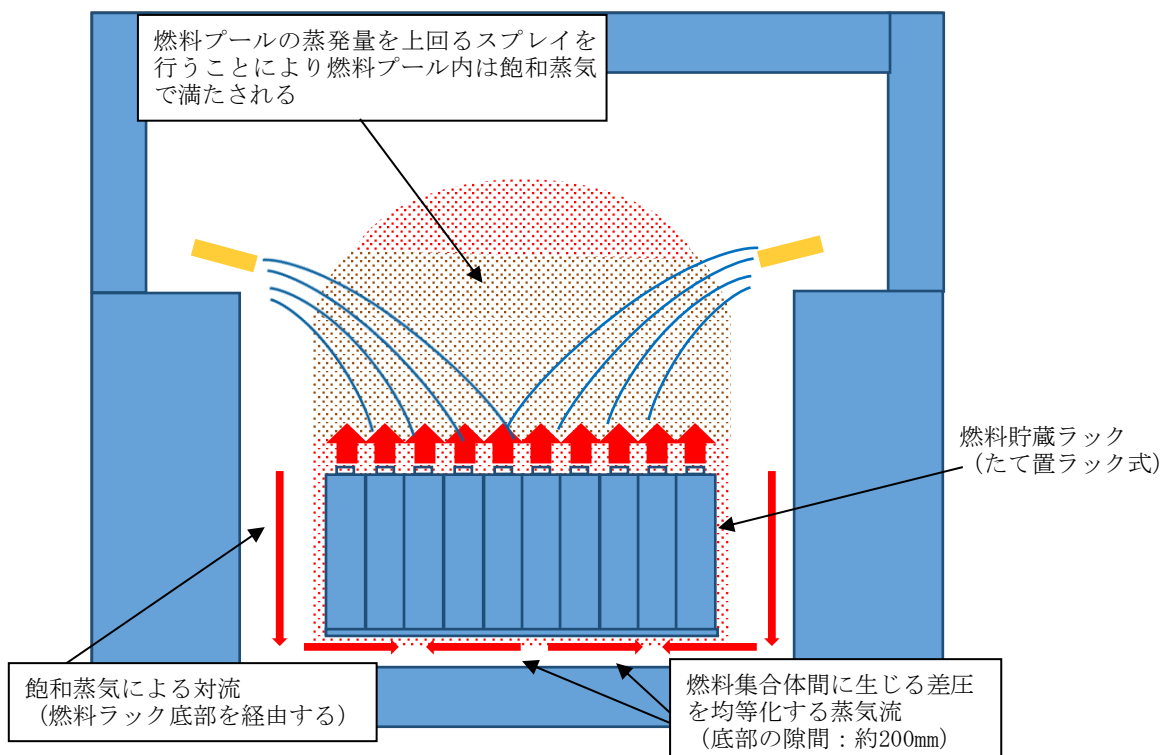


図 2-1 スプレーによる水蒸気の流れ

2. 評価条件

- ・放熱面積 : 取出燃料の燃料被覆管表面積 (約9.20 m²) 1 体
- ・崩壊熱 : 取出燃料 (約10.4 kW) 1 体
- ・燃料プール雰囲気 : 100 °Cの飽和蒸気
- ・放熱手段 : 対流及び輻射

3. 評価方法

(1) 放熱面積A (約9.20 m²)

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

ここで,

- D_{rod} : 燃料棒外径 (約1.12×10⁻² m)
- N_{rod} : 燃料集合体あたりの標準燃料棒数 (66 本)
- N_{rod'} : 燃料集合体あたりの部分長燃料棒数 (8 本)
- L : 長尺燃料棒有効長さ (約3.71 m)
- L' : 短尺燃料棒有効長さ (約2.16 m)
- N_{fa1} : 燃料集合体数 (1 体)

(2) 崩壊熱B (約10.4kW)

添付書類「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」の「表3-3 燃料取出スキーム (原子炉停止中)」に記載の崩壊熱を用いて,

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

ここで,

- Dh : 定期検査時取出燃料の崩壊熱 (5.816×10⁶ W [9×9 (A型) 燃料])
- N_{fa2} : 燃料集合体数 (560 体: 定期検査時取出燃料体数 [9×9 (A型) 燃料])

(3) 対流及び輻射による放熱C, D (C+D=崩壊熱B)

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

(対流) C

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

(輻射) D

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

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

TA : 雰囲気温度 (100 °C)

(スプレイ水が崩壊熱による蒸発量を上回ることから熱平衡状態を仮定)

h : 対流熱伝達率 (9.66 W/m²・K)

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

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 (0.0142 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の表面温度 (TS) は、約158°Cとなった (対流 : 約5.10 kW, 輻射 : 約5.28 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と仮定した場合は、約176 °Cとなった (対流 : 約6.68 kW, 輻射 : 約3.70 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

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

燃料プールゲート (大)

3. 評価方法

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

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

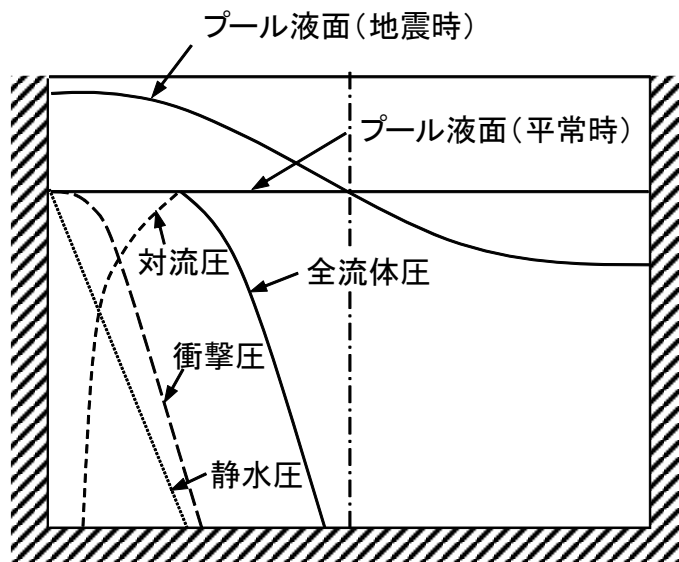


図 3-1 地震時の燃料プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

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，ゲートの許容応力は，その他の支持構造物を準用して評価する。

表 3-1 部材の許容応力

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

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

部材材料 :

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

なお，F 値は下記に示す (1) (2) (3) の最小値となる。

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

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

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

以上より，

表 3-1 の式で算出した部材の許容応力値を表 3-2 に示す。

表 3-2 部材の許容応力値

材 料	許容応力 (MPa)	
	曲 げ	せん断
□	□	□

5. 強度評価

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

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

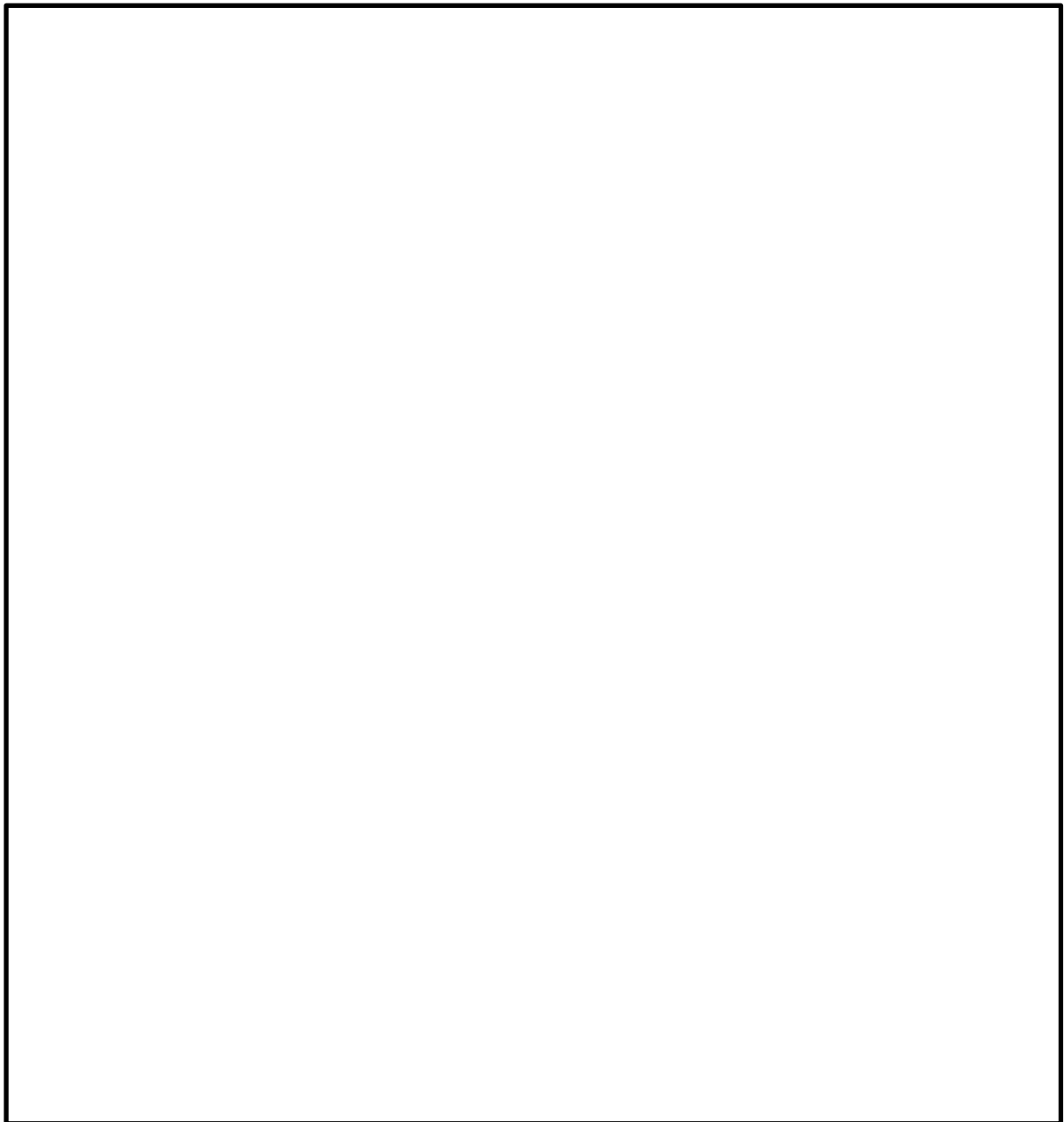


図 3-2 燃料プールゲートの評価モデル

(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。図 3-3 にビームの計算モデル図を示す。

荷 重	$W = P \cdot a$	
曲げモーメント	$M = \frac{Wl^2}{8}$	*
せん断力	$F = \frac{Wl}{2}$	*
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

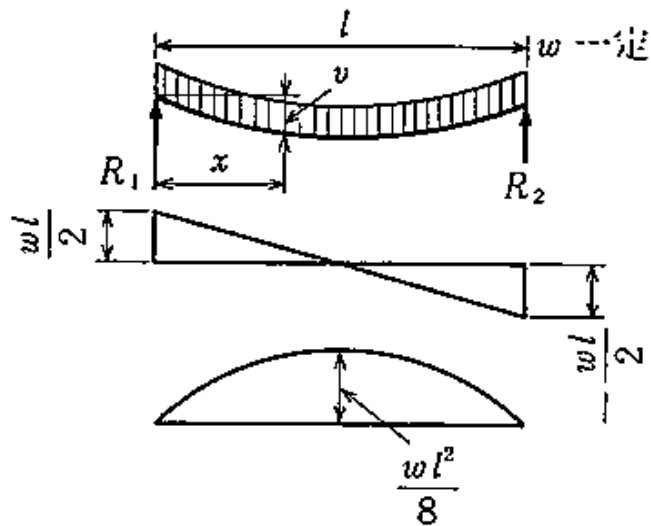


図3-3 ビームの計算モデル図*

注記 * : 機械工学便覧 A4編 材料力学

(2) プレーートの応力計算

プレートの応力は、4辺固定平板の等分布荷重の計算式より求める。

図3-4にプレートの計算モデル図を示す。

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

せん断応力 $\tau = \frac{PS}{2(a+b)h}$

ここで、

P : 圧力

h : プレート厚さ

a : プレート高さ

b : プレート幅

S : 荷重がかかる面積 ($a \times b$)

β_2 : 第3-4図で求めた応力係数

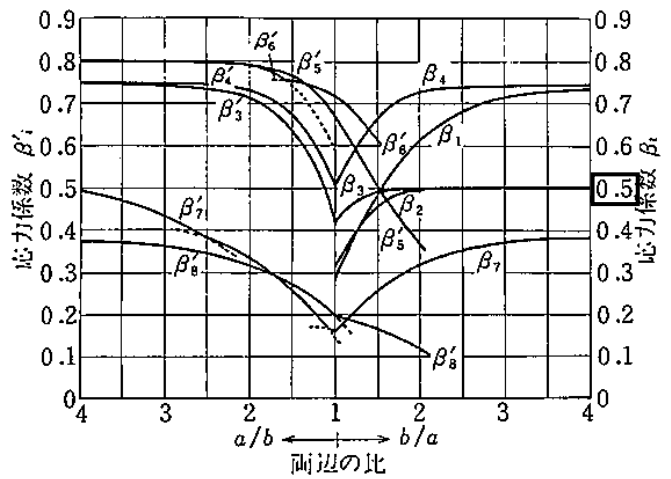
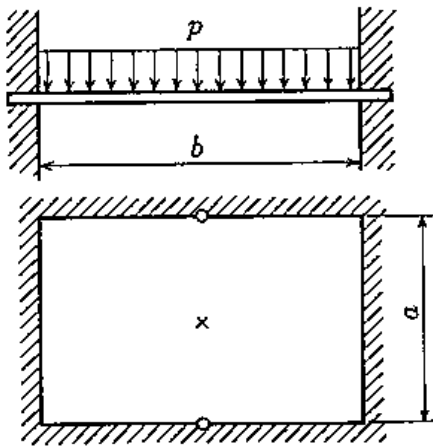


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

図3-4 プレーートの計算モデル図*

注記 * : 機械工学便覧 A4編 材料力学

6. 評価結果

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、燃料プールゲートに基準地震動 S_s 波に基づくスロッシング荷重を考慮した強度評価において、算出応力は許容応力以下となった。

表 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)
燃料プールゲート (大)	ビーム		曲げ		
			せん断		
	プレート		曲げ		
			せん断		

なお、パッキンについては図 3-5 に示すように過剰に潰れない構造としていることから、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、燃料プールに水がある 以下の状態での物性値低下はほとんど無い。

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



図 3-5 パッキン部詳細図

使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する

説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況	1
2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について	3
3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価	4
4. 燃料プール水位低下時の線量率と水位の計算結果について	5
5. 使用済燃料の線源強度の比較について	12

1. 燃料プールサイフォンブレイク配管の設置状況

燃料プール冷却系戻り配管及びサイフォンブレイク配管の概略図を図1-1及び図1-2に示す。また、サイフォンブレイク配管の設置場所を図1-3に示す。

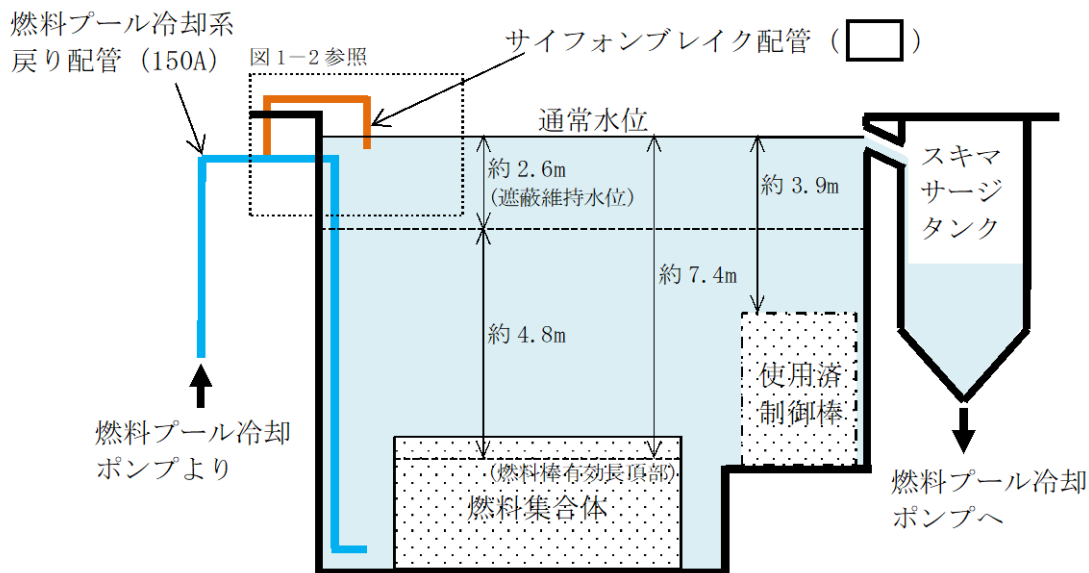


図 1-1 燃料プールに接続されている配管の概略図

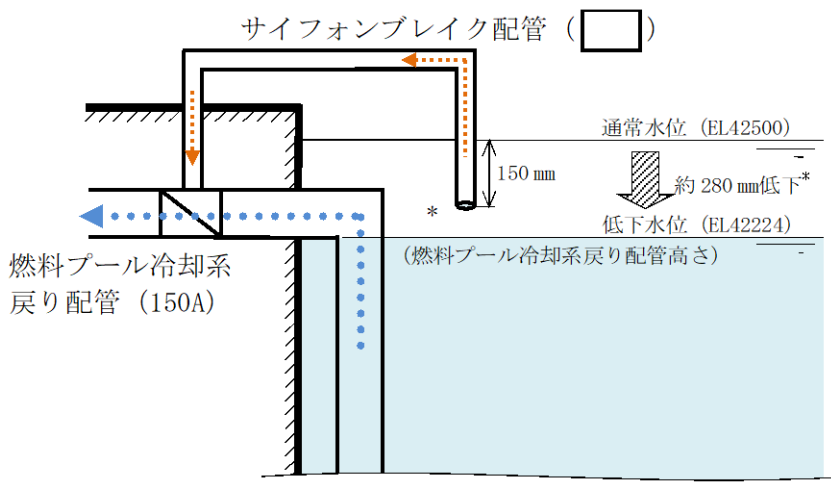


図 1-2 サイフォンブレイク配管設置概要図

注記* :サイフォンブレイク配管の開放端を燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端）より上方に設定することで、燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端）の位置（通常水位より下方 280mm）で流出は停止する。なお、水深の遮蔽評価では、これに保守性を持たせて通常水位より下方 350mm まで低下するものとして評価している。

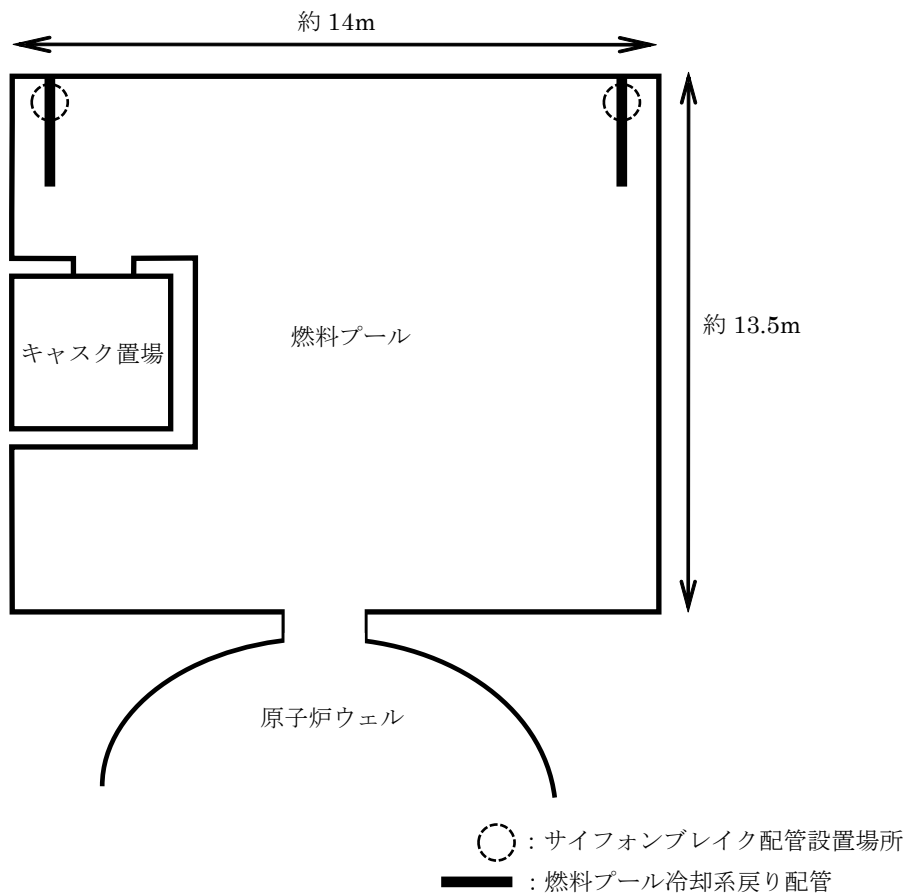


図1-3 サイフォンブレイク配管の設置場所

サイフォンブレイク配管の仕様

配管材質： SUS304TP

サイズ： □A

耐震性について

燃料プール冷却系戻り配管は耐震Sクラスで設計されており，図1-2に示すとおり，その配管上の逆止弁にサイフォンブレイク配管を接続する設計とするため耐震性に問題はない。

2. 燃料プールの巡視及びサイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

2.1 燃料プールの巡視について

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

2.2 サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。

3. 燃料プールサイフォンブレイク配管への重量物落下評価

燃料プール上部より落下等により燃料プールサイフォンブレイク配管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、燃料プールへ落下することはなく、サイフォンブレイク配管への影響はないことを確認している。

サイフォンブレイク配管への落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建物原子炉棟鉄骨梁、原子炉建物天井クレーン、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、ボルト固定または固縛による運用としている。

よって、落下物としてサイフォンブレイク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。

4. 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) 燃料プールの概略図について

燃料プールの概略図を図4-1に示す。

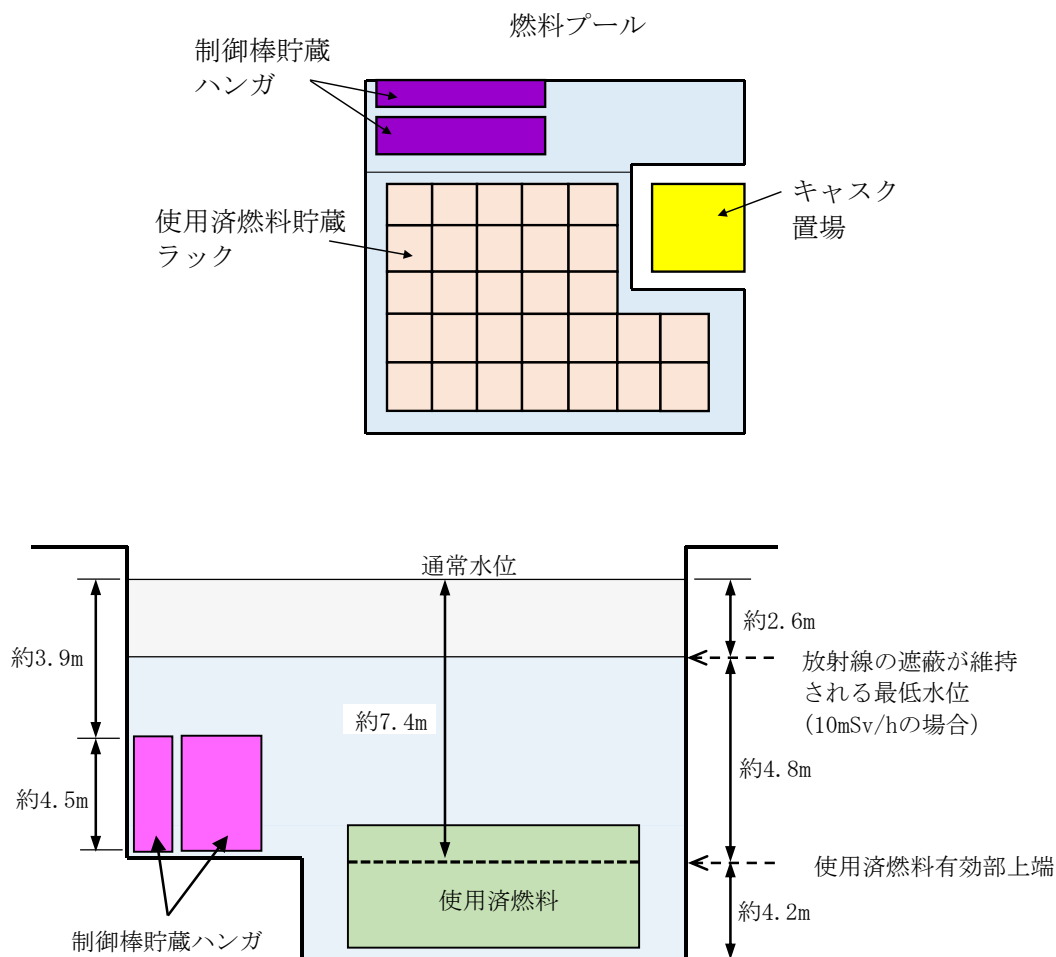
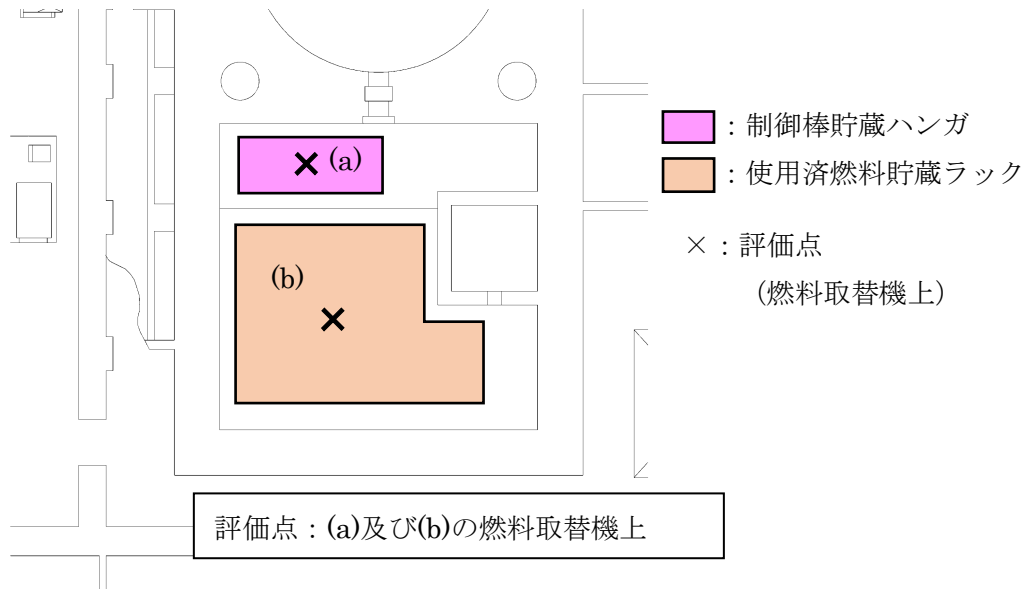


図4-1図 燃料プール概略図

(2) 評価点の設定について

線量率計算モデルの評価点は、通常時人が立入ることが可能であり、かつ線源に一番近づく可能性がある場所として燃料取替機上を想定している。

また、評価点は図4-2図及び図4-3に示すとおり線源との最短距離となる各線源の真上に置いている。使用済燃料及び制御棒貯蔵ハンガを線源とした場合の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、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。



(a)使用済制御棒から線量率評価点までの距離：約 6.7m

(b)使用済燃料有効部上端から線量率評価点までの距離：約 10.2m

図4-2 各線源と評価点の平面位置関係

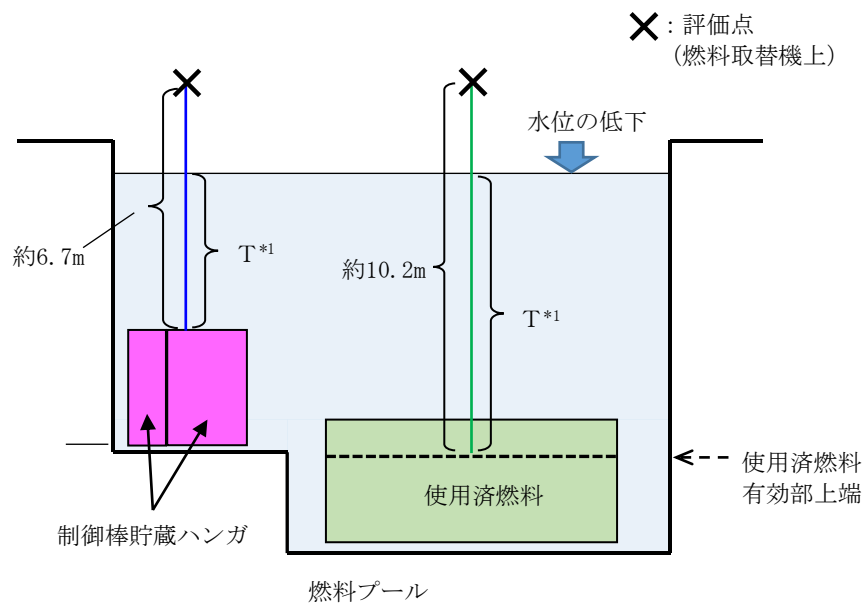


図4-3 線量率評価モデルの評価点の立面概要図

注記*1：パラメータTは、線源から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 $10.2\text{m} - T_m$ 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、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<60GWd/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へ格納されている。評価では、制御棒貯蔵ハンガの構造材を含めた使用済制御棒格納箇所を直方体の線源としてモデル化している（図4-4）。

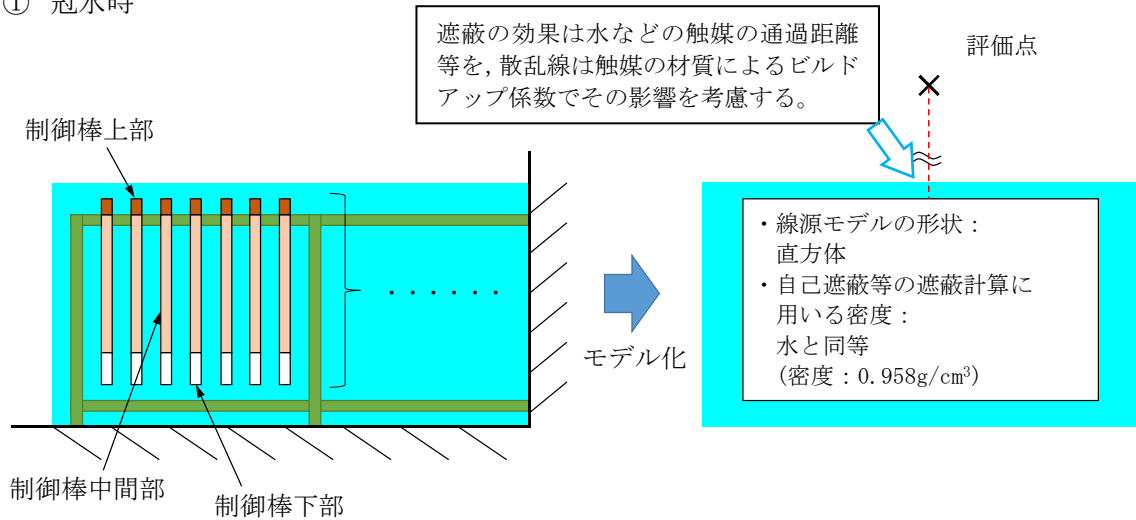
遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

これらは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（図4-5）。また、図4-6に、使用済燃料及び使用済制御棒それぞれの線量率と水位の関係を示す。

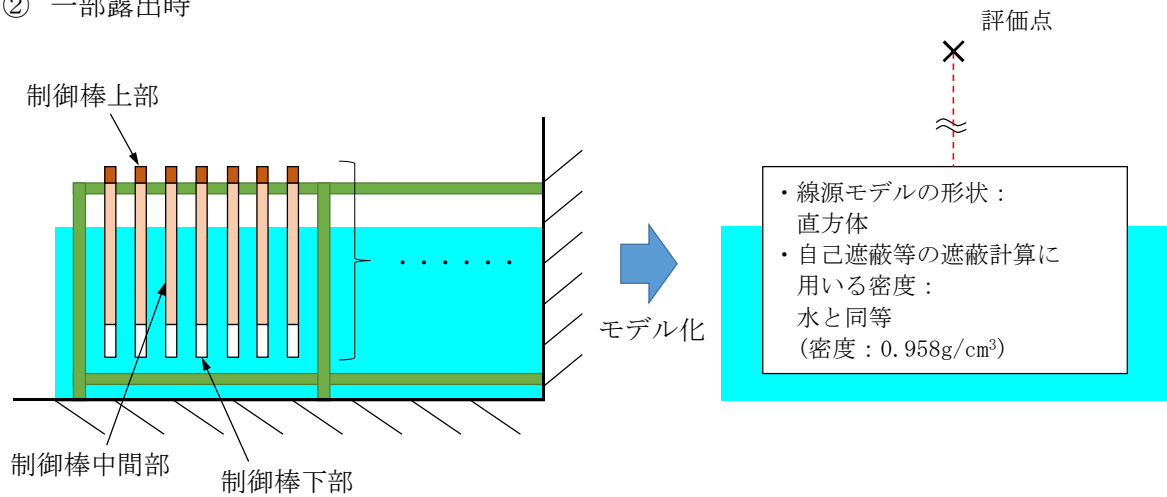
① 冠水時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（冠水時）

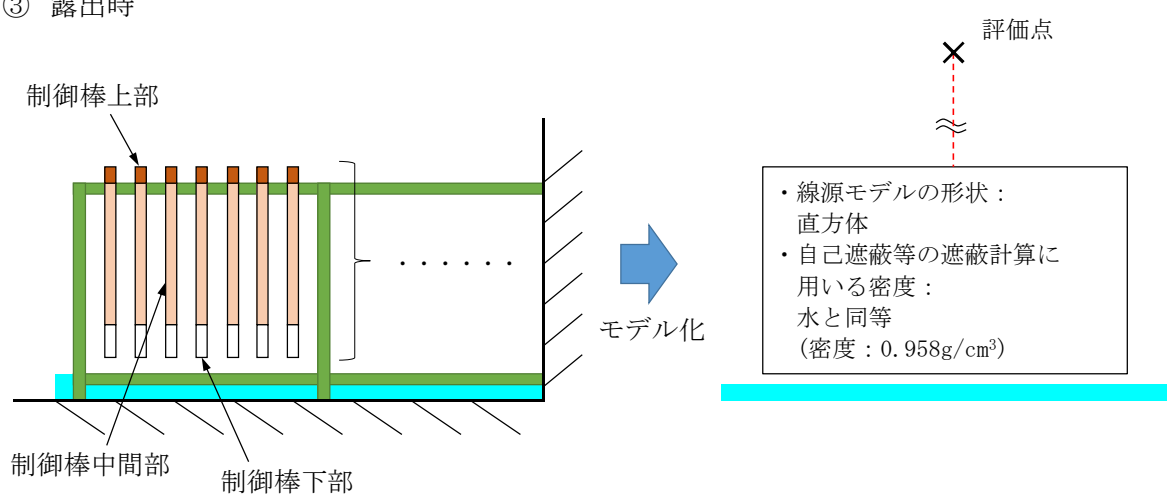
② 一部露出時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（一部露出時）

③ 露出時



使用済制御棒の側面図

制御棒の線源モデル（露出時）

図4-4 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

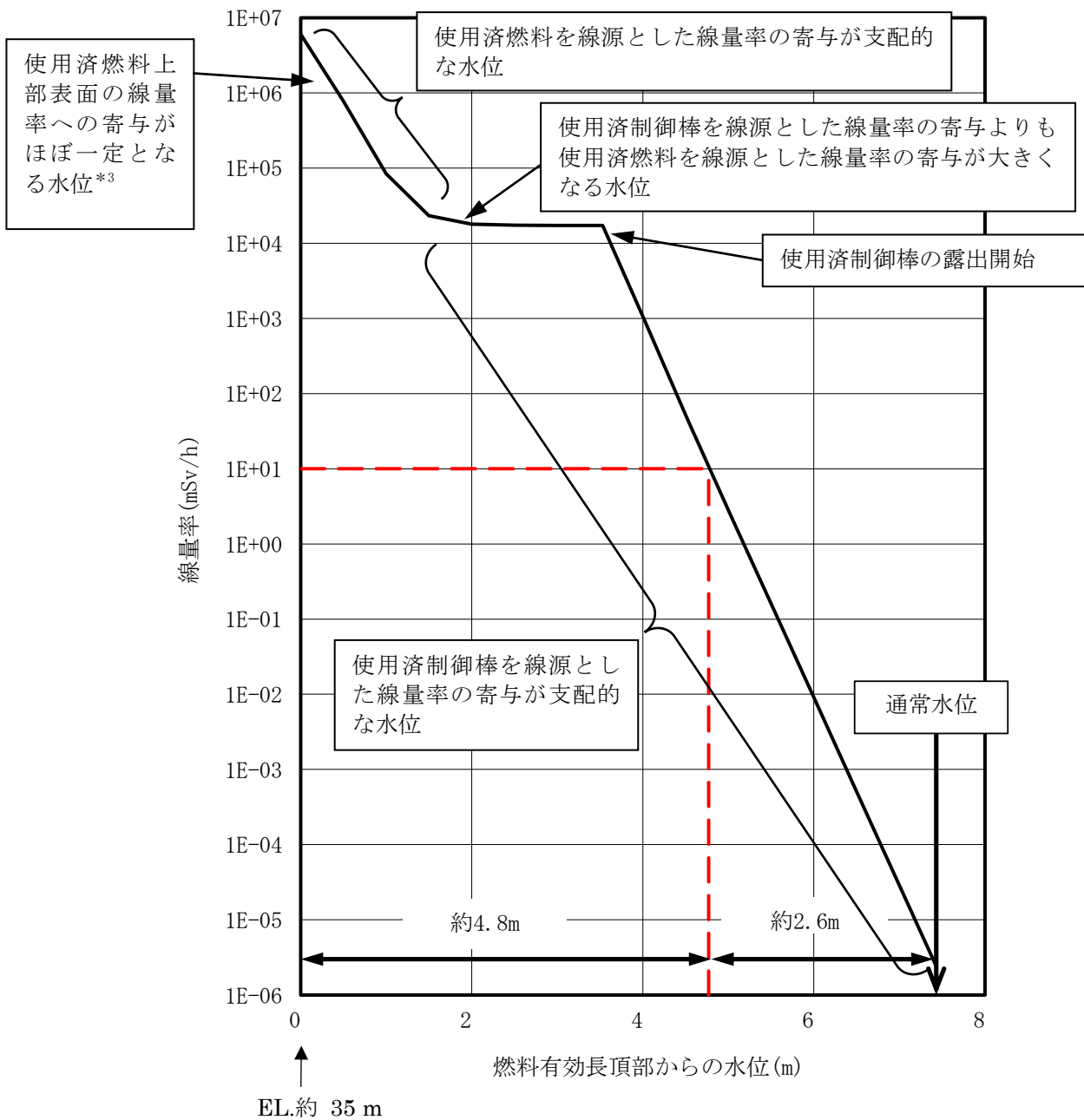


図4-5 燃料プールの線量率と水位の関係

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

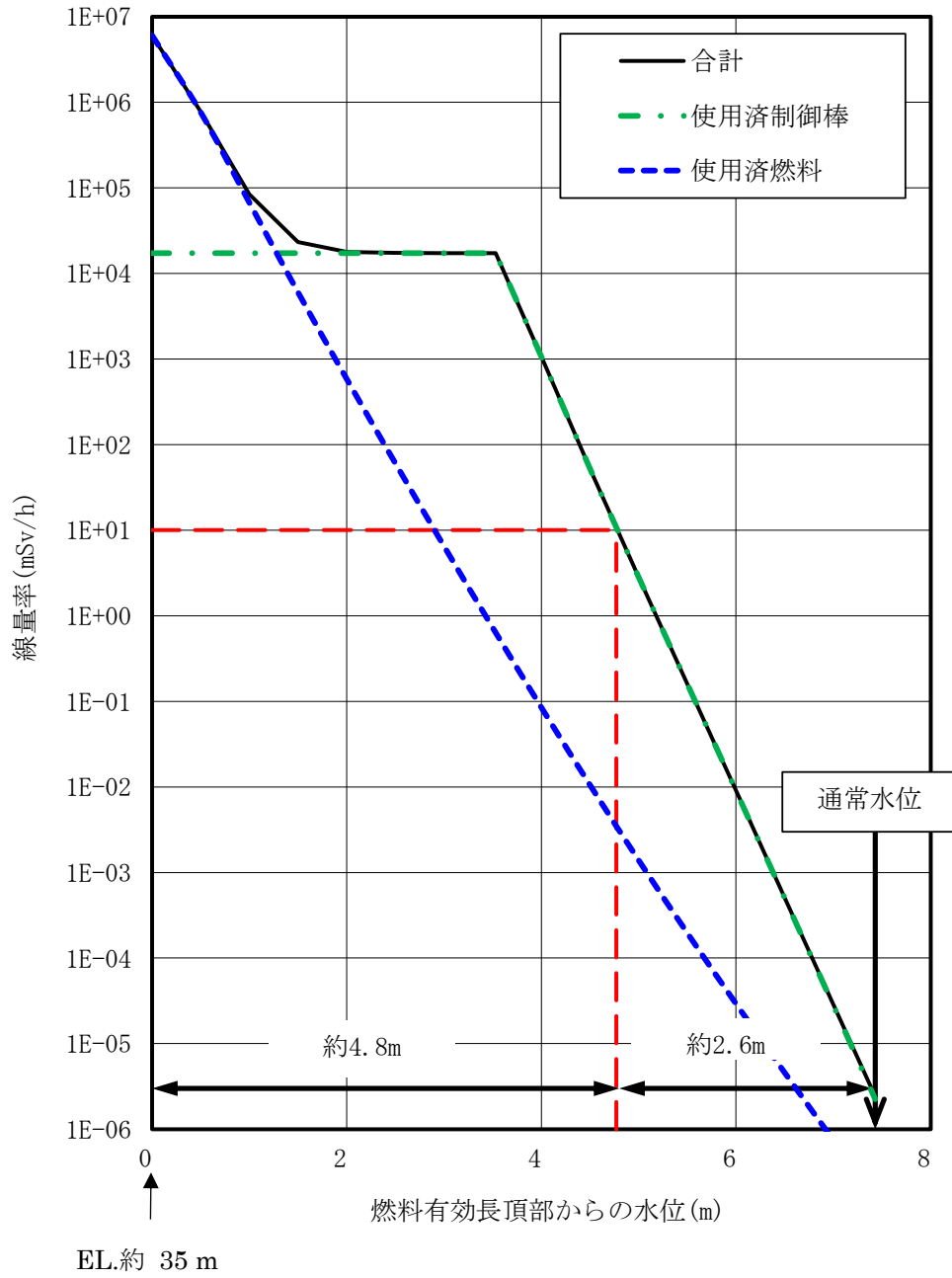


図4-6 使用済燃料及び使用済制御棒の線量率と水位の関係

- (6) 使用済燃料及び使用済制御棒以外で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

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、使用済フィルタ等が保管されているが、いずれも使用済燃料と比較して表面における線量率は十分に低い。更に、炉内計装品及び使用済フィルタ等はプール底部に保管されており水による遮蔽効果も見込めることから、評価結果に影響を与えない。

5. 使用済燃料の線源強度の比較について

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、燃料プールに使用済燃料集合体が全量（3518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上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

線源強度は表5-1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 (5.1) 式により単位体積あたりの線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) に変換し、線量率計算用の入力値とする。

$$\begin{aligned} \text{線源強度} (\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) &= \text{文献記載値} (\text{MeV} / (\text{W} \cdot \text{s})) \\ &\quad \times \text{燃料集合体あたりの熱出力} (\text{W}/\text{体}) \\ &\quad / [\text{各群のエネルギー} (\text{MeV}) \times \text{燃料集合体体積} (\text{cm}^3/\text{体})] \\ &\quad \dots \dots \dots (5.1) \end{aligned}$$

ここで、

- 照射期間 : 10^6 時間*2
- 冷却期間 : 10日*3
- 燃料集合体1体あたりの熱出力 : 4.4MW
- 燃料集合体体積 : $7.1 \times 10^4 \text{cm}^3$

表5-1 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 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	7.0×10^9	4.3×10^{11}
2	2.0	2.4×10^9	7.3×10^{10}
3	3.0	6.0×10^7	1.2×10^9
4	4.0	1.7×10^6	2.6×10^7

b. 線量評価結果

文献値による線源強度計算結果を基に、燃料プールの水位が通常水位から1m低下した際の線量率を評価した結果は、約 $5.9 \times 10^{-6} \text{mSv/h}$ 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、計算結果を表5-2に示す。

照射期間 : 5.24×10^4 時間 (取替燃料の最高燃焼度55GWd/t相当)
冷却期間 : 10日*3
燃料仕様 : STEPⅢ燃料

表5-2 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	3.4×10^{11}
0.025	7.7×10^{10}
0.0375	8.8×10^{10}
0.0575	5.8×10^{10}
0.085	6.9×10^{10}
0.125	1.2×10^{11}
0.225	7.2×10^{10}
0.375	5.8×10^{10}
0.575	2.2×10^{11}
0.85	2.3×10^{11}
1.25	2.0×10^{10}
1.75	6.3×10^{10}
2.25	4.6×10^9
2.75	2.3×10^9
3.5	2.0×10^7
5.0	2.5×10^2
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、燃料プールの水位が通常水位から1m低下した際の線量率を評価した結果は、約 2.6×10^{-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表5-3に示す。文献値による線量率評価では、使用済燃料の照射期間として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*2（約114年）を設定しており、保守的な結果となる。

表5-3 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 5.9×10^{-6}	約 2.6×10^{-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²³⁵U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。