

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-007 改 11
提出年月日	2020年8月26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）

2020年8月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料 (内容)	備考
1	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書		
2	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書		
3	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書		
4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性 2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について 3. スプレイ設備に係る安全性向上対応 4. 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却時の系統概要図 別添 1 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価 別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価 別添 3 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価	今回提出範囲
5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書		

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

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

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	SA	54-6	容量設定根拠	小規模漏えい時の注水量及び大規模漏えい時のスプレイ量を引用
	有効性評価	4.1 4.2	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・ 想定事故 1 ・ 想定事故 2	小規模漏えい時の注水量を引用
		添付資料 1.5.3	使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (想定事故 1 及び 2) の有効性評価における共通評価条件について	評価に用いる崩壊熱を引用
		添付資料 4.1.1	使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について	評価に用いる崩壊熱, 蒸発量を引用

使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

に係る補足説明資料

目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出し期間（10日）及び停止期間（70日）の妥当性 ..	1-1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	2-1
3. スプレイ設備に係る安全性向上対応	3-1
4. 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却時の系統概要図	4-1
別添 1 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価	別 1-1
別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価	別 2-1
別添 3 使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価.....	別 3-1

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

(1) 燃料取出し期間（10日）の妥当性

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

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

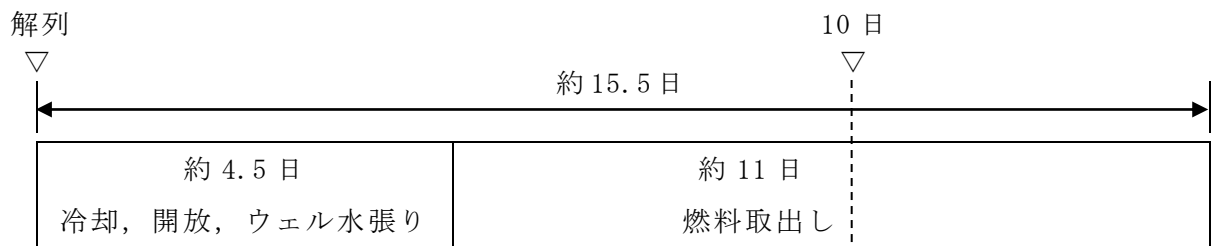


図1-1 定期検査主要工程

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

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

(2) 停止期間（70日）の妥当性

a. 7号機の停止期間の実績

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

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

表1-2 過去の定期検査での停止期間（実績）

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

b. 6, 7号機の停止期間の実績及び平均日数

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

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

表1-3 過去の定期検査での停止期間（実績）及び平均日数

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

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

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

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

2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について

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

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

注記 *1：制御棒による発熱量は下式により算出した。

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

ここで制御棒放射能は添付書類「V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」で示すガンマ線の線源強度に基づき算出している。なお、主要な放射性核種が ^{181}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. スプレー設備に係る安全性向上対応

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

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

10CFR50.54(hh)(2)

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

(i) Fire fighting;

(ii) Operations to mitigate fuel damage; and

(iii) Action to minimize radiological release.

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

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

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

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

以上を踏まえ、更なる安全性向上を目的に、以下の対応を実施する。

(1) 使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

可搬型スプレイヘッダは、使用済燃料貯蔵プール近傍へ設置し、約 48m³/h の流量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEI ガイド要求（約 45.4m³/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 1-1 に、使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッダの設置位置とスプレイ分布を別添 1 の図 1-2 に示す。

NEI ガイド要求を上回るスプレイ量（約 48m³/h）を確保することにより、使用済燃料貯蔵プールに対し蒸発量（約 19m³/h）を上回るスプレイ量（使用済燃料貯蔵プール南側からスプレイする場合：約 ，北側からスプレイする場合：約 ）が確保できると評価できる（可搬型スプレイヘッダのスプレイ試験については別添 1 参照）。

常設スプレイヘッダは、使用済燃料貯蔵プール近傍へ設置し、約 132～147m³/h の流量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイできる設計とすることから、NEI ガイド要求（約 45.4m³/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使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ分布を別添 1 の図 1-6 に示す。

スプレイ試験に基づく、別添 1 の図 1-6 と図 1-2 の比較より、常設スプレイヘッダを使用した場合、可搬型スプレイヘッダを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量が確保できることから、可搬型スプレイヘッダを使用した場合と同様に蒸発量（約 19m³/h）を上回るスプレイ量が確保できると評価できる（常設スプレイヘッダのスプレイ試験については別添 1 参照）。

(2) 冷却効果を向上させるための対応

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

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

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

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

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

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

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

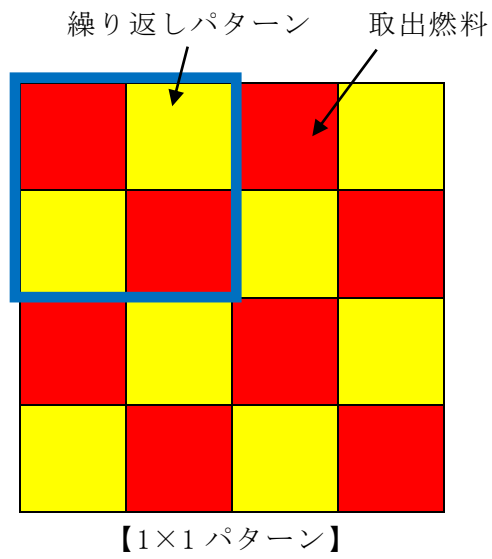


図 3-1 分散配置パターンの例

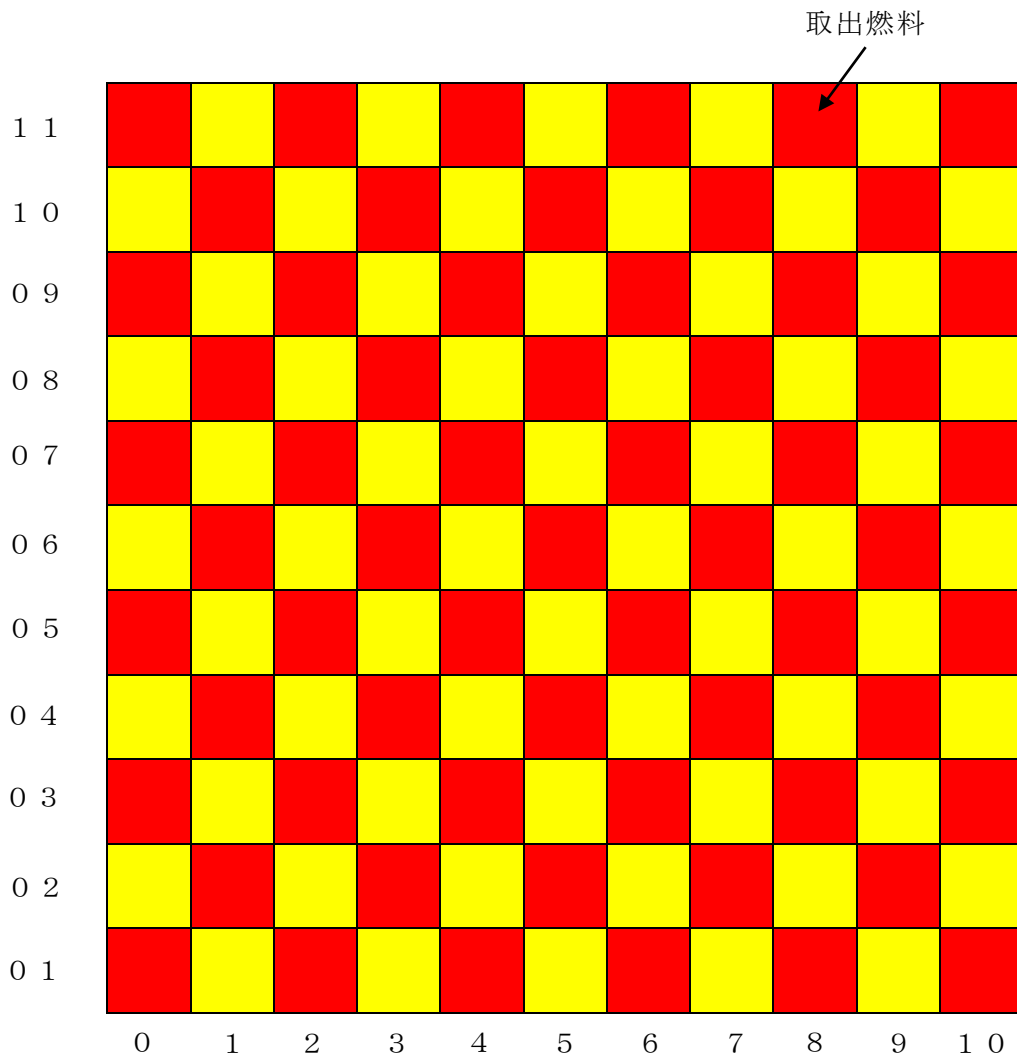


図 3-2 取出燃料を 121 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

4. 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却時の系統概要図
 V-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、代替原子炉補機冷却系の系統概要図を図 4-1 及び図 4-2 に示す。

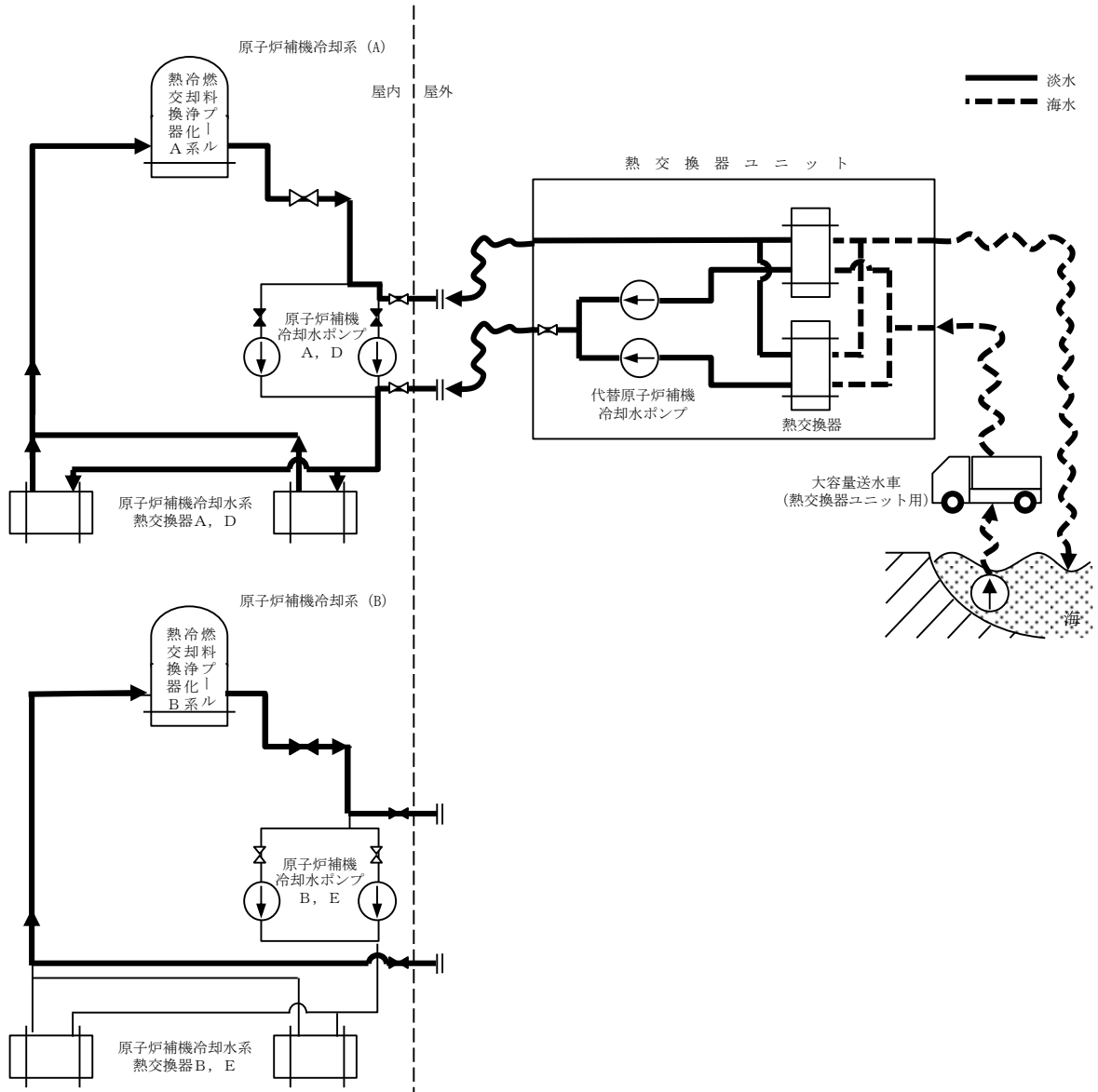


図 4-1 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系
 熱交換器冷却時の系統概要図
 (熱交換器ユニット P27-D2000, P27-D3000, P27-D4000 を使用する場合)

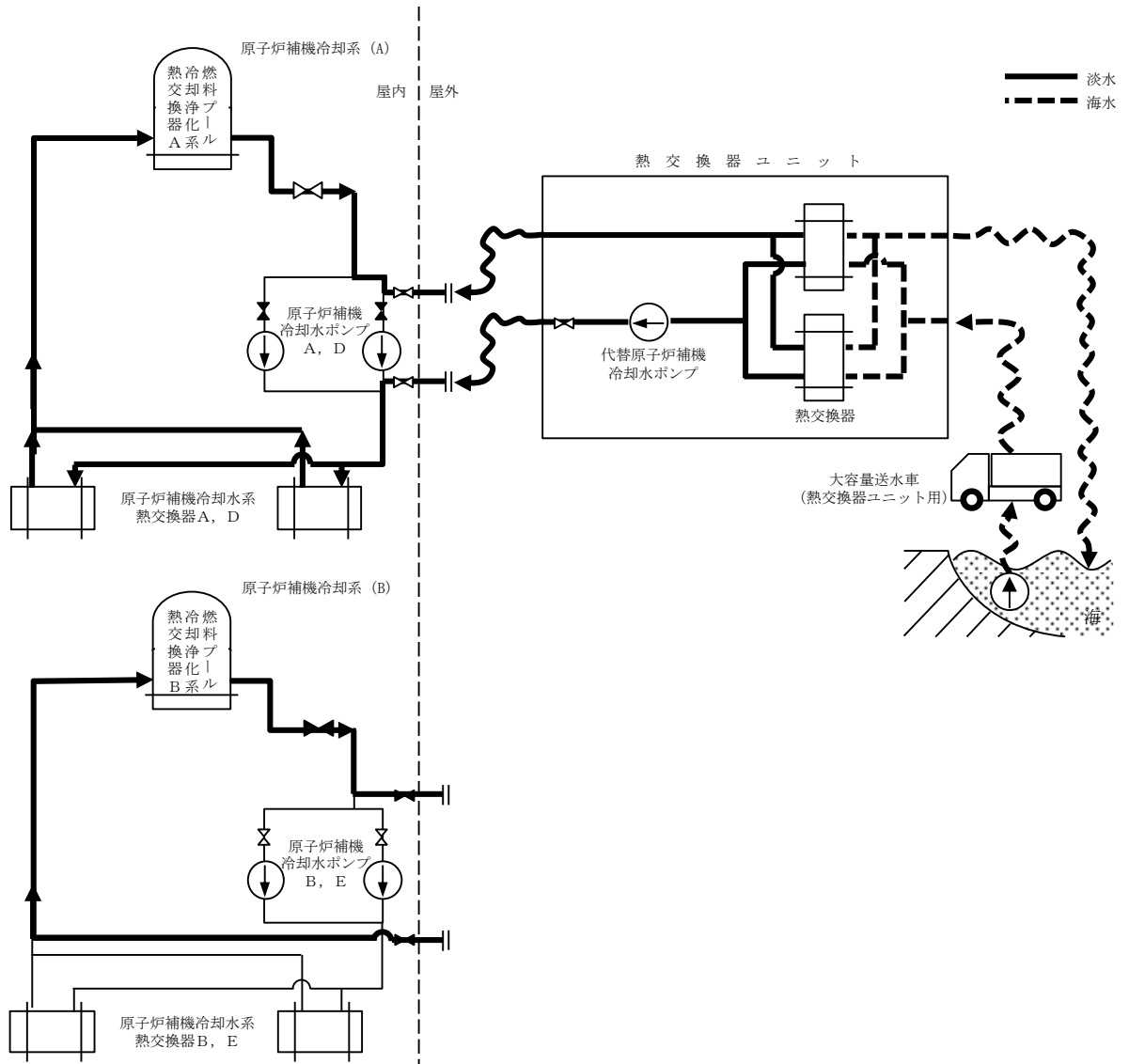


図 4-2 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系
熱交換器冷却時の系統概要図
(熱交換器ユニット P27-D1000, P27-D5000 を使用する場合)

使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価

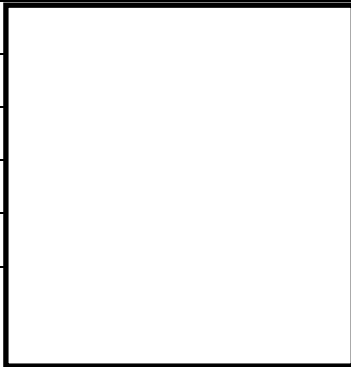
柏崎刈羽原子力発電所第7号機で採用する可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機でのスプレイヘッドの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

1. 可搬型スプレイヘッド

(1) スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

a. スプレイ試験条件

表 1-1 スプレイ試験条件

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

b. スプレイ試験結果

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

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



図 1-1 スプレイ前の状況



図 1-2 スプレイ状態の試験状況



図 1-3 スpray 分布

(2) 使用済燃料貯蔵プールへの Spray 量の評価

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

図 1-4 に、 Spray 分布と使用済燃料貯蔵プールとの位置関係を示す。

Spray 試験では、等間隔に配置した容器で Spray 量が計量されているが、このうち使用済燃料貯蔵プールの使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域に含まれる容器は、使用済燃料貯蔵プールの南側から Spray する場合は 34 個、北側から Spray する場合は 38 個あり、南側から Spray する場合は平均 、北側から Spray する場合は平均 の Spray 量があった。この値から使用済燃料貯蔵ラック周囲の領域の面積 (119.9m²) に相当する Spray 量を求めたところ、南側から Spray する場合は約 、北側から Spray する場合は約 と評価される。

【算出方法】

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

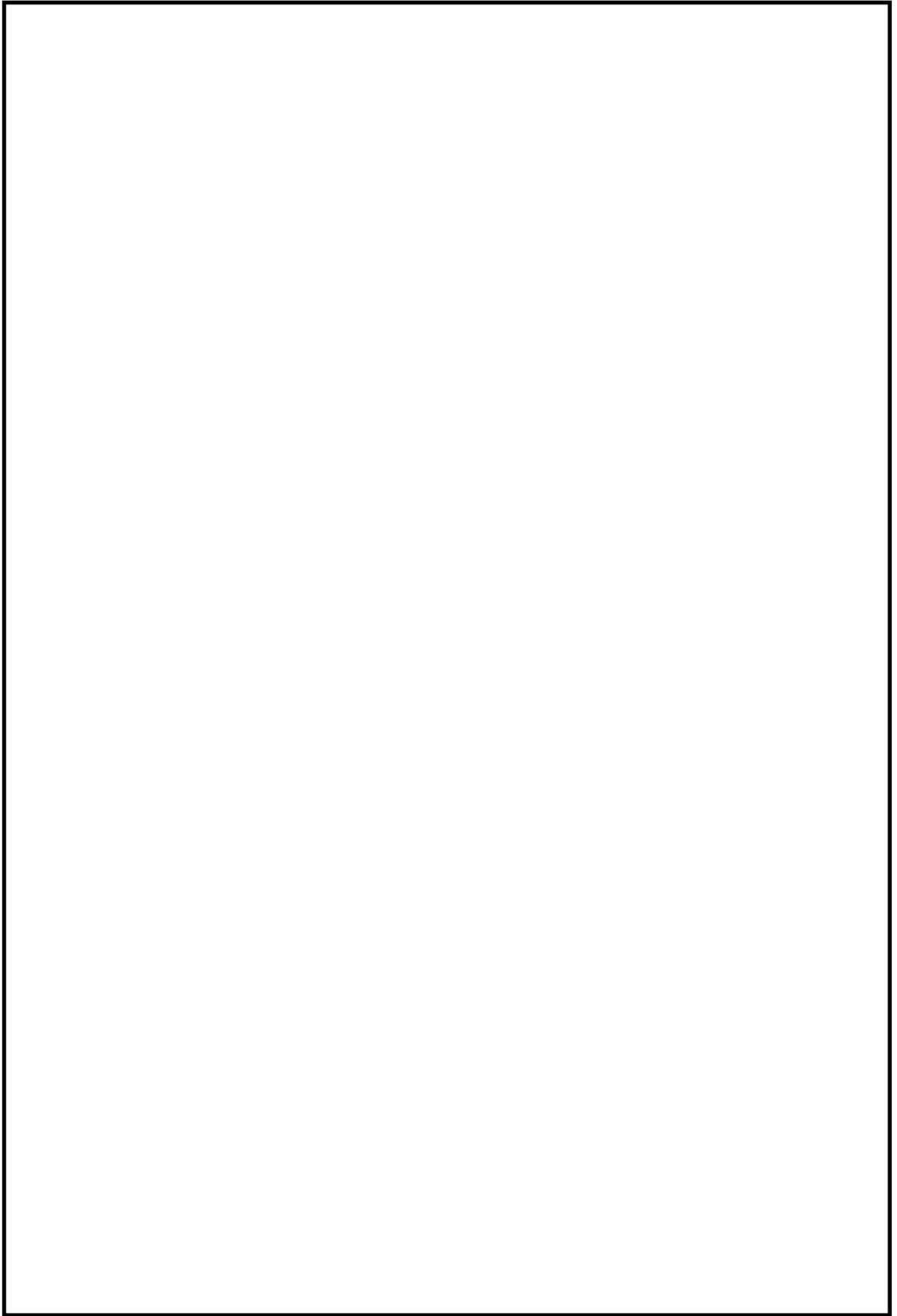


図 1-4 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの
設置位置とスプレイ分布

別 1-4

2. 常設スプレイヘッダ

(1) 設計条件

a. 使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の配置

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

b. 使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却期間

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

c. 必要スプレイ流量

(a) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

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

(b) 必要スプレイ流量

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

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

(2) 使用済燃料貯蔵プール内の崩壊熱量

a. 評価条件

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

b. 評価結果

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

- ・高温燃料域：
- ・低温燃料域：

(3) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

a. 評価方法

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

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

b. 評価条件

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

c. 評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[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 体当りの最大崩壊熱[kW/体]

Q_L : 低温燃料の 1 体当りの最大崩壊熱[kW/体]

H_{sh} : 水の顕熱 (40℃～100℃) [kJ/kg]

H_{lh} : 飽和水の蒸発潜熱[kJ/kg]

m : 水の比容積[m³/kg]

A_{ch} : チャンネルボックス 1 本当りの面積[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)	<input type="text"/>
低温燃料域 (1 サイクル冷却後)	<input type="text"/>

(4) 必要スプレイ流量

a. 測定方法

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

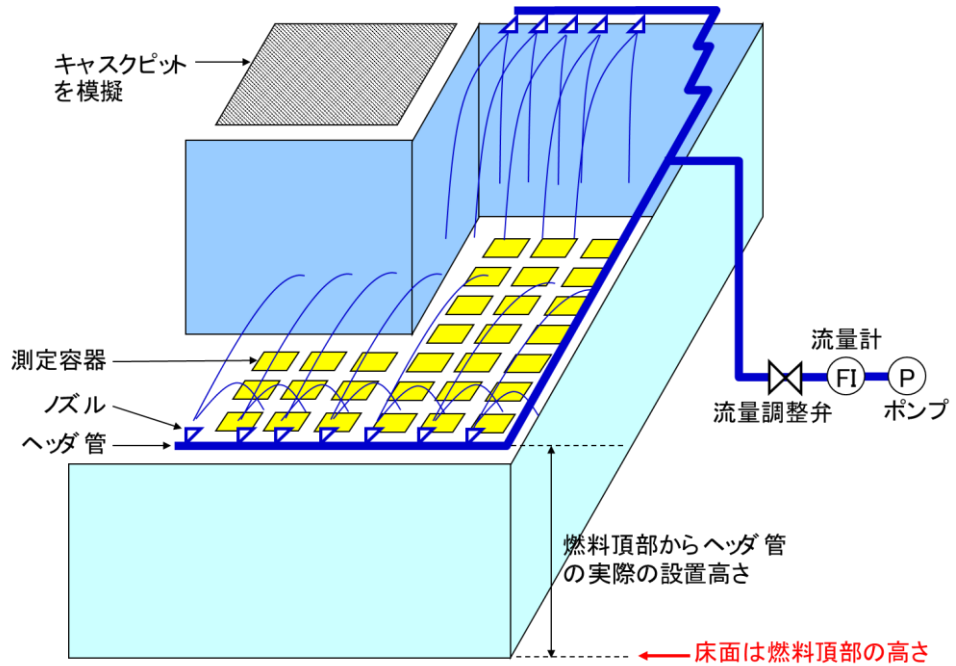


図1-5 試験設備概要図

b. 測定条件

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

c. 判定基準

表1-3 スプレイ実証試験の判定基準

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

d. 測定結果

(a) スプレイ状態の確認

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

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



図1-6 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m³/h）



図1-7 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m³/h）

(b) 必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を表 1-4 に示す。

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

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

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m³/h)

表 1-4 スプレイ実証試験結果

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



図 1-8 使用済燃料貯蔵プールのスプレイ時のスプレイ分布

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概要

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

スプレイ水は、燃料等との接触により、燃料集合体周りに水蒸気を発生させ、燃料から水蒸気への輻射及び水蒸気の対流による冷却も可能である。

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

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

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

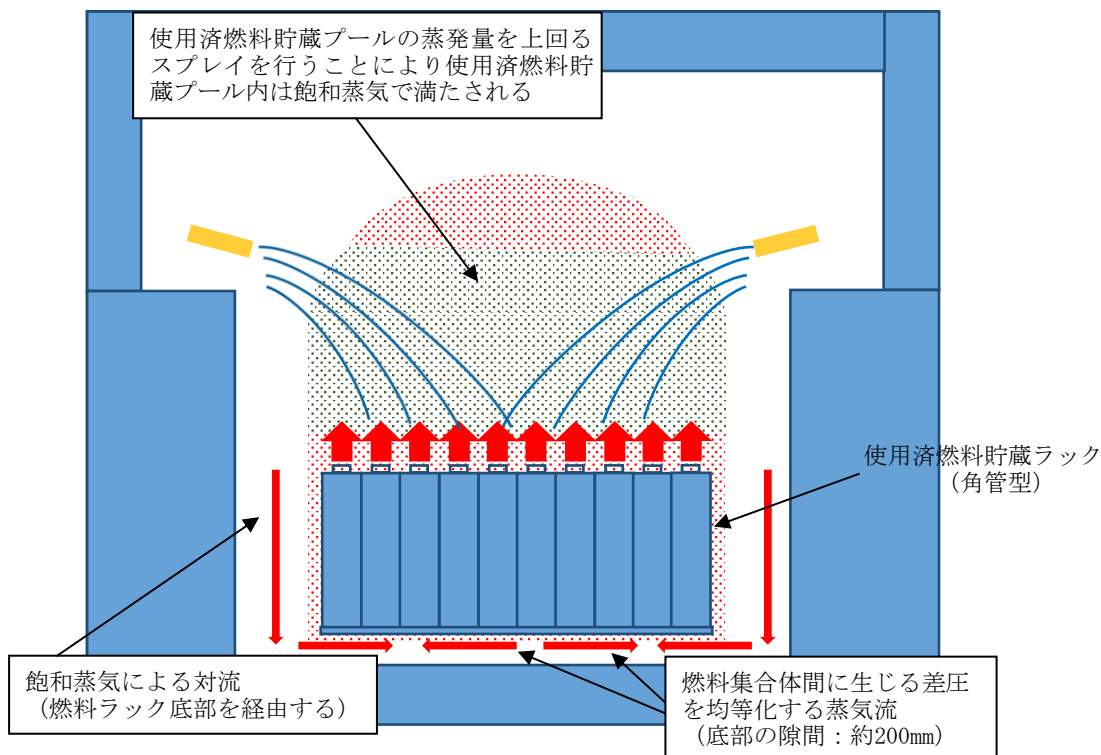


図2-1 スプレイによる水蒸気の流れ

2. 評価条件

- ・放熱面積 : 取出燃料の燃料被覆管表面積 (約9.20 m²) 1 体
- ・崩壊熱 : 取出燃料 (約10.7 kW) 1 体
- ・使用済燃料貯蔵プール雰囲気 : 100 °Cの飽和蒸気
- ・放熱手段 : 対流及び輻射

3. 評価方法

(1) 放熱面積A (約9.20 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 (1.12×10⁻² m)
- N_{rod} : 燃料集合体あたりの長尺燃料棒数 (66 本)
- N_{rod'} : 燃料集合体あたりの短尺燃料棒数 (8 本)
- L : 長尺燃料棒有効長さ (3.71 m)
- L' : 短尺燃料棒有効長さ (2.16 m)
- N_{fa1} : 燃料集合体数 (1 体)

(2) 崩壊熱B (約10.7kW)

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

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

ここで,

- Dh : 定検検査時取出燃料の崩壊熱 (9.34×10⁶ W [9×9 (A型) 燃料])
- N_{fa2} : 燃料集合体数 (872 体 : 定検検査時取出燃料体数 [9×9 (A型) 燃料])

(3) 対流及び輻射による放熱C, D (C+D=崩壊熱B)

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

(対流) C

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

(輻射) D

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

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

TA : 雰囲気温度 (100 °C)

(スプレイ水が崩壊熱による蒸発量を上回ることから熱平衡状態を仮定)

h : 対流熱伝達率 (9.23 W/m²・K)

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

f : 輻射率 (0.675)

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

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

T₀ : 絶対温度への換算値 (273.15)

F₁₂ : 形態係数 (1)

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

4. 評価結果

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

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

注記 *1 : 伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会 2009)

*2 : NUREG/CR-0497

使用済燃料貯蔵プールゲートのスロッシングに対する評価

1. 概要

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

2. 評価対象機器

使用済燃料貯蔵プールゲート (大)

3. 評価方法

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

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

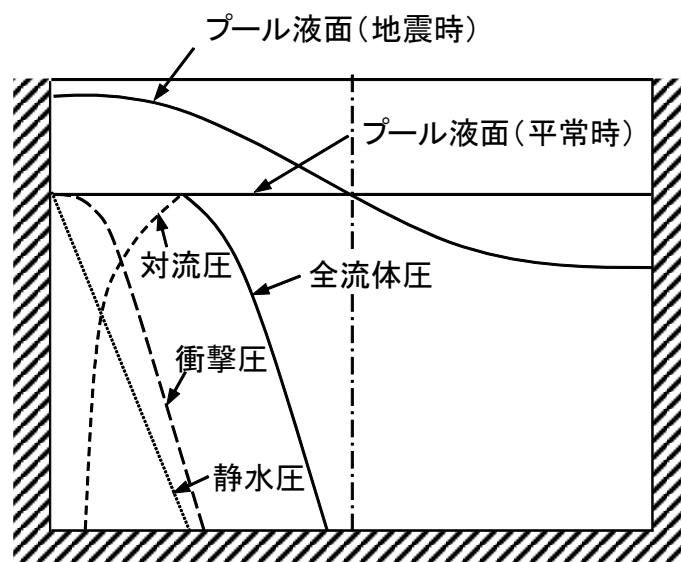


図 3-1 地震時の使用済燃料貯蔵プール側壁の圧力分布形状

4. 部材の許容応力

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

表 3-1 部材の許容応力

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

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

部材材料 :

評価温度 :

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

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

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

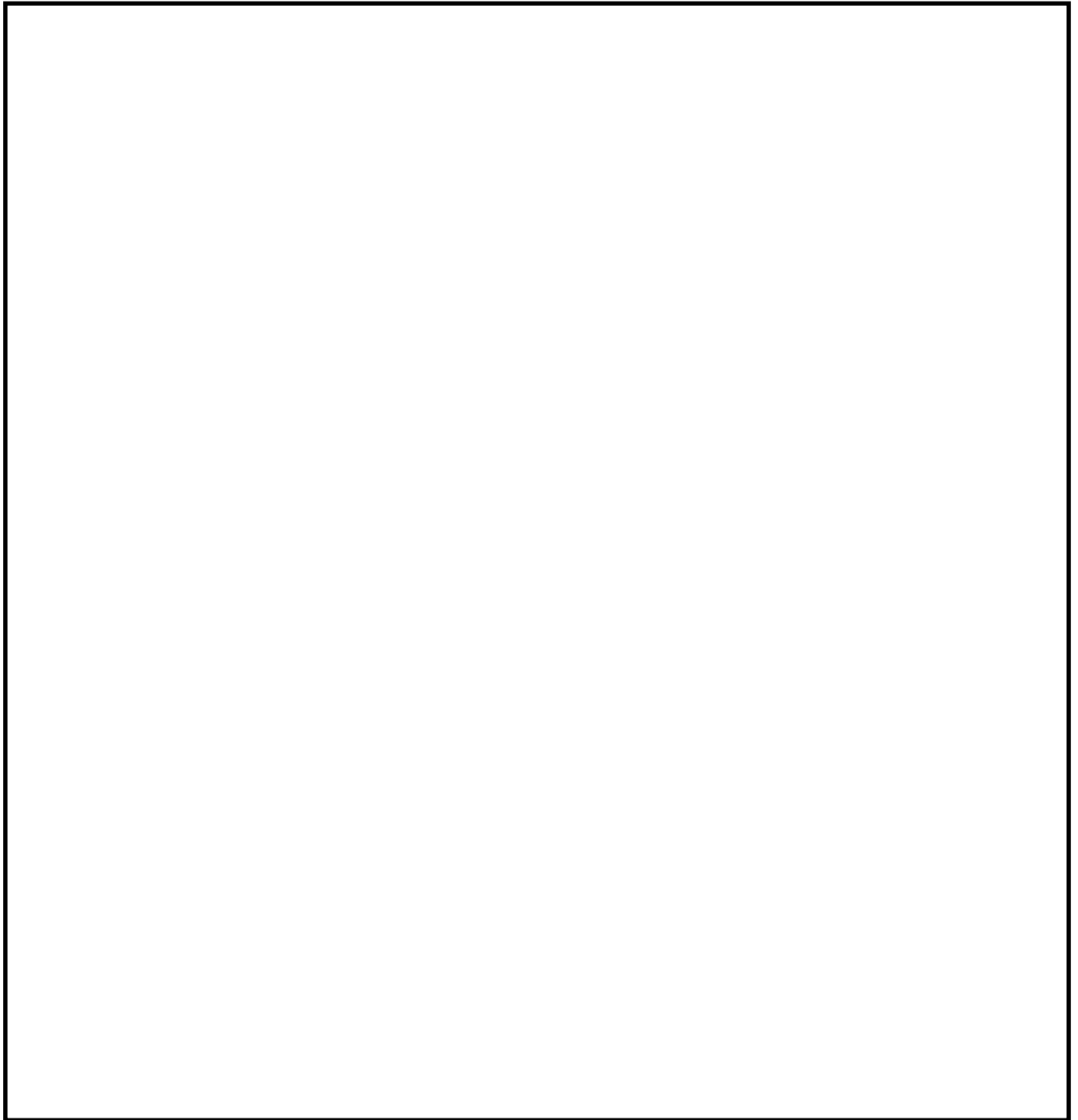


図 3-2 使用済燃料貯蔵プールゲートの評価モデル

(1) ビームの応力計算

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

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

ここで、

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

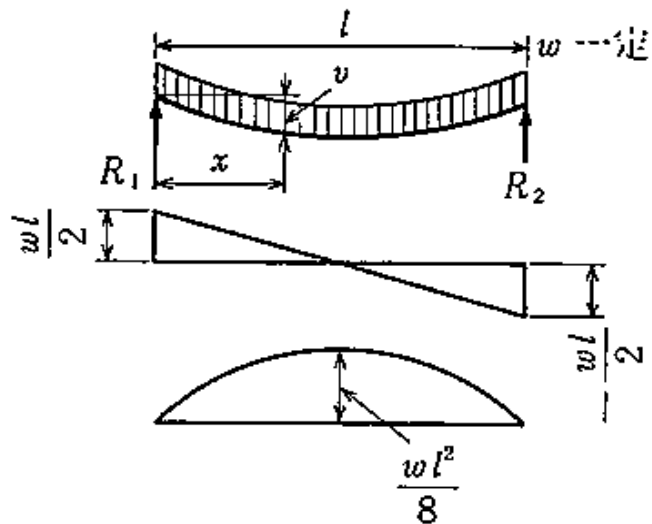


図3-3 ビームの計算モデル図*1

注記*1 : 機械工学便覧 A4編 材料力学

(2) プレーートの応力計算

プレートの応力は、4辺固定平板の等分布荷重の計算式より求める。

図3-4にプレートの計算モデル図を示す。

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

せん断応力 $\tau = \frac{PS}{2(a+b)h}$

ここで、

P : 圧力

h : プレート厚さ

a : プレート高さ

b : プレート幅

S : 荷重がかかる面積($a \times b$)

β_2 : 図3-4で求めた応力係数

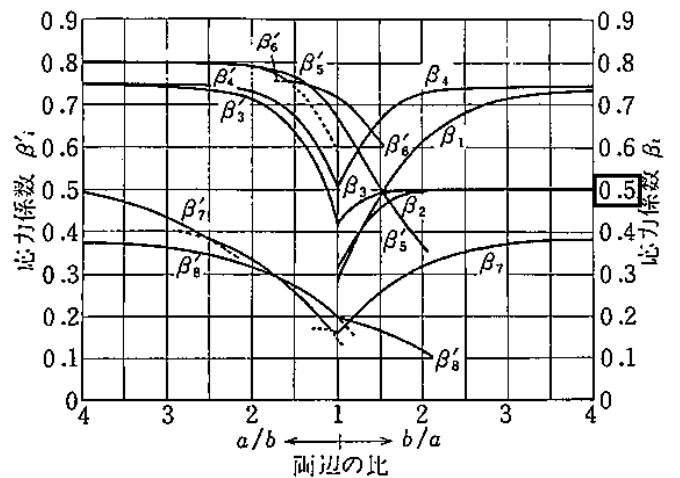
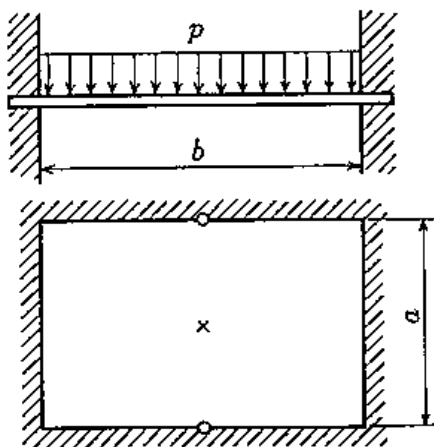


図 91 長方形板の最大応力の係数 β_i, β'_i

図3-4 プレーートの計算モデル図*1

注記*1 : 機械工学便覧 A4編 材料力学

6. 評価結果

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

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

表 3-3 各部材の最大応力

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

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

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

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

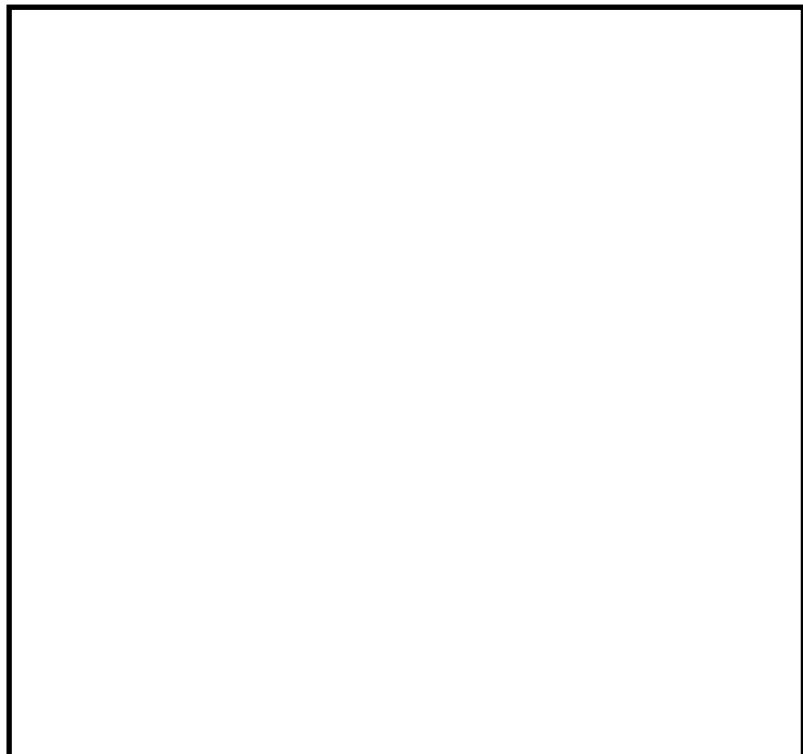


図3-5 パッキン部詳細図