

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-03-0320-4_改0
提出年月日	2021年1月19日

補足-320-4【使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する補足説明資料】

2021年1月

東北電力株式会社

目 次

1. 評価条件のうち、燃料取出期間（10日）及び停止期間（57日）の妥当性	補足-320-4-1
2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について	補足-320-4-3
3. 可搬型スプレイ設備に係る安全性向上対応	補足-320-4-4
別添 1 使用済燃料プールへのスプレイ量の評価	補足-320-4-別 1-1
別添 2 取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価	補足-320-4-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	補足-320-4-別 3-1

1. 評価条件のうち、燃料取出期間（10日）及び停止期間（57日）の妥当性

(1) 燃料取出期間（10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10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。

- ・10日は、定期検査主要工程表における約12日間と比較し保守的な設定となっている（図1-1参照）。
- ・全燃料取出しを行った至近3回の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 施設定期検査主要工程表

表1-1 全燃料取出しを行った至近の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
第9回	約16.7日
第10回	約10.6日
第11回	約11.2日

(2) 停止期間（57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、停止期間は57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2号機の定期検査実績および停止日数の平均と比較しても保守的な設定である。
(表1-2参照)

表1-2 至近3回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
第9回	112日
第10回	186日
第11回	126日*
停止日数の平均	約141日

*保守的に2011年3月11日（起動中に自動停止）とする。

なお、女川1号の停止期間は70日としているが、2018年12月21日に運転を終了していることから保守的な設定である。

崩壊熱評価で得られた値から求められる使用済燃料プール水の蒸発量に対して、燃料プール代替注水系又は燃料プールスプレイ系により使用済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り、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 6.7 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。

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

ここで制御棒放射能は添付書類「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 ^{60}Co ， ^{58}Co 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。

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) Actions 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。
- ・使用済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、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

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 $126\text{m}^3/\text{h}$ 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 $9.7\text{m}^3/\text{h}$ ）及び NEI ガイド要求（約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）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 及び図 1-2 に、使用済燃料プールにおける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 2-1～図 2-3 及び図 3-1～図 3-3 に示す。

スプレイ試験に基づくと、蒸発量（約 $9.7\text{m}^3/\text{h}$ ）及び NEI ガイド要求（約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回るスプレイ量（約 $126\text{m}^3/\text{h}$ ）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。

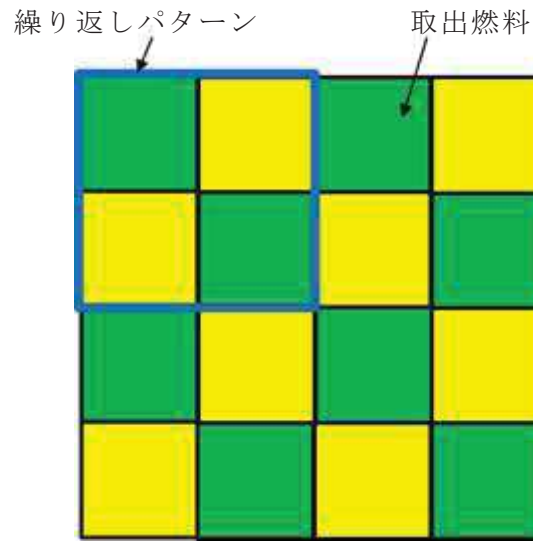
これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水との直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

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 $100\text{ }^\circ\text{C}$ 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、 $200\text{ }^\circ\text{C}$ 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（ $900\text{ }^\circ\text{C}$ 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、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サイフォンブレイク孔設置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、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 *：「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】

図 3-1 分散配置パターンの例

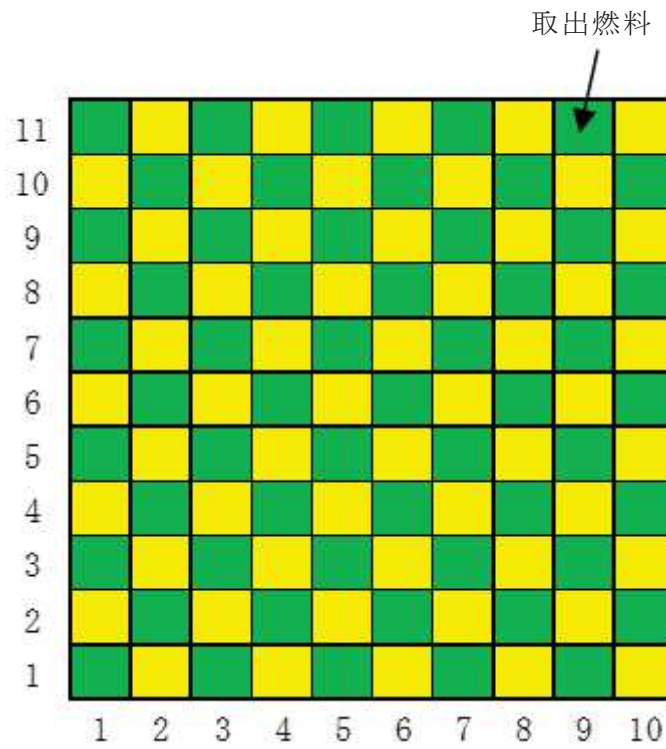


図 3-2 取出燃料を 110 体入りラックで分散配置した例 (1×1 パターン)

使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

女川原子力発電所第2号機で採用するスプレイノズルに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機でのスプレイノズルの設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定し、それに基づき使用済燃料プールへのスプレイ量の評価した結果を以下に示す。

1. スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

(1) スプレイ試験条件

(水平飛距離を 10m とした場合)



(水平飛距離を 15m とした場合)



(2) スプレイ試験結果

水量の計測結果は図 1-1 及び図 1-2 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

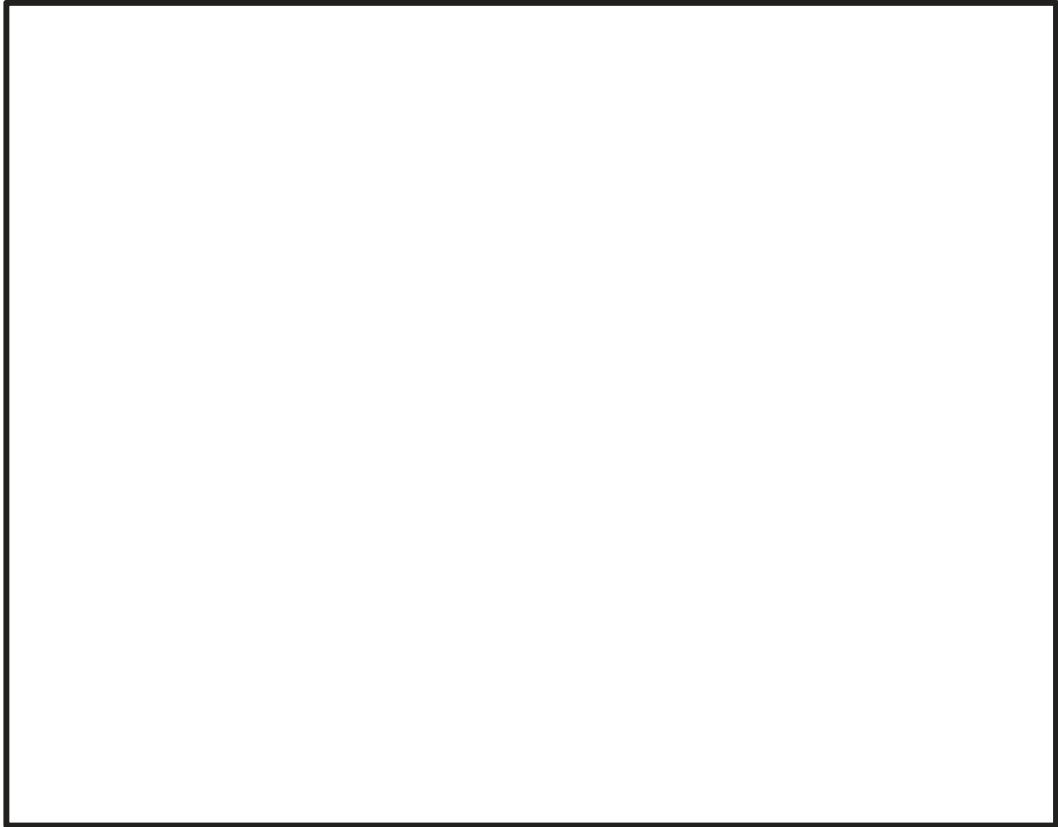


図 1-1 スpray量分布（水平飛距離 10m）

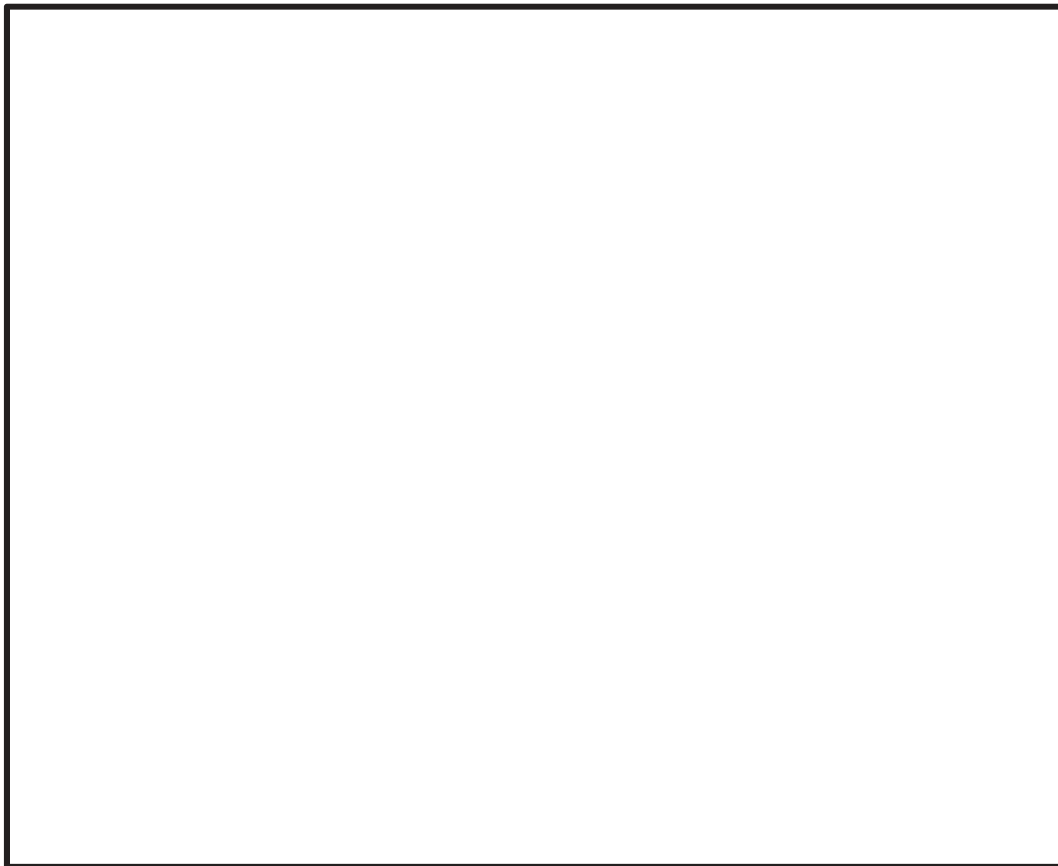


図 1-2 スpray量分布（水平飛距離 15m）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 燃料プールスプレイ系（常設配管）のスプレイ量の評価

図 1-1 及び図 1-2 のスプレイ分布に基づき、スプレイノズルの設置位置から使用済燃料プールへのスプレイ量を評価した。

図 2-1～図 2-3 にスプレイ分布と使用済燃料プールとの位置関係を示す。

スプレイ試験では、等間隔に配置した容器でスプレイ量が計量されているが、このうち使用済燃料プールの領域に含まれる容器は、A 地点からスプレイする場合は 27 個、B 地点からスプレイする場合は 22 個、C 地点からスプレイする場合は 28 個あり、各容器で計量された下限値の合計より、A 地点からスプレイする場合は平均 163ml/min、B 地点からスプレイする場合は平均 159ml/min、C 地点からスプレイする場合は平均 154ml/min のスプレイ量があった。この値から使用済燃料プールの面積（約 171m²）に相当するスプレイ量を求めたところ、A 地点からスプレイする場合は約 23.9m³/h、B 地点からスプレイする場合は約 23.3m³/h、C 地点からスプレイする場合は約 22.5m³/h と推定される。

【算出方法】

- ① 図 2-1～図 2-3 から使用済燃料プールに入る容器数を数える。
- ② 抽出した容器の計量値を保守的に下限値として合計する。
- ③ 上記の合計水量を合計値で割り、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プールの面積の比率から注水量を算出する。

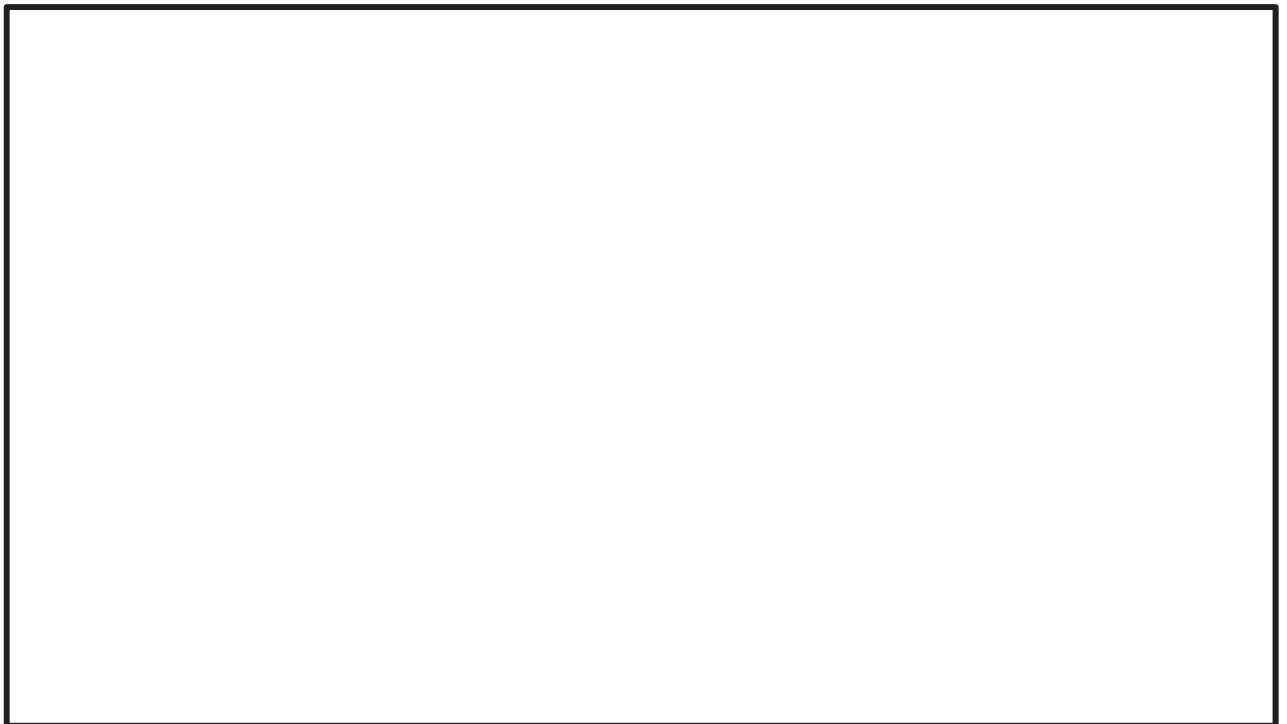


図 2-1 スプレイ分布（A 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

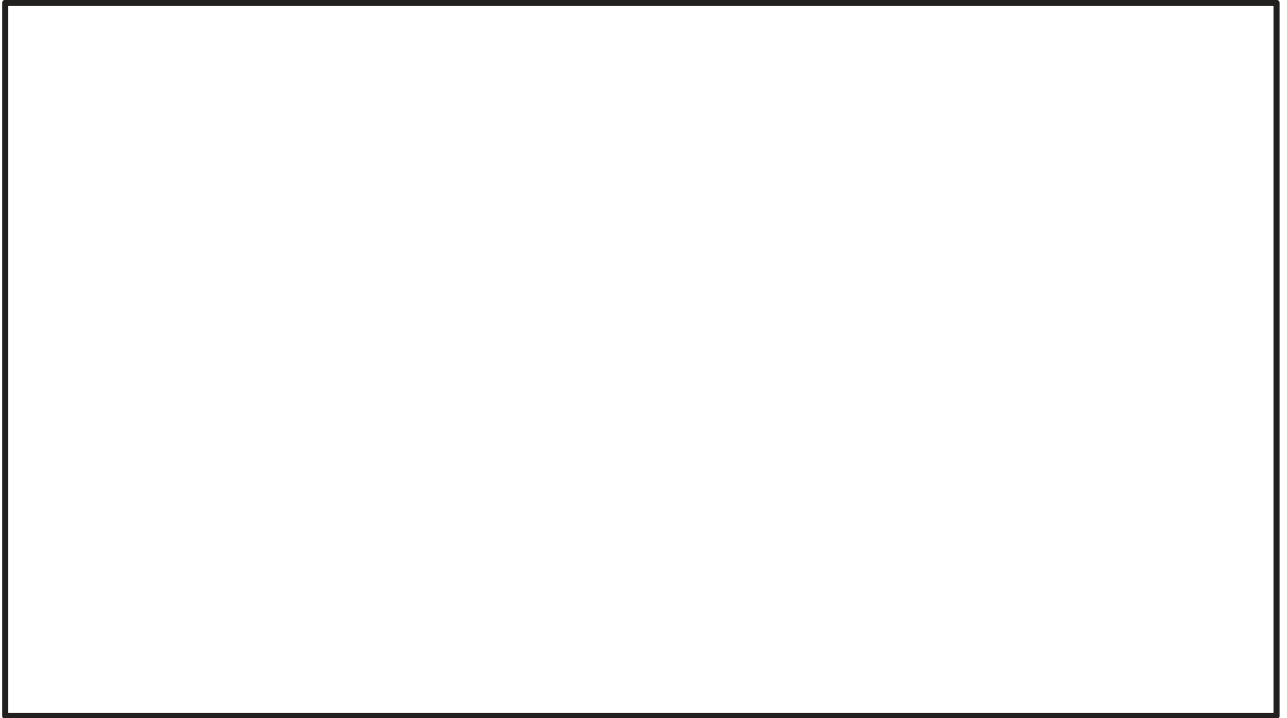


図 2-2 スプレイ分布（B 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係



図 2-3 スプレイ分布（C 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 燃料プールスプレイ系（可搬型）のスプレイ量の評価

図 1-2 のスプレイ分布に基づき、スプレイノズルの設置位置から使用済燃料プールへのスプレイ量を評価した。

図 3-1～図 3-3 にスプレイ分布と使用済燃料プールとの位置関係を示す。

スプレイ試験では、等間隔に配置した容器でスプレイ量が計量されているが、このうち使用済燃料プールの領域に含まれる容器は、A 地点からスプレイする場合は 33 個、B 地点からスプレイする場合は 33 個、C 地点からスプレイする場合は 32 個あり、各容器で計量された下限値の合計より、A 地点からスプレイする場合は平均 142ml/min、B 地点からスプレイする場合は平均 142ml/min、C 地点からスプレイする場合は平均 144ml/min のスプレイ量があった。この値から使用済燃料プールの面積（約 171m²）に相当するスプレイ量を求めたところ、A 地点からスプレイする場合は約 20.9m³/h、B 地点からスプレイする場合は約 20.9m³/h、C 地点からスプレイする場合は約 21.1m³/h と推定される。

【算出方法】

- ① 図 3-1～図 3-3 から使用済燃料プールに入る容器数を数える。
- ② 抽出した容器の計量値を保守的に下限値として合計する。
- ③ 上記の合計水量を合計値で割り、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プールの面積の比率から注水量を算出する。

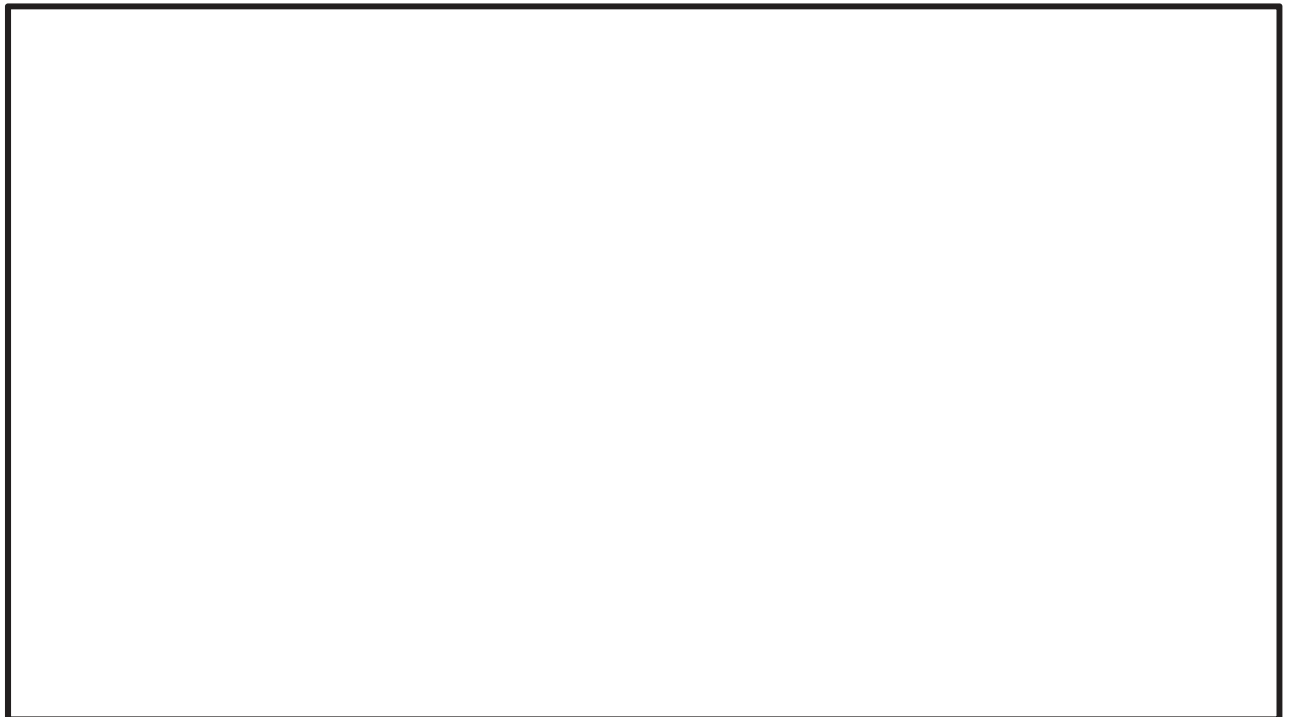


図 3-1 スプレイ分布（A 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 3-2 スプレイ分布（B 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

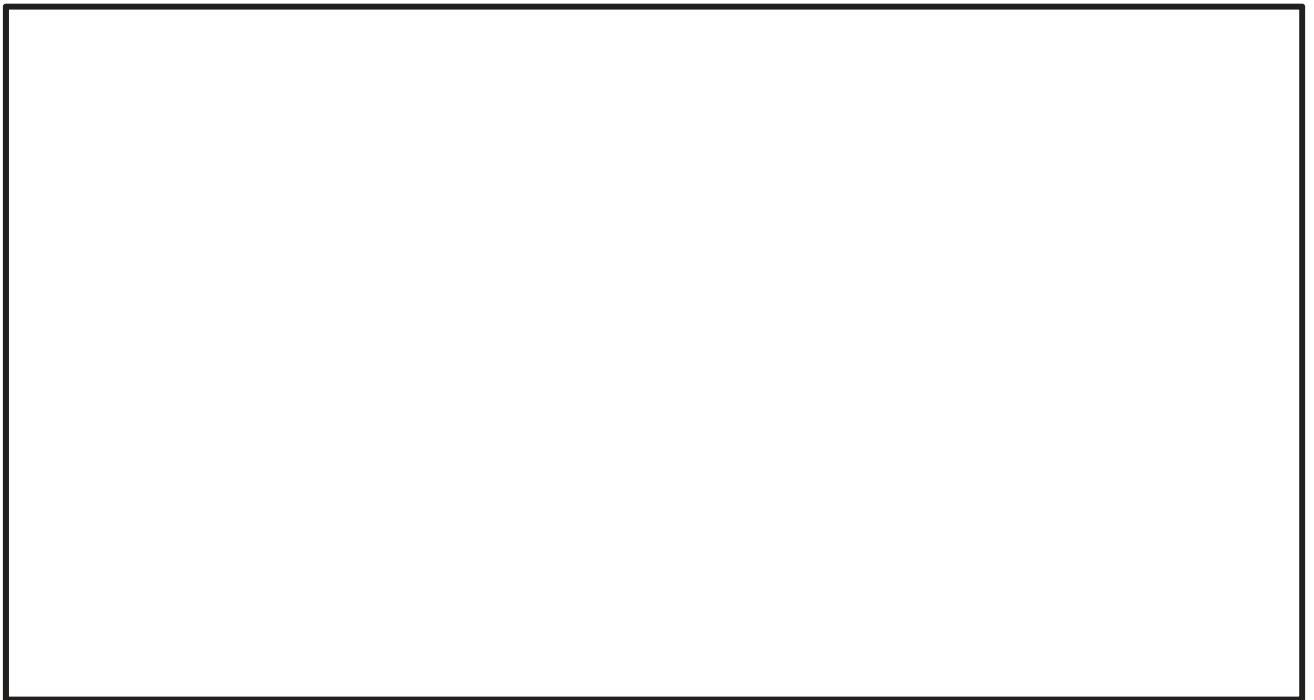


図 3-3 スプレイ分布（C 地点）と使用済燃料貯蔵ラックとの位置関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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内燃料体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大気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大気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 1-1 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。

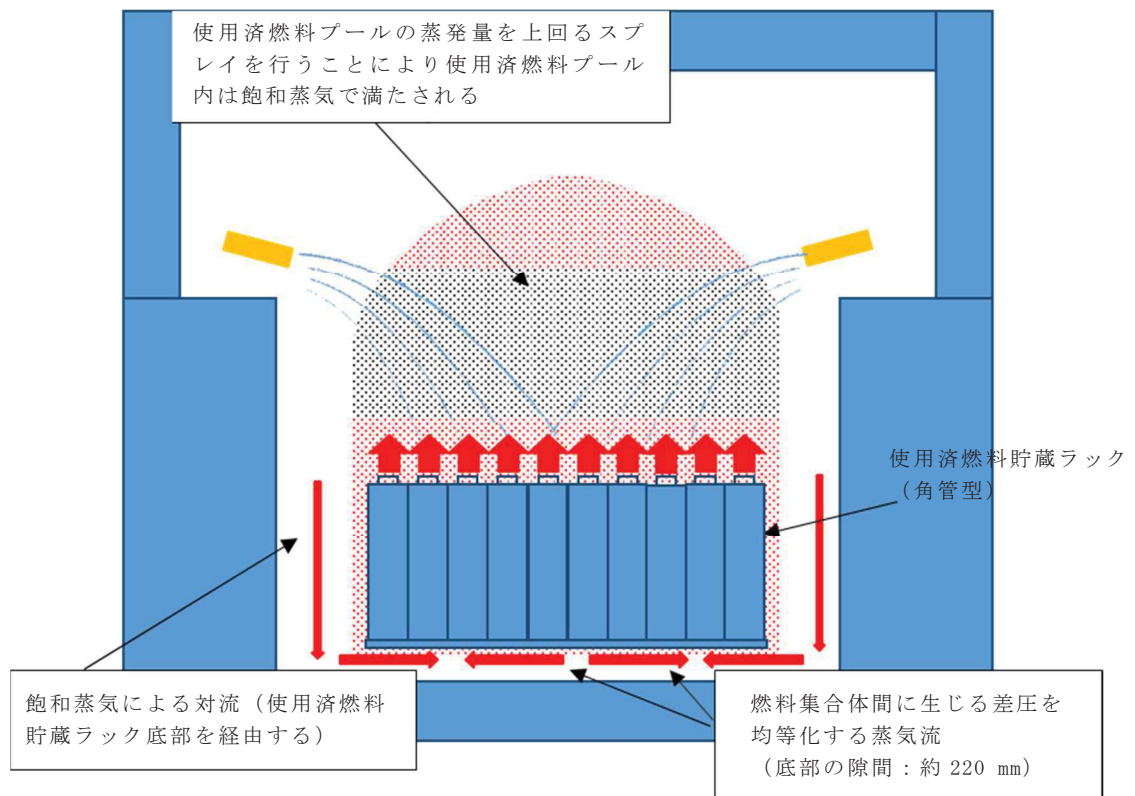


図 1-1 スプレイによる水蒸気の流れ

2. 評価条件

- ・放熱面積 : 取出燃料の燃料被覆管表面積 (約 9.20m²) 1 体
- ・崩壊熱 : 取出燃料 (約 10.4kW) 1 体
- ・使用済燃料プール雰囲気 : 100℃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)

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

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 10.4kW)

添付資料「VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」表 3.2-3 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 : 定検検査時取出燃料の崩壊熱 (5.8×10⁶ W [9×9 (A型) 燃料])

N_{fa2} : 燃料集合体数 (560 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 (9.66 W/m²・K)

$$\left(\begin{array}{l} h = \frac{k \cdot Nu}{d} \\ k : 100^\circ\text{Cの空気の熱伝導率} (0.0315\text{W/m}\cdot\text{k})^{*1} \\ d : \text{チャンネルボックス内の等価直径} (0.0142\text{m}) \\ Nu : \text{ヌセルト数} (4.36)^{*1} \end{array} \right)$$

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 ($5.67 \times 10^{-8} \text{W/m}^2 \cdot \text{K}^4$)^{*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 158°C となった (対流 : 約 5.11 kW, 輻射 : 約 5.29 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 176°C となった (対流 : 約 6.69 kW, 輻射 : 約 3.71 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_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。

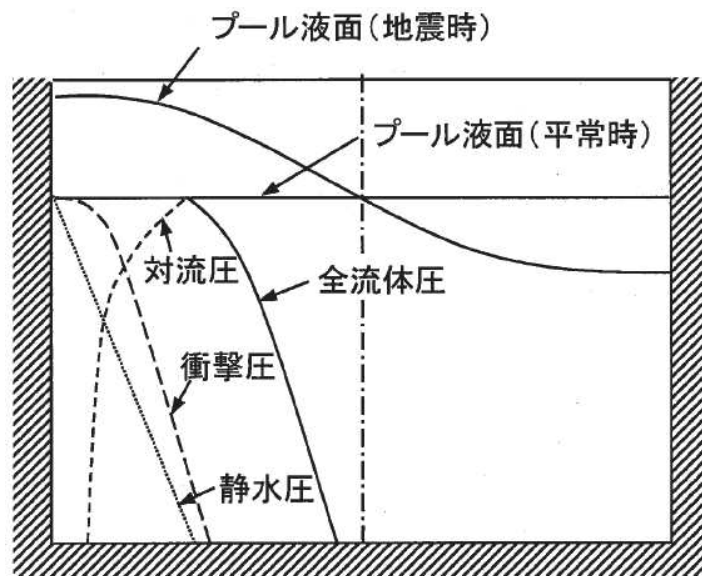


図 3-1 地震時の使用済燃料プール側壁の圧力分布形状

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 4-1 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 4-1 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 : $F = \min (S_y, 0.7S_u)$

部材材料 :

最高使用温度 (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 1000kg/m^3 を使用する。)

なお，F 値は下記に示す(1) (2)の最小値となる。

最高使用温度における S_y 及び S_u は，日本産業規格（圧力容器の構造—一般事項 JIS B 8265-2017）に定める値を用いて求める。

(1)

(2)

*1：溶接継手（質別○）の値

*2：許容引張応力より算出

以上より，

表 4-1 の式で算出した部材の許容応力値を表 4-2 に示す。

表 4-2 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"/>
<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図 5-1 に示す。フレームは使用済燃料プール壁に支持されることから、フレーム間に設置されるため壁の支持がなく、より大きな曲げモーメントが作用するビーム及びプレートについて評価を行う。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。

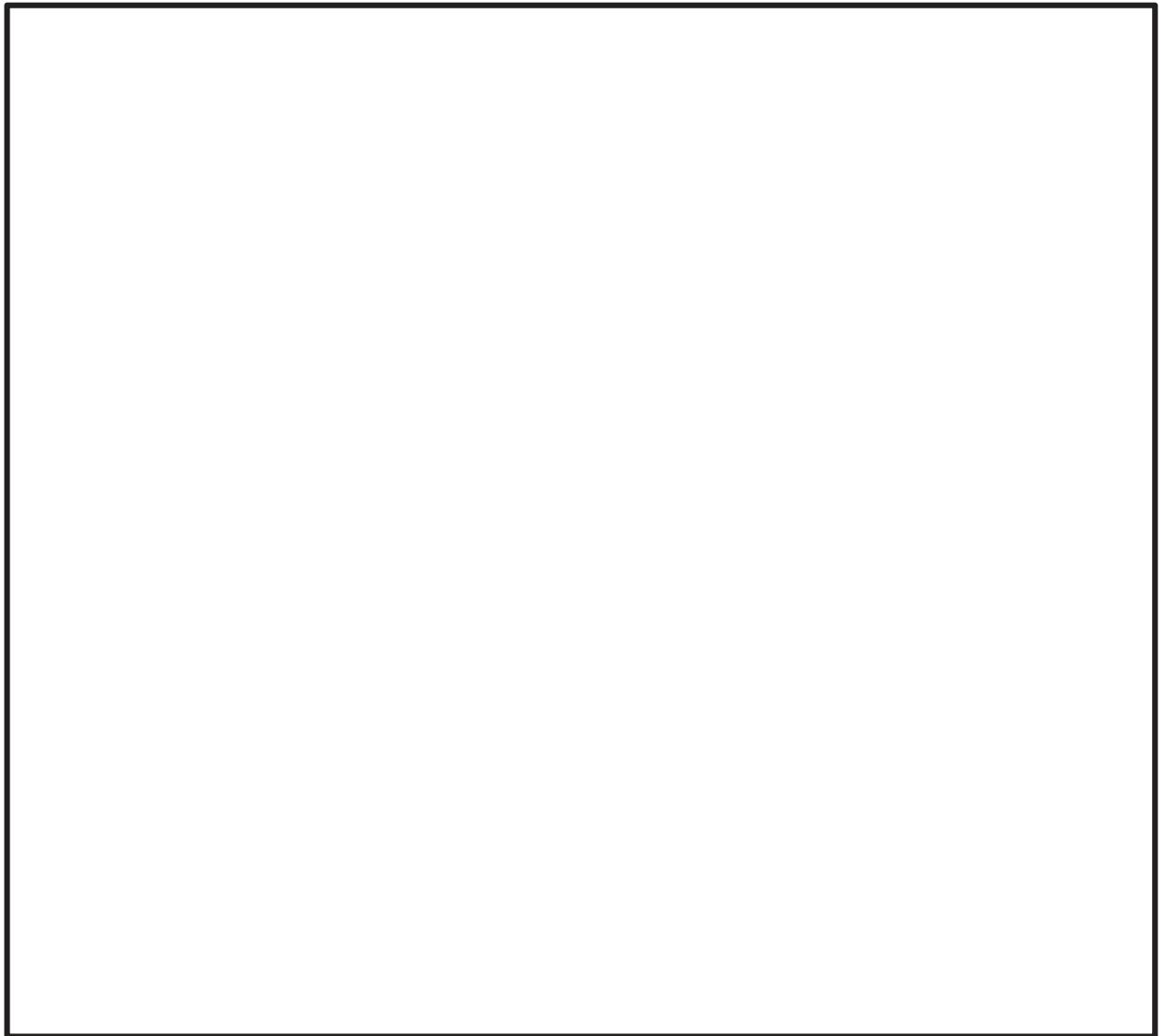


図 5-1 使用済燃料プールゲートの評価モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(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 5-2 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 $M = \frac{W \cdot l^2}{8} \quad *$

せん断力 $F = \frac{W \cdot l}{2} \quad *$

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

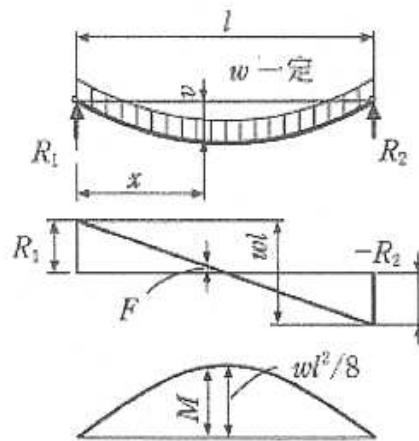


図 5-2 ビームの計算モデル図*

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 5-3 にプレートの計算モデル図を示す。

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

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

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

S : プレート受圧面積 (= a × b)

β_2 : 第 5-3 図で求めた応力係数

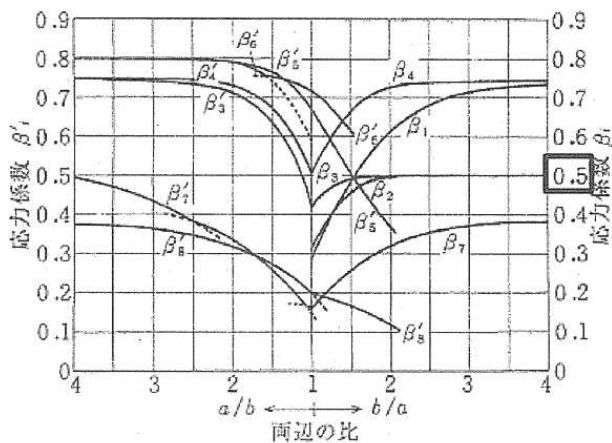
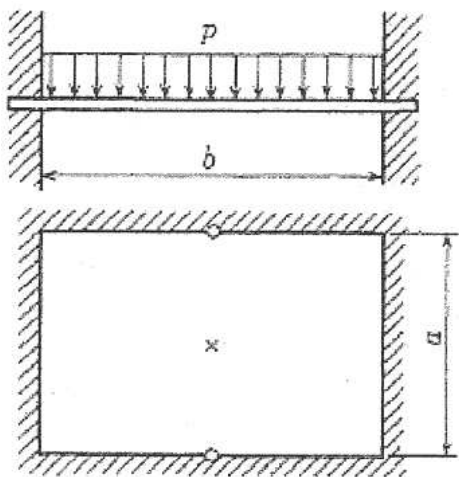


図 5-16 長方形板 No. 1~No. 8 の応力の係数 β_i , β'_i

図 5-3 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

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 6-1 に示す。

表 6-1 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 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 6-1 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図 6-1 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。

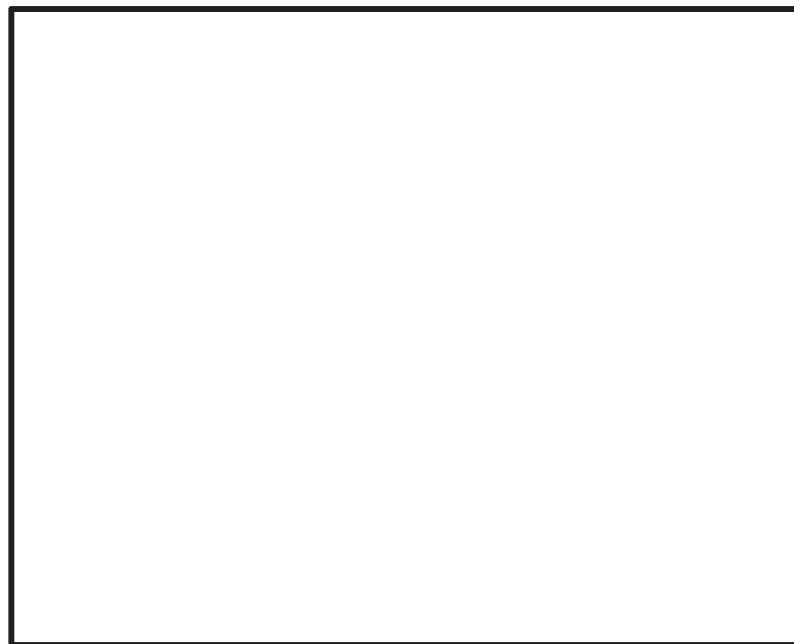


図 6-1 パッキン部詳細図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。