

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

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-180-3 改0
提出年月日	平成30年3月19日

東海第二発電所
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

平成30年3月
日本原子力発電株式会社

1. 添付書類に係る補足説明資料

「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」に係る添付資料(共通資料は除く)の記載内容を補足するための説明資料リストを以下に示す。

工認添付資料	補足説明資料
V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	1. 評価条件のうち、燃料取出期間(9日)の妥当性
	2. 蒸発量の評価において考慮する発熱源について
	3. 可搬型スプレー設備に係る安全性向上対応

2. 別 紙

(1) 工認添付資料と設置許可まとめ資料との関係【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

別紙 工認添付資料と設置許可まとめ資料との関係【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

工認添付資料		設置許可まとめ資料			引用内容
V-1-3-4	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

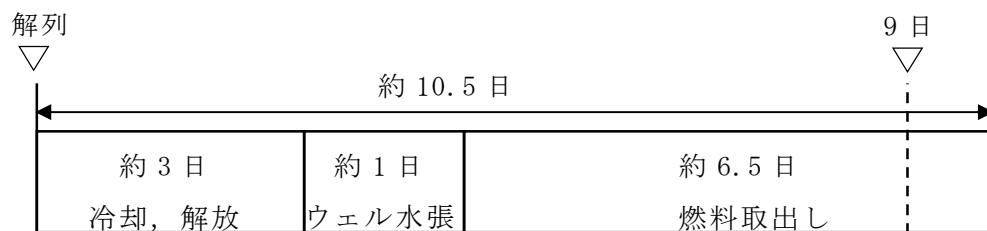
補足説明資料目次

	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. 可搬型スプレー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ー量の評価	別1-1
別添2	
取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価	別2-1

1. 評価条件のうち、燃料取出期間（9日）の妥当性

使用済燃料プール水の蒸発量の評価条件のうち、原子炉を停止してから使用済燃料プールへの使用済燃料の取出し完了までの期間は、保守的に9日として評価するが、その妥当性について以下のとおり確認している。

- ・9日は、定期検査主要工程表における10.5日間と比較し保守的な設定となっている（第1-1図参照）。
- ・至近4回の定期検査実績と比較しても保守的な設定である（第1-1表参照）。



第1-1図 定期検査主要工程表

第1-1表 至近4回の定期検査実績

定期検査回数	定期検査実績
第21回定期検査	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、その発熱量は数十kW程度※であり、使用済燃料の崩壊熱である約9.1 MWと比較して十分小さく、使用済燃料プール水の発熱量に有意な影響を与えない。

※ 制御棒による発熱量は下式により算出した。

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

ここで制御棒放射能は添付資料「V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」で示すガンマ線の線源強度に基づき算出している。なお、主要な放射性核種がCo-60, Co-58等であることから、ベータ線については、ガンマ線エネルギー以下と考えられるため、ベータ線エネルギーはガンマ線エネルギーと同じ値として算出している。

3. 可搬型スプレー設備に係る安全性向上対応

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

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

10CFR. 50.54(hh) (2)

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

- (1) Fire fighting;
- (2) Operations to mitigate fuel damage; and
- (3) Action to minimize radiological release.

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

NEIガイドでは、使用済燃料プールへのスプレーに関し、以下の記載がある。

- ・独立した動力を有する可搬ポンプにより、少なくとも1ユニットあたり200 gpm（約45.4 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、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。

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

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

スプレイ試験に基づく、蒸発量(約15.1 m³/h)を上回るスプレイ量(約120 m³/h、ラック上部では約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、定期検査中、使用済燃料プール内で分散配置を考慮し貯蔵する。

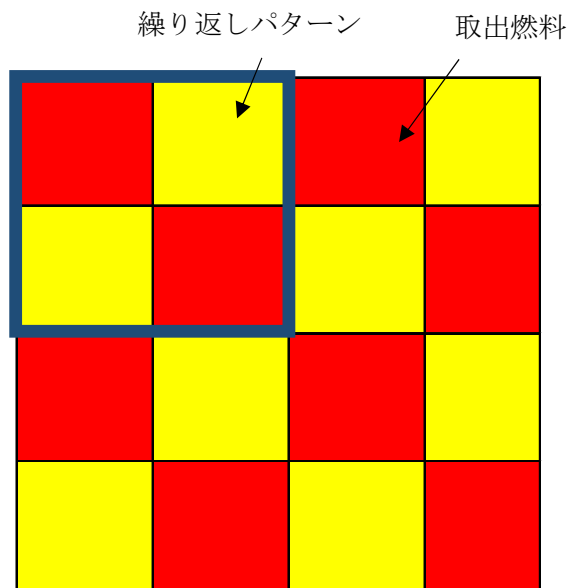
これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水との直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を第2-3図に示す。分散配置は手順に定め、燃料取出しまでに可能な対応を実施する。

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

スプレイ水の供給量が崩壊熱による蒸発量を上回ることから、使用済燃料プール内雰囲気を100℃の飽和蒸気と仮定し、これと熱平衡状態にあるときの取出燃料の燃料被覆管表面温度を評価したところ、200℃を下回る結果となり、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水の反応が生じる温度(900℃以上^{*})を十分に下回ることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。取出燃料の燃料被覆管表面温度評価を別添2に示す。

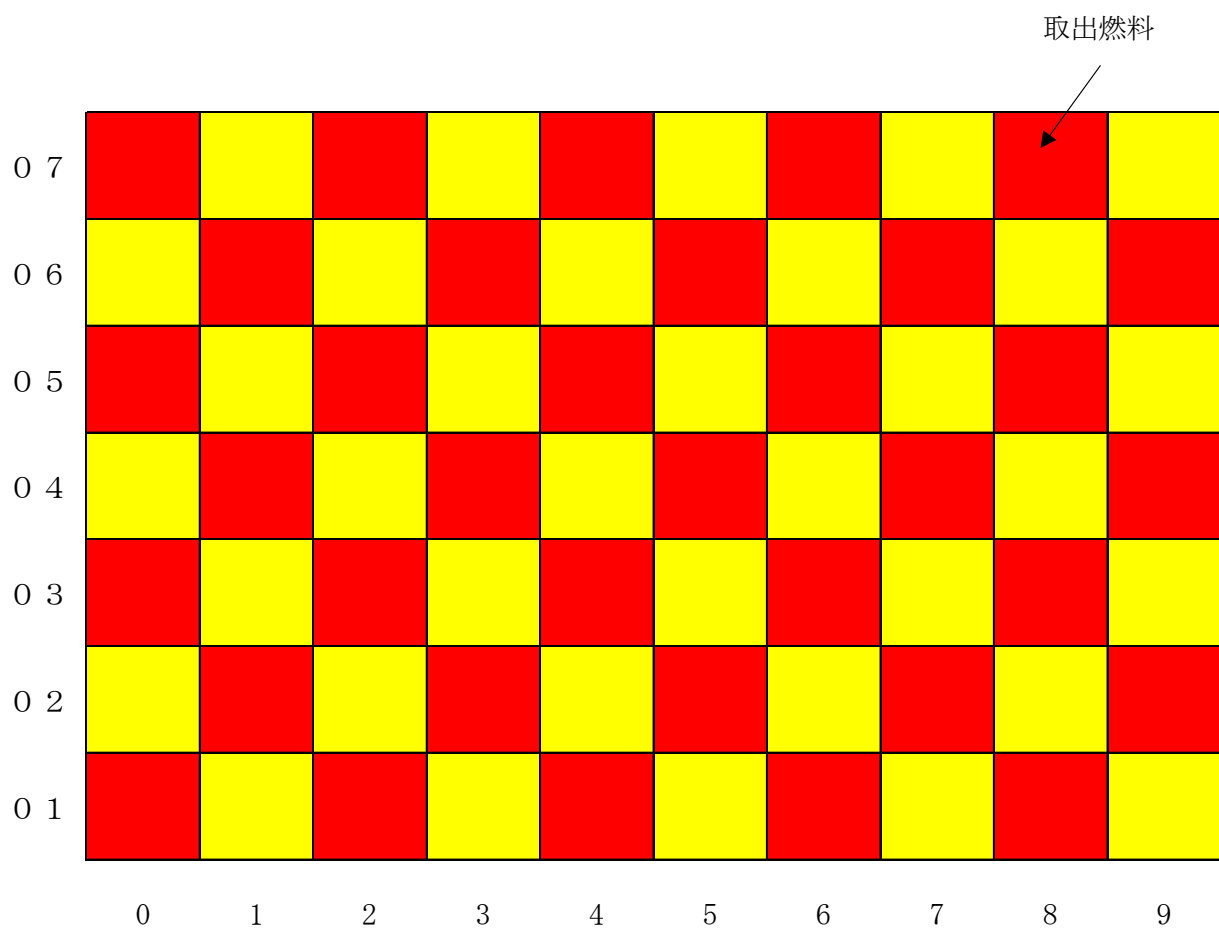
なお、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいの発生により、使用済燃料プール水位が燃料プール冷却浄化系戻り配管水平部下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料プールへのスプレイを実施するものの水位低下が継続し、燃料がすべて露出した状態におけるスプレイ冷却を考慮している。

※ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(原子力安全委員会)



【1×1パターン】

第2-3図 分散配置パターンの例



第2-4図 取出燃料を70体入りラックで分散配置した例 (1×1パターン)

使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

東海第二発電所で採用する可搬型スプレイノズルに関して、スプレイ試験が実施されている。スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布から実機での放水砲の設置角度を考慮したスプレイ範囲を想定、及びそれに基づく使用済燃料プールへのスプレイ量の評価について、以下に示す。

1. スプレイ試験にて得られたスプレイ量分布

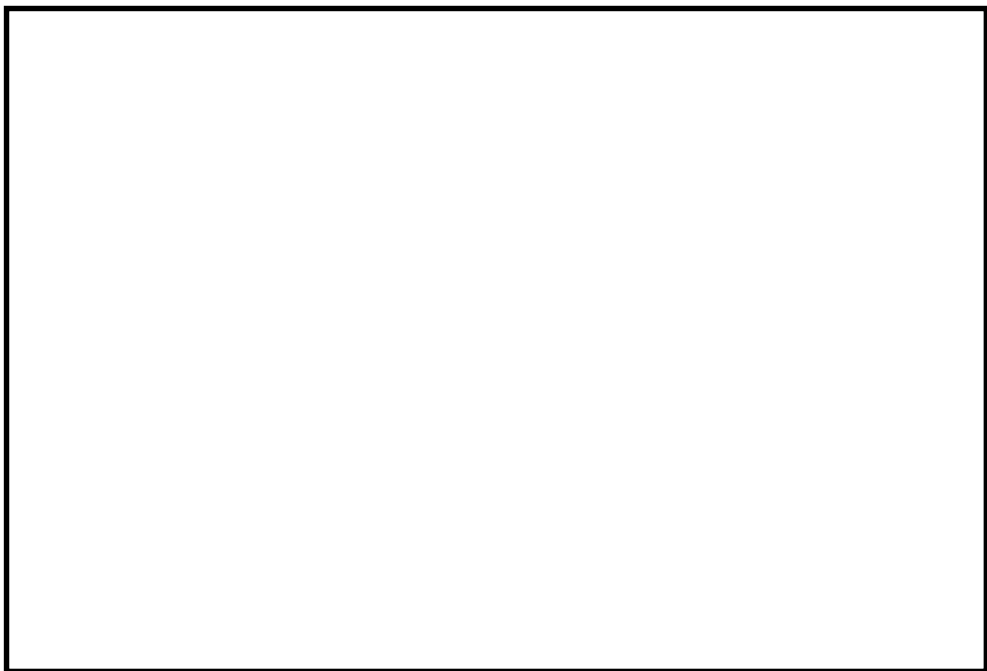
(1) スプレイ試験条件



(2) スプレイ試験結果

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

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

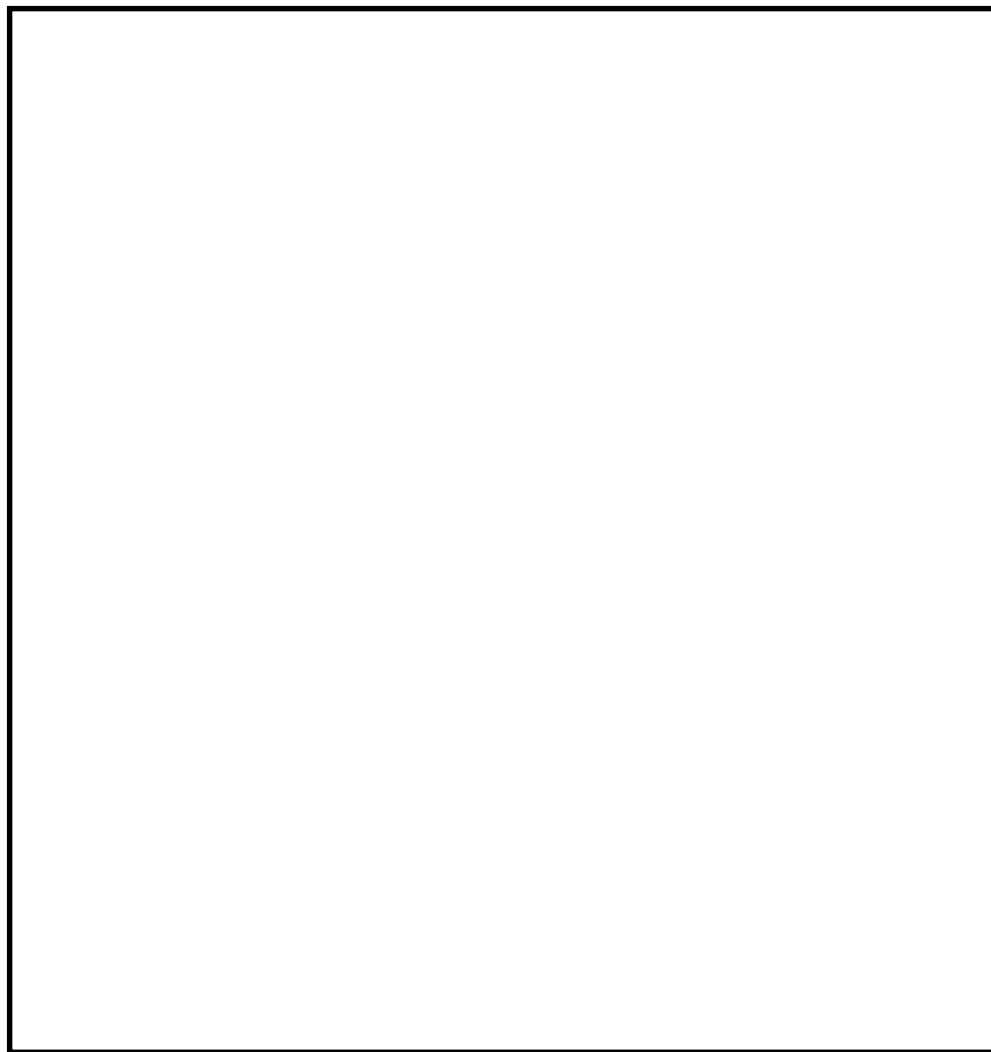


第 1-1 図 スプレイ量分布

2. 実機評価

(1) スプレイ範囲の想定

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、スプレイ範囲を評価すると使用済燃料ラック上面での放水面積は、 77.6 m^2 となる。（第1-2図）

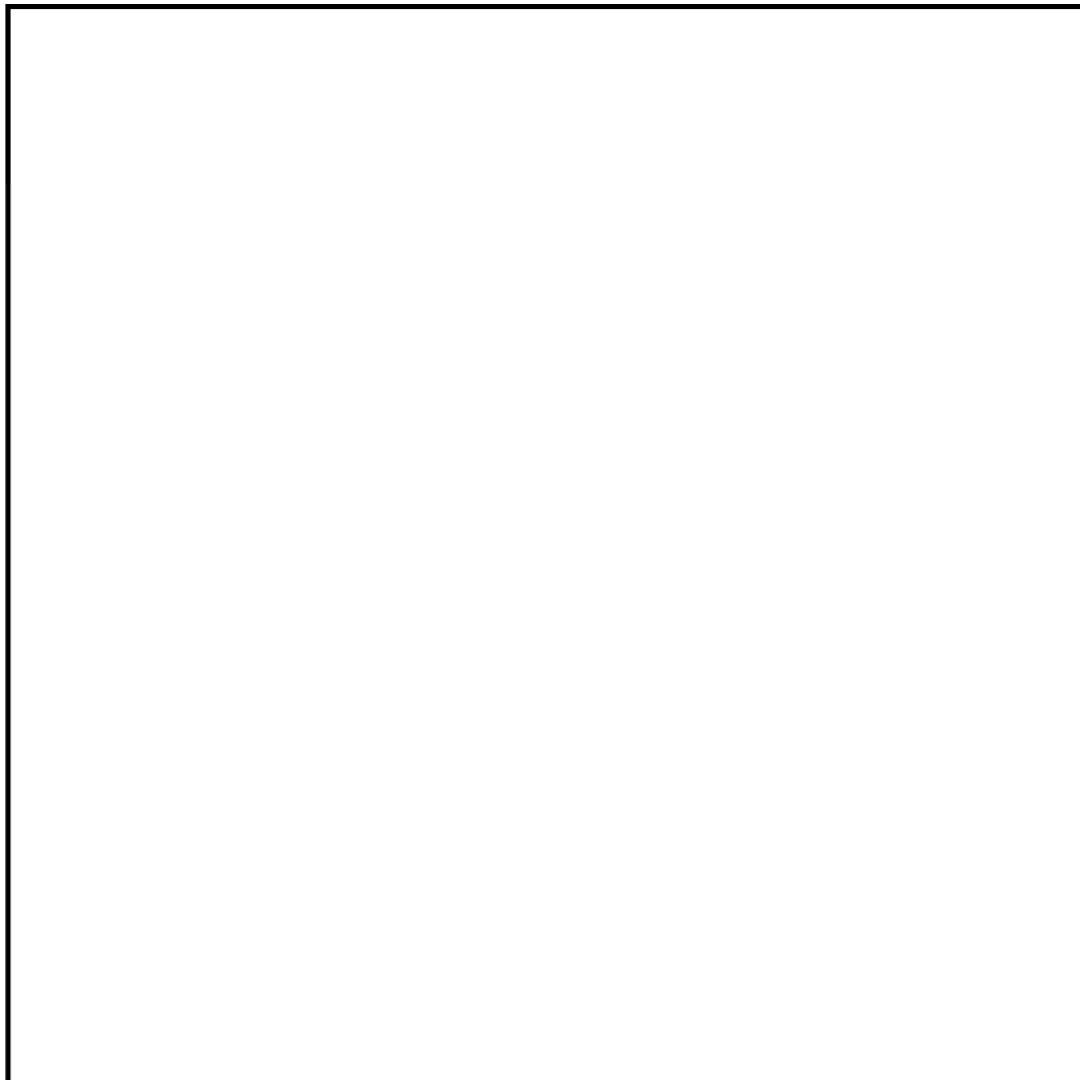


第 1-2 図 可搬型スプレイノズルの放水範囲（単体）

(2) 使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

各可搬型スプレイノズルの放水全体面積と燃料ラックへの放水面積の比率から燃料ラックへのスプレイ量を評価した結果は、以下のとおり。燃料ラックへの合計スプレイ量は、NEIガイド要求（約45.4 m³/h）を上回る。

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



第 1-3 図 可搬型スプレイノズルの放水範囲 (組合せ)

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概要

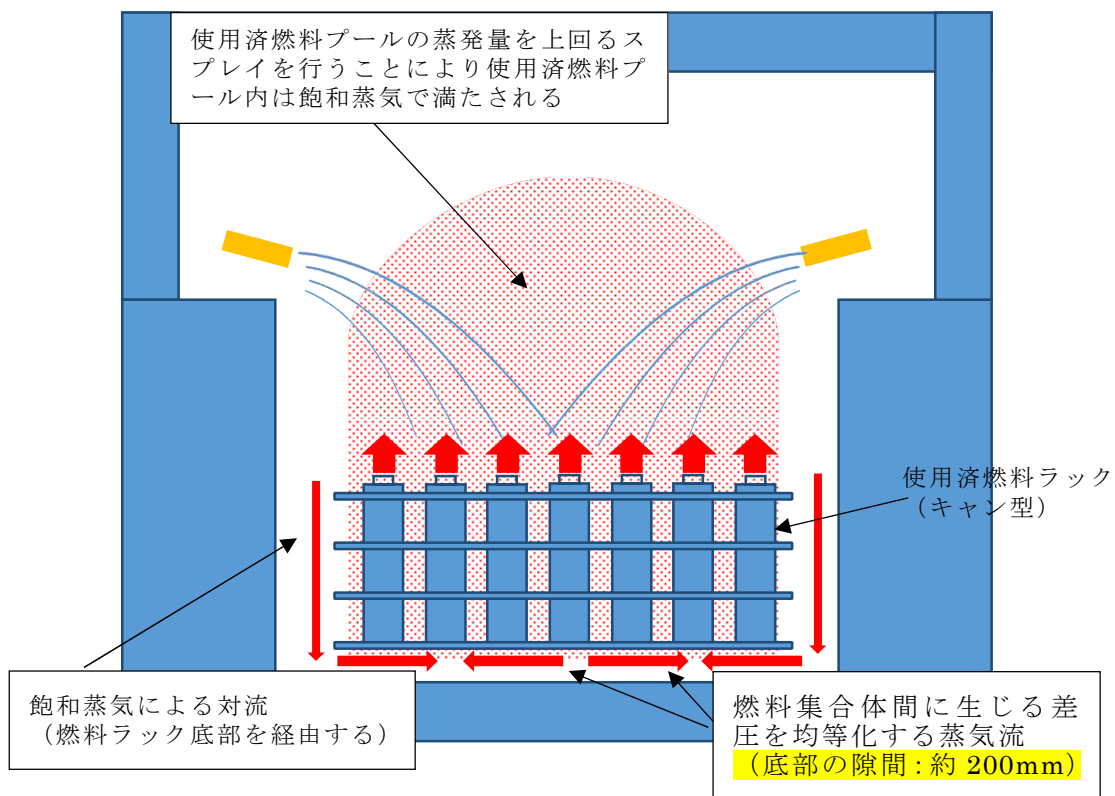
使用済燃料プール内の燃料へのスプレイによる冷却については、スプレイ水が使用済燃料プール全体をカバーしていることから、スプレイ水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレイ水の供給能力は使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

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

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

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

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



第2-1図 スプレイによる水蒸気の流れ

2. 評価条件

- ・放熱面積 : 取出燃料の燃料被覆管表面積 (約9.20 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)

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

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

ここで,

Dh : 5サイクル目の取出燃料の崩壊熱 (1.09 × 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) (注1)
 d : チャンネルボックス内の等価直径 (0.0149 m)
 Nu : ヌセルト数 (4.36) (注1)

f : 輻射率 (0.675)

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

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

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

T_0 : 絶対温度への換算値 (273.15)

F_{12} : 形態係数 (1)

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

4. 評価結果

前項の式を用いて求めた結果、対流と輻射による放熱の合計が崩壊熱と等しくなる燃料被覆管表面温度 (TS) は、約166 °Cとなった (対流 : 約5.59 kW, 輻射 : 約6.25 kW)。

なお、輻射率について、燃料棒からスプレイ水 (水蒸気中の水滴) へ輻射する割合 (形態係数) を0.5とした場合は、約187 °Cとなった (対流 : 約7.37 kW, 輻射 : 約4.47 kW)。

(注1) 伝熱工学資料

(注2) NUREG/CR-0497