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-180-3　改 10
提出年月日	平成 30 年 10 月 2 日

工事計画に係る補足説明資料

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】

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-1-3-4 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.可搬型スプレイ設備に係る安全性向上対応
	別添1　使用済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　使用済燃料プールゲートのスロッシングに対する評価

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　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

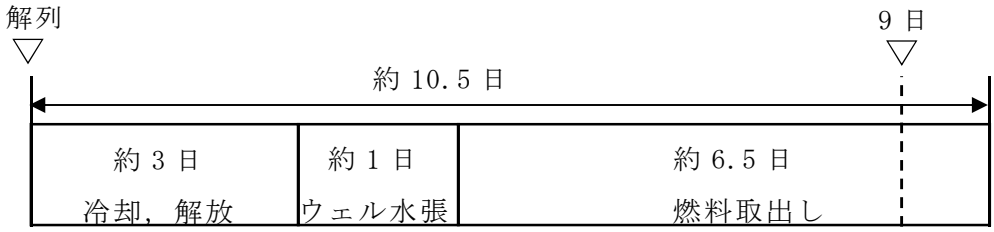
1.　評価条件のうち，燃料取出期間（9日）の妥当性

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。

発熱量＝制御棒放射能×（ガンマ線エネルギ＋ベータ線エネルギ）

$\times 1.6\times 10^{-19}$

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^{60}Co，^{58}Co等であることから，ベータ線については，ガンマ線エネルギ以下と考えられるため，ベータ線エネルギはガンマ線エネルギ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。

> 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200 gpm（約45.4 m^3/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

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 m^3/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 m^3/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m^3/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と，蒸発量（約15.1 m^3/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m^3/h）を上回るスプレイ量（約120 m^3/h）が確保できると評価できる（別添1参照）。

常設スプレイヘッダは，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 m^3/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 m^3/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m^3/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ダ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と，蒸発量（約15.1 m^3/h）及びNEIガイド要求（約45.4 m^3/h）を上回るスプレイ量（約60 m^3/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。

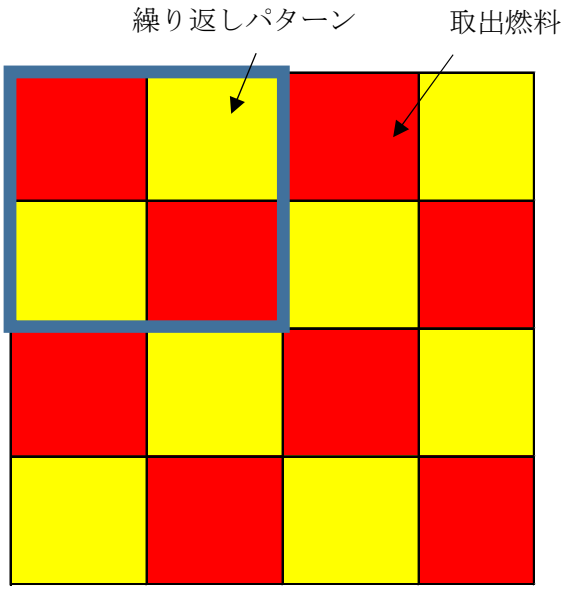
これにより，崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について，スプレイ水との直接熱交換だけでなく，隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を第3-1図及び第3-2図に示す。

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。

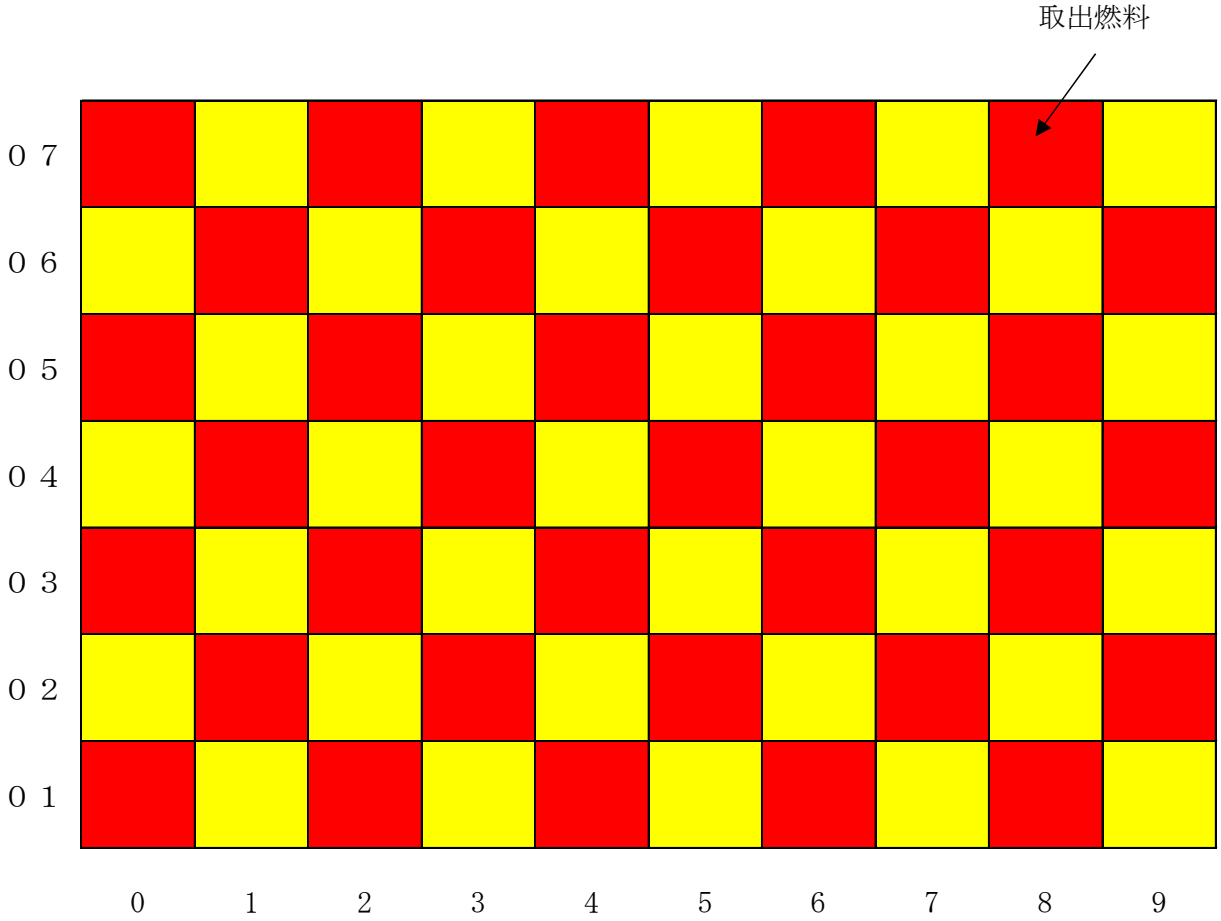
なお，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいの発生により，使用済燃料プール水位が燃料プール冷却浄化系戻り配管水平部下端以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合において，使用済燃料プールへのスプレイを実施するものの水位低下が継続し，燃料がすべて露出した状態におけるスプレイ冷却を考慮している。

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ダに関して，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イされる。

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

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 m^3/hとなり，使用済燃料プールの蒸発量約15.1 m^3/h及びNEIガイド要求（約45.4 m^3/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　常設スプレイヘッダの放水範囲（組合せ）

②使用済燃料プールへのスプレイ量の評価

常設スプレイヘッダの放水範囲は，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 m^3/hとなり，使用済燃料プールの蒸発量約15.1 m^3/h及びNEIガイド要求（約45.4 m^3/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 m^3/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 m^3/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 m^3/hとなる。

仕様	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）	全体スプレイ流量	プール内スプレイ流量
A	[redacted]				
B					
C					

注記　＊1：プール外面積Ａ（[redacted] m^2），プール内面積Ｂ（[redacted] m^2）より，プール内への流量を算出。

プール外流量：全体スプレイ流量×（Ａ/（Ａ＋Ｂ））＝[redacted]×（[redacted]）＝6.7 m^3/h

プール内流量：全体スプレイ流量－プール外流量＝[redacted]－6.7＝[redacted] m^3/h

取出燃料の燃料被覆管表面温度の評価

1. 概　　要

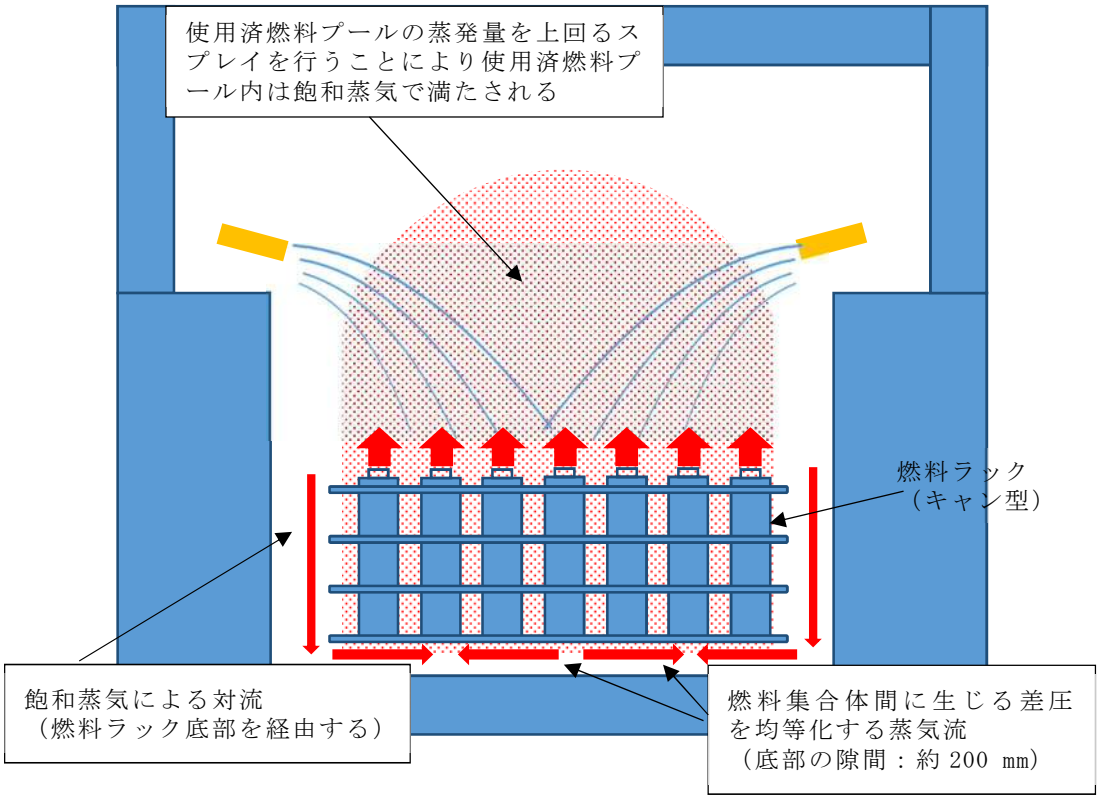
使用済燃料プール内の燃料へのスプレイによる冷却については，スプレイ水が使用済燃料プール全体をカバーしていることから，スプレイ水と燃料の接触による冷却が可能である。また，スプレイ水の供給能力は使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

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を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 m^2）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 ℃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 m^2）

$A = \pi \times Drod \times L \times Nrod \times Nfa_1 \fallingdotseq 9.20$ [m^2]

ここで，

Drod：燃料棒外径（11.2×10^{-3} m）

Nrod：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）

Nfa_1：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，

$B = Dh \div Nfa_2 \fallingdotseq 11.9 \times 10^3$ [W]

ここで，

Dh　：5サイクル目の取出燃料の崩壊熱（1.09×10^6 W[９×９（Ａ型）燃料]）

Nfa_2：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（℃）

TA：雰囲気温度（100 ℃）

（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/m^2・K）

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

k：100℃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/m^2・K^4）*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 ℃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 ℃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。

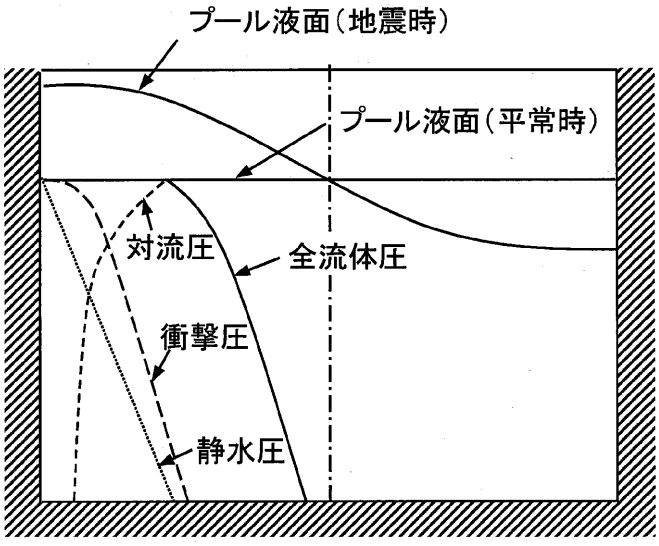
2. 評価対象機器

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$_s$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）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（1.35S_y，0.7S_u，S_y（ＲＴ））

部材材料　　：[redacted]

最高使用温度　　：[redacted]℃（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℃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。））ＪＳＭＥ　Ｓ　ＮＣ１－2005/2007）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。

[redacted]

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
[redacted]		

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・a

曲げモーメント　$M = \dfrac{W \cdot l^2}{8}$

せん断力　$F = \dfrac{W \cdot l}{2}$

曲げ応力　$\sigma = \dfrac{M}{Z}$

せん断応力　$\tau = \dfrac{F}{A}$

ここで，

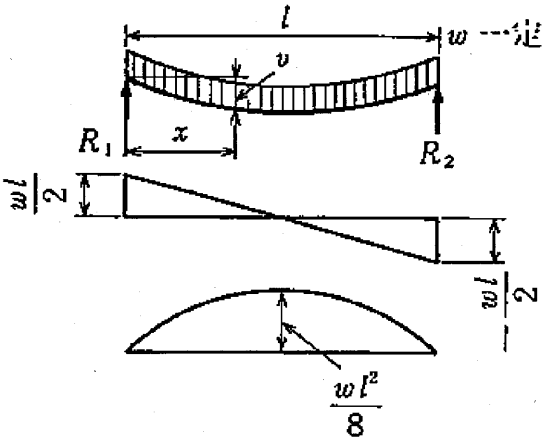
Ｐ：圧力

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　　$\sigma = \beta_2 \dfrac{P \cdot a^2}{h^2}$

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

ここで，

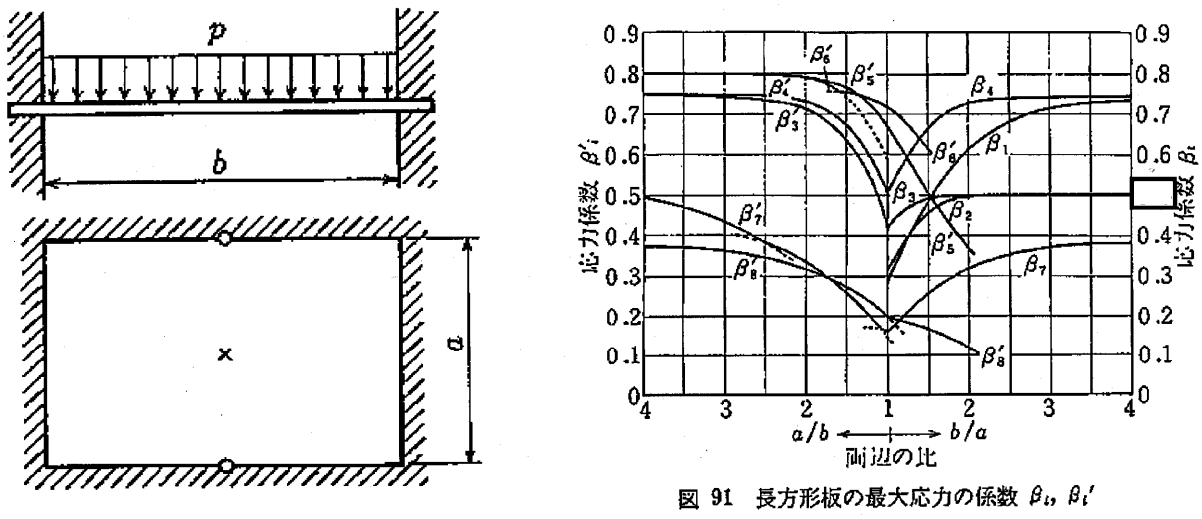
Ｐ：圧力

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



第3-4図　プレ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