

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 改2
提出年月日	平成30年1月31日

東海第二発電所

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に係る
補足説明資料

平成30年1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-1-3-2 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	1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について 2. 未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方 3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性
V-1-3-3 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	1. 使用済燃料プール周りの重量物の配置
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. 可搬型スプレイ設備に係る安全性向上対応
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	1. 使用済燃料プールサイフォンブレーカの設置状況 2. 使用済燃料プールサイフォンブレーカへの重量物落下評価

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-1-3-2	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	SA	54-13	使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価	資料の記載の一部を引用
		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	実効増倍率の水密度依存性の評価結果を引用
V-1-3-3	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	DB	第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	落下防止について引用 ただし，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンに係る評価方法，評価結果については，各耐震計算書に示す。
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
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	有効性評価	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	遮蔽水位の評価を引用
			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	SFP水位低下時間評価を引用
			添付資料 4.2.2	想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について	サイフォンブレーカの閉塞可能性等の説明を引用
		DB	第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	サイフォンブレーカの閉塞可能性等の説明を引用

V-1-3-2に係る補足説明資料

【説明する添付資料】

V-1-3-2 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

補足説明資料目次

	頁
1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について	1-1
2. 未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方	2-1
3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に変化させることの妥当性 ...	3-1

1. 小規模漏えい時の沸騰状態における実効増倍率について

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、使用済燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごく僅かである。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

2. 未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系は、有限の体系とし、以下のとおり設定している。

大規模漏えい時の燃料有効長上下部付近は低水密度状態となっていることが推測されるが、低水密度状態においても十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子の反射効果が飽和する厚さ）となる反射体を仮定して解析を実施している。

具体的には、燃料体等の上下部構造物、ラックの支持脚等及び使用済燃料プール下部コンクリートのライニングはSUS材で構成されており、上記で考慮した反射体と比較して反射効果が小さく、中性子吸収材として働くため、計算体系上は無視している。

その上で、上下部については、臨界安全ハンドブック第2版（JAERI-1340 日本原子力研究所 1999.3）において、200 mm以上の厚さがあれば、十分な反射体厚さ^{※1}であるとされており、これを包絡する値として厚さ300 mmの水反射体としている。

- ※1 ある厚さの反射体を考慮した場合の実効増倍率と厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率がほぼ同等となる場合の反射体厚さ（実効増倍率が同等となる場合とは、両者の実効増倍率の差が厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率に対して $10^{-3} \Delta k/k$ 以下となる厚さ）

3. 大規模漏えい時の未臨界性評価における水密度を一様に变化させることの妥当性

大規模漏えい時の未臨界性評価は、使用済燃料プール水が喪失した状態で、可搬型スプレイ設備（使用済燃料プールへのスプレイ）にてラック及び燃料体等を冷却し、臨界とならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認する。このスプレイや蒸気条件の想定として使用済燃料プール全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで变化させることとしている。

大規模漏えい時には、可搬型スプレイ設備により使用済燃料プール全体に注水する手順となっており、燃料体等からの崩壊熱によりラック内外で水密度の濃淡が生じるものの、偏った水密度分布となることは考え難い。また、使用済燃料プール水が喪失していく過程や再冠水過程においてもラック底部からラック内に水が流れ込む構造になっており、ラック内外で著しい水位差は生じない。したがって、スプレイや蒸気条件における未臨界性評価条件として、水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{ g/cm}^3$ まで变化させることは妥当である。

V-1-3-3に係る補足説明資料

【説明する添付資料】

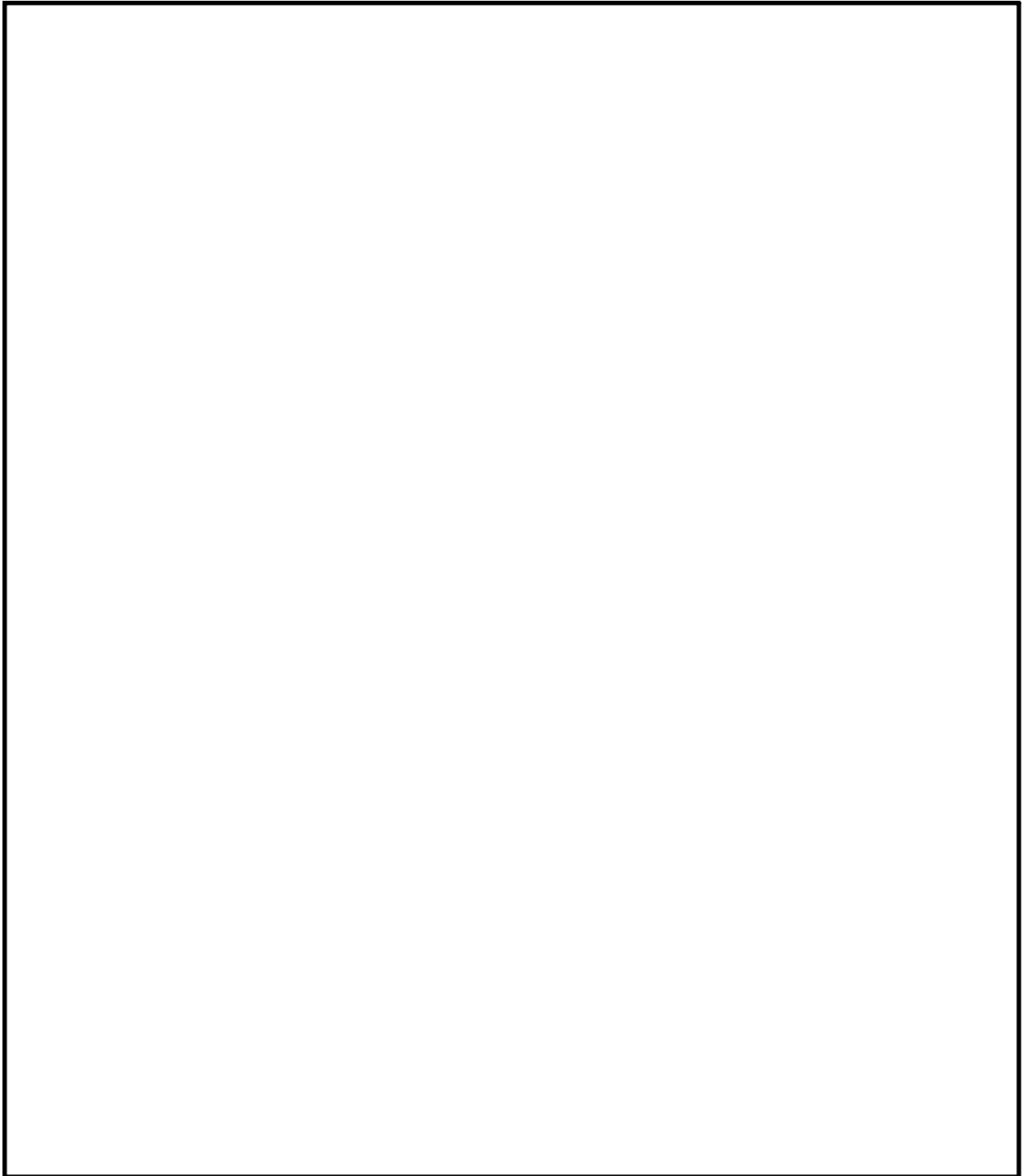
V-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書

補足説明資料目次

	頁
1. 使用済燃料プール周りの重量物の配置	1-1

1. 使用済燃料プール周りの重量物の配置

落下時に使用済燃料プールの機能へ影響を及ぼすおそれのある重量物の配置を第1図に示す。



第1図 使用済燃料プール周りの重量物の配置

V-1-3-4に係る補足説明資料

【説明する添付資料】

V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

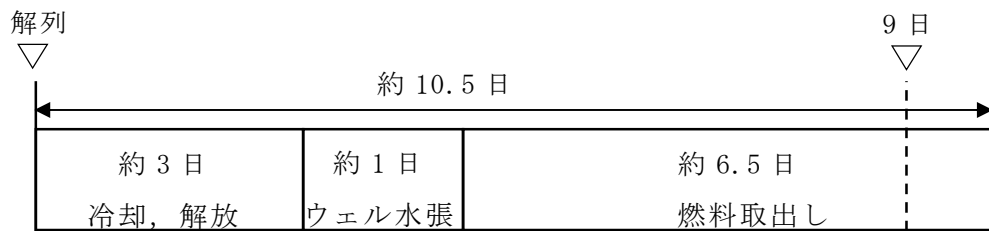
補足説明資料目次

	頁
1. 評価条件のうち、燃料取出期間（9日）の妥当性	1-1
2. 可搬型スプレイ設備に係る安全性向上対応	2-1
別添1	
使用済燃料プールへの必要スプレイ量及び放水範囲	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回の定期検査実績から前後の端数約2日分を引いた日数（9～11日）と比較しても最短日数である（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回の定期検査実績から前後の端数約2日分を引いた日数

定検回数	定期検査実績から前後の端数約2日分を引いた日数
第21回定検	9日
第22回定検	10日
第23回定検	10日
第24回定検	11日

2. 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50 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。

スプレイ設計仕様に基づくと、蒸発量（約15.1 m³/h）を上回るスプレイ量（約50 m³/h）が確保できると推定できる（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した配置で貯蔵することも可能である。

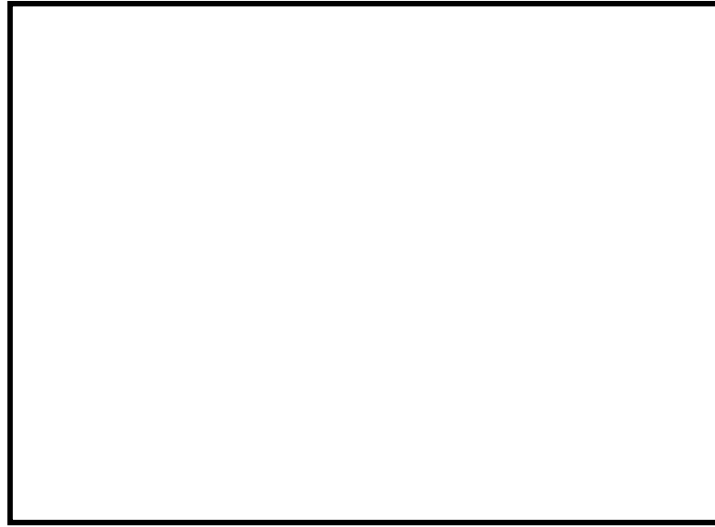
これにより、崩壊熱が最も大きい取出燃料の冷却について、スプレイ水との直接熱交換だけでなく、隣接する冷却の進んだ燃料への輻射や対流伝熱による放熱の効果により冷却効果を向上させることができる。分散配置パターンの例を第2-3図に示す。

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。

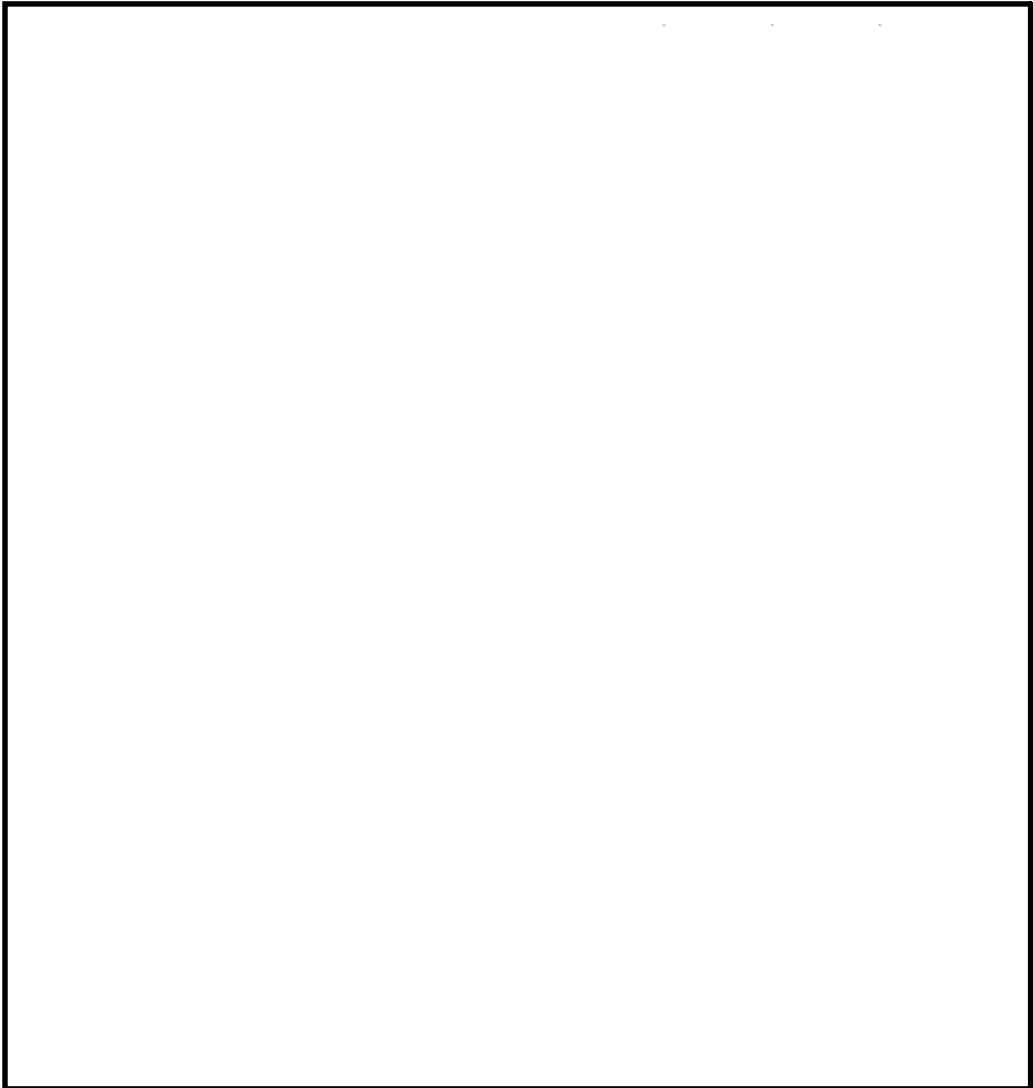
スプレイ水の供給量が崩壊熱による蒸発量を上回ることから、使用済燃料プール内雰囲気を100℃の飽和蒸気と仮定し、これと熱平衡状態にあるときの取出燃料の燃料被覆管表面温度を評価したところ、200℃を下回る結果となり、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水の反応が生じる温度（900℃以上*）を十分に下回ることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。取出燃料の燃料被覆管表面温度評価を別添2に示す。

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使用済燃料プール出口配管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。

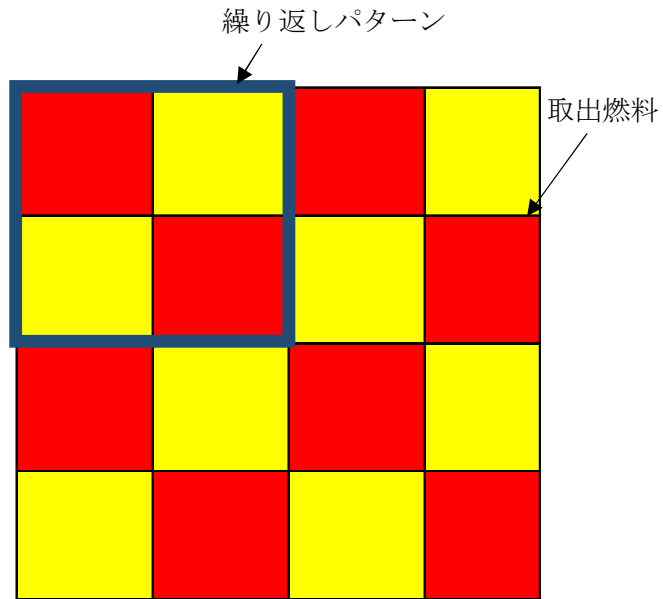
※ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（原子力安全委員会）



第2-1図 設計使用に基づくスプレイ分布

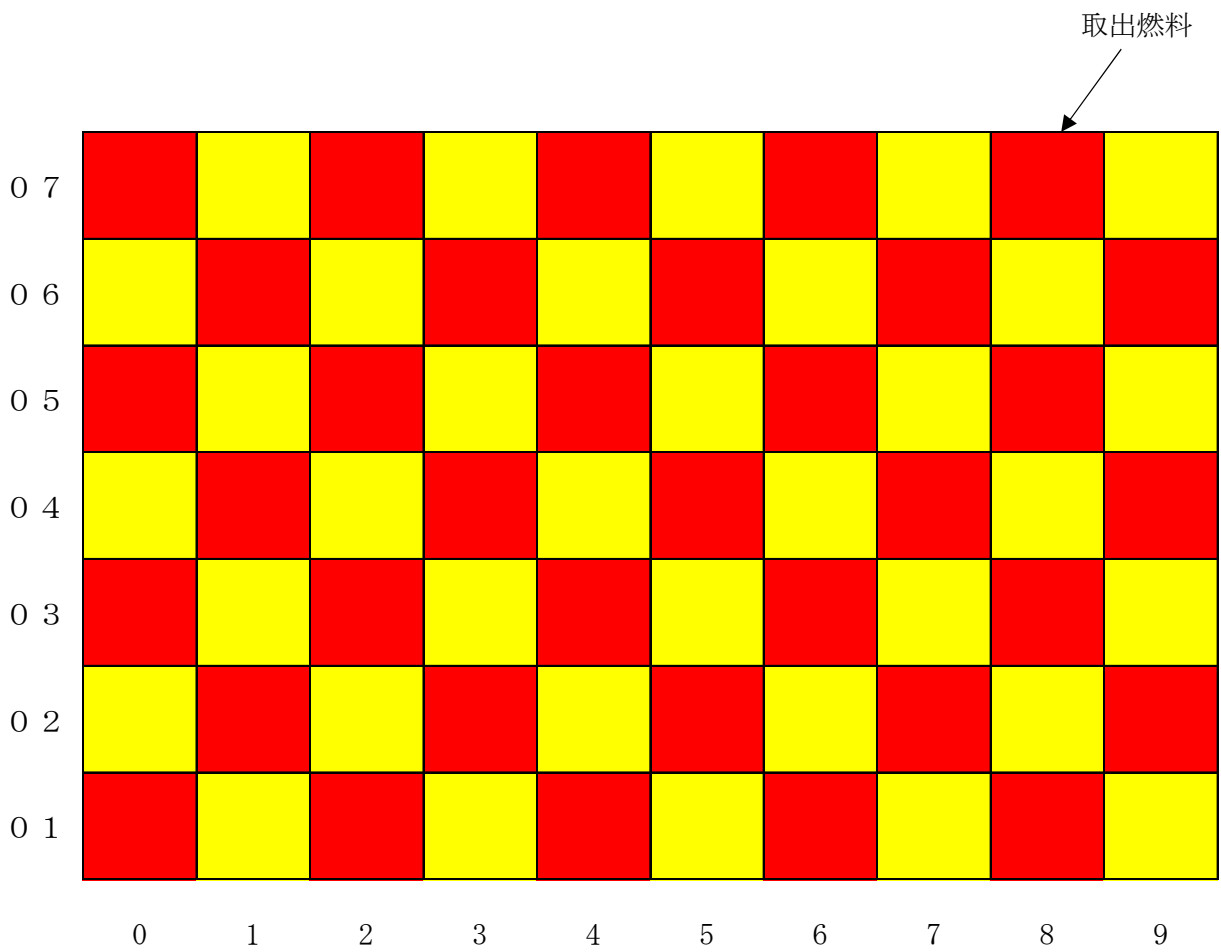


第2-2図 使用済燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布



【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必要スプレイ量及び放水範囲

使用済燃料プールへの必要スプレイ量及び放水範囲について、以下に示す。

1. 必要スプレイ量

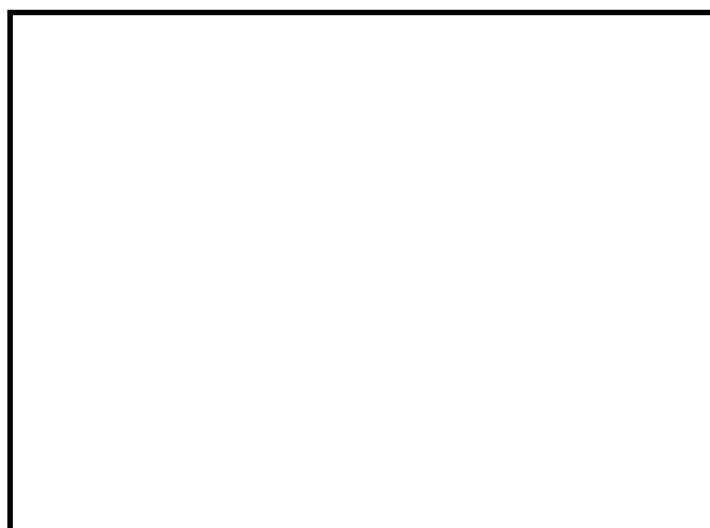
使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。この結果、使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合、崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約15.1 m³/hとなった。

可搬型スプレイ設備（可搬型スプレイノズル（3 個），可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約50 m³/h（1 個当たり）であり，使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また，NEI06-12の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量200 gpm（約45.4 m³/h）を上回る流量になっている。

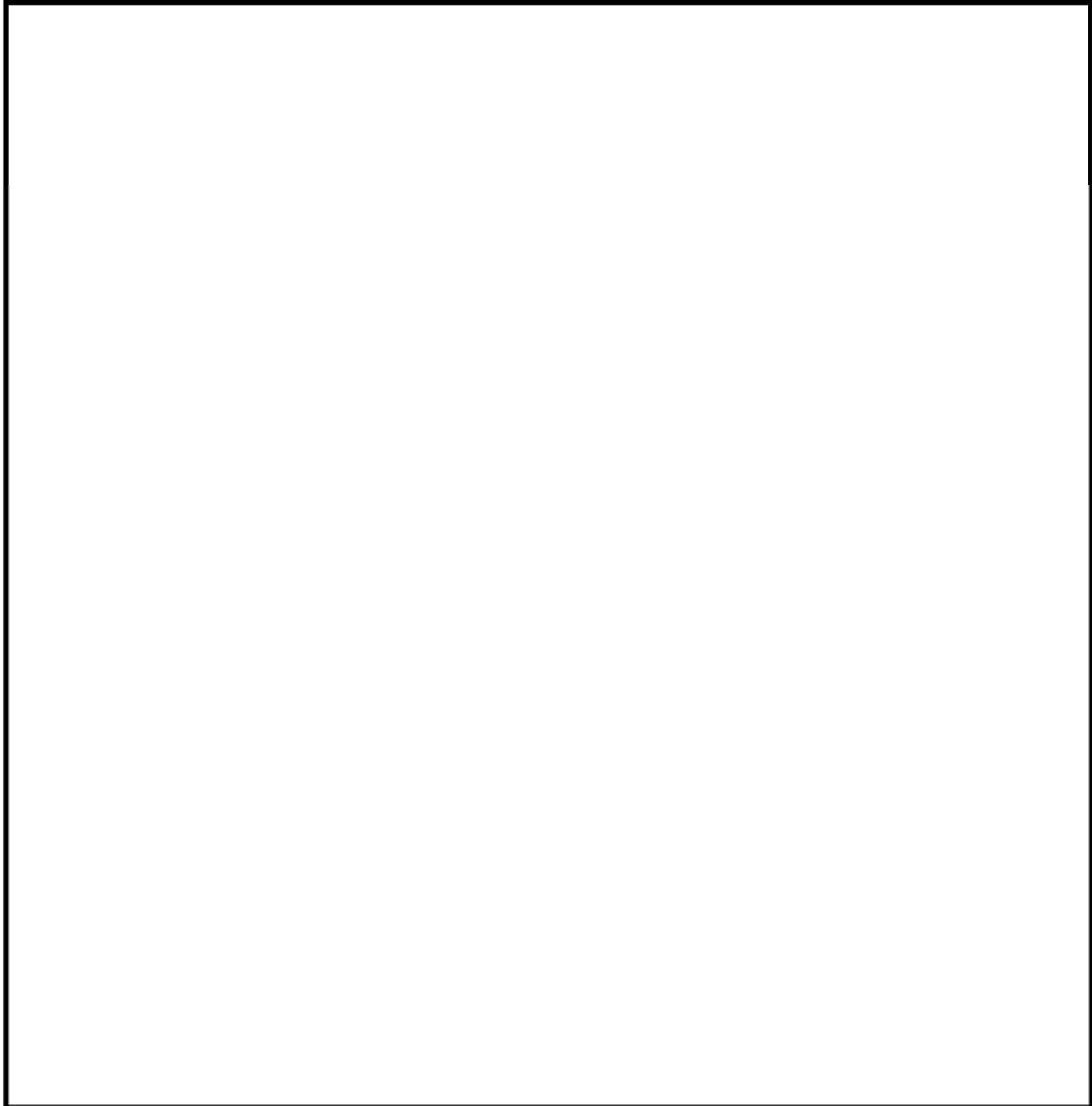
2. 放水範囲

以下条件により、第1-1図及び第1-2図に示すスプレイ分布を満足していることを確認している。

項目	条件
ノズル角度	+10 °
本体角度	-10 °
旋回角度	±40 °
スプレイ流量	42 m ³ /h（1 個当たり）



第1-1図 可搬型スプレイノズルの放水範囲（単体）



第 1-2 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

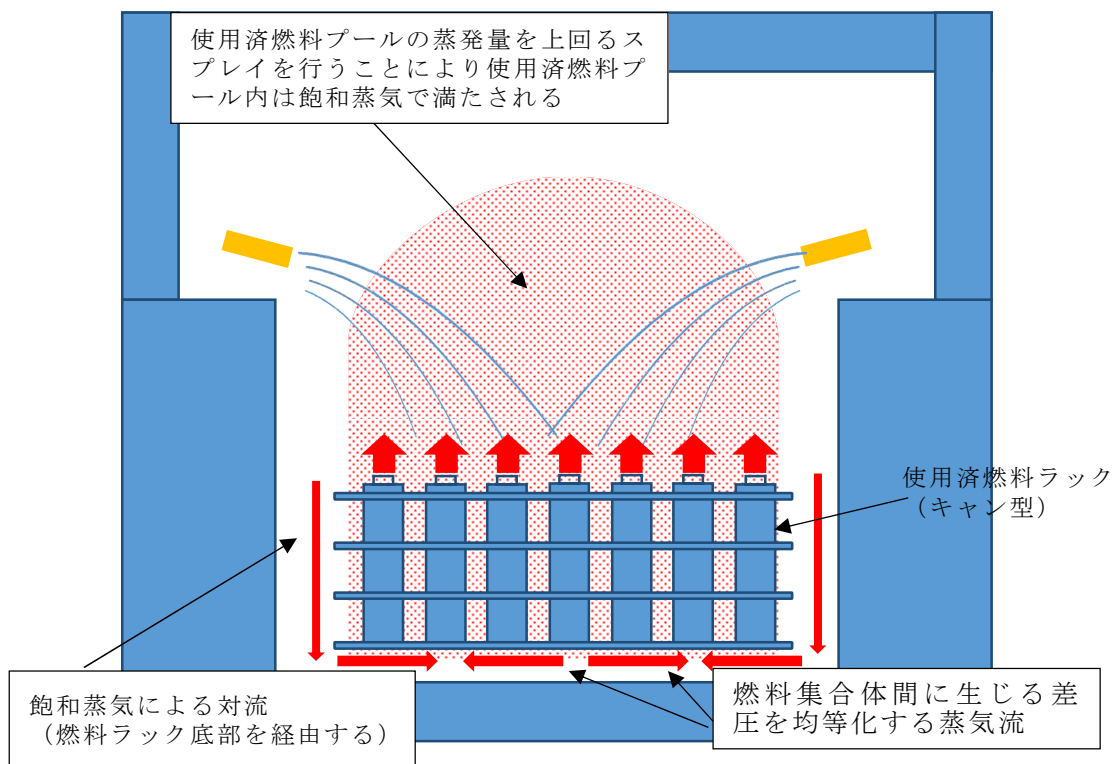
使用済燃料プール内の燃料へのスプレイによる冷却については、スプレイ水が使用済燃料プール全体をカバーしていることから、スプレイ水と燃料の接触による冷却が可能である。また、スプレイ水の供給能力は使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱から求めた蒸発量を上回る水量を確保している。

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)

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

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)

「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,
 $B = D_h \div N_{fa2} \doteq 11.9 \times 10^3 \text{ [W]}$

ここで,

D_h : 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

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

(輻射) D

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

ここで,

TS : 燃料被覆管表面温度 (°C)

T_A : 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。
 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

V-1-3-5に係る補足説明資料

【説明する添付資料】

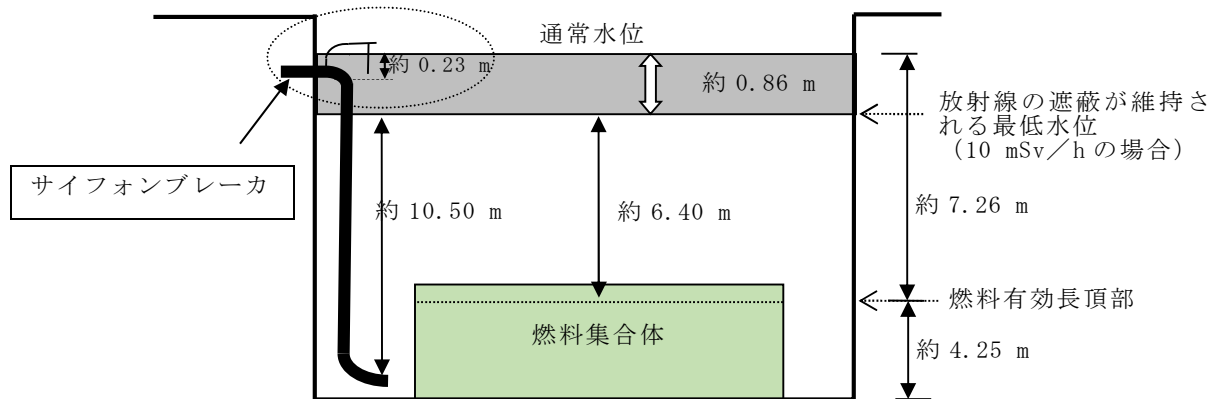
V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

補足説明資料目次

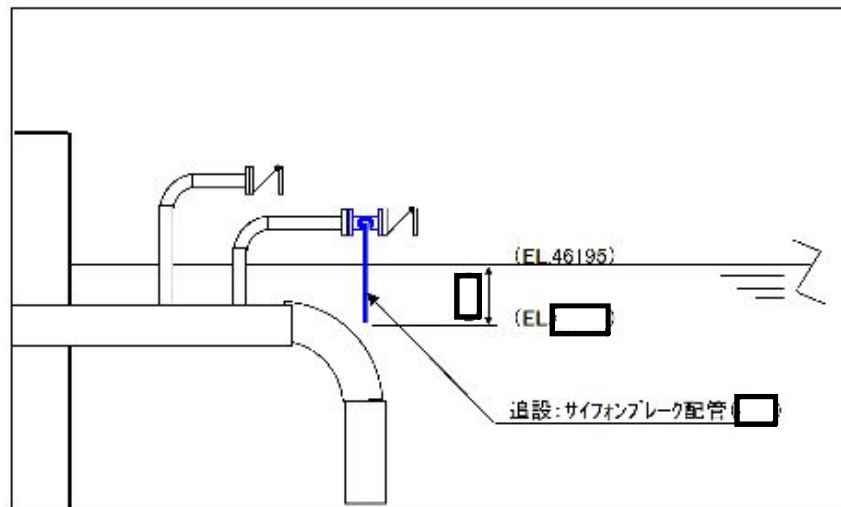
	頁
1. 使用済燃料プールサイフォンブレイカの設置状況	1-1
2. 使用済燃料プールサイフォンブレイカへの重量物落下評価	2-1

1. 使用済燃料プールサイフォンブレーカの設置状況

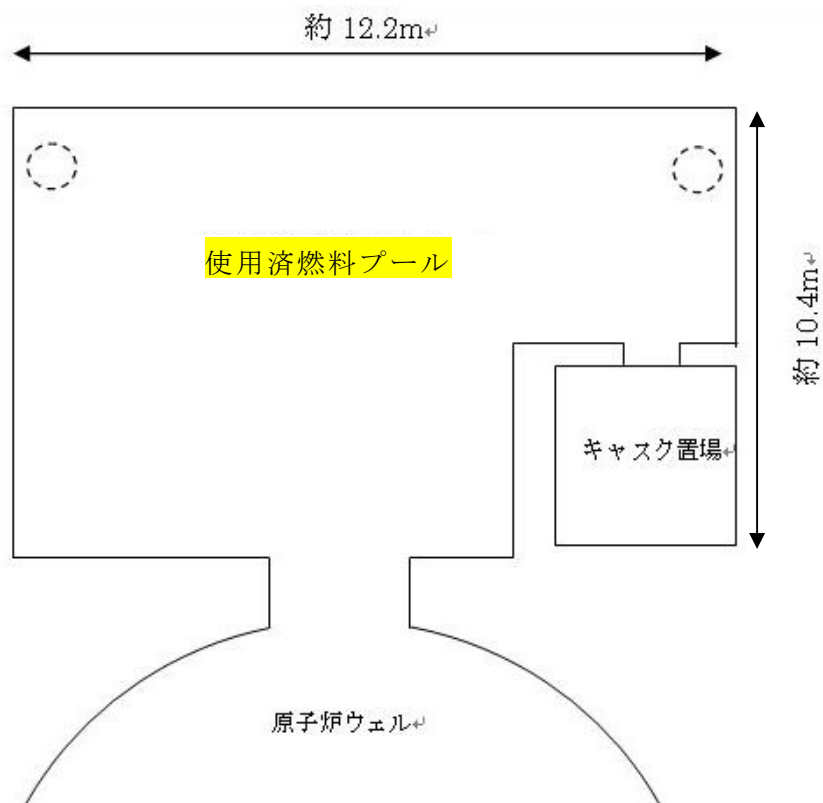
使用済燃料プール出入口配管及びサイフォンブレーカの概略図を第1-1図及び第1-2図に示す。また、サイフォンブレーカの設置場所を第1-3図に示す。



第1-1図 使用済燃料プールに接続されている配管の概略図



第1-2図 サイフォンブレーカ設置概要図



○ : サイフォンブレーカ設置場所

第1-3図 サイフォンブレーカの設置場所

サイフォンブレーカの仕様

配管材質 : SUS304TP

サイズ : □A

耐震性について

第1-2図に示すとおり, ディフューザ配管及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震Sクラスで設計されており, その配管にサイフォンブレーク用配管を接続する設計とするため耐震性に問題はない。

2. 使用済燃料プールサイフォンブレイカへの重量物落下評価

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

サイフォンブレイカへの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁、原子炉建屋クレーン、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使用済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用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、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用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用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。