

施設定期検査中における溢水影響について

施設定期検査作業に伴う原子炉ウェルやドライヤセパレータプールの水張り状態におけるスロッシングの発生，防護対象設備の待機除外やハッチ等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合については，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用及び対策をおこなう。

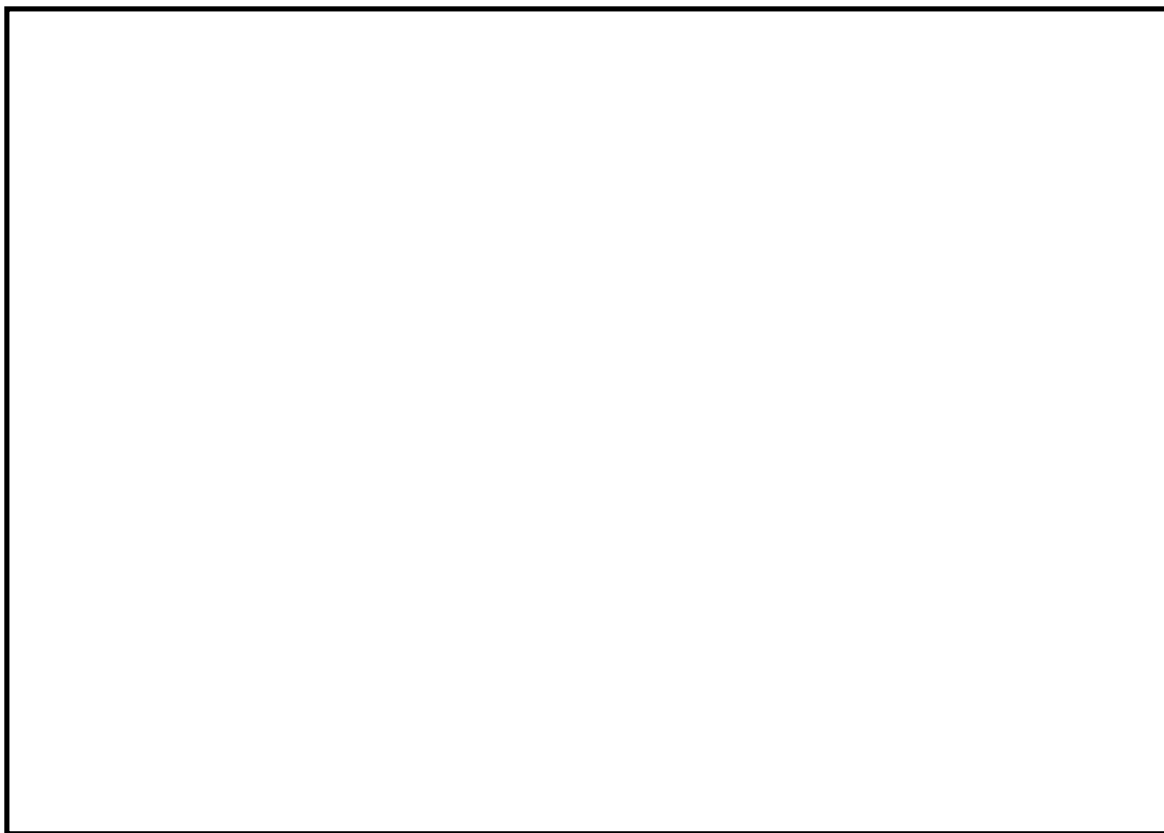
ここでは，影響評価上設定した溢水量及び溢水経路の状態の一時的な変更の一例として，施設定期検査時のスロッシングの発生と作業等でのハッチ開放を想定し，これによる溢水評価への影響について示す。

1. ドライヤセパレータプール等のスロッシングに伴う溢水影響評価について

使用済燃料プールの通常時におけるスロッシングについては，必要な防護対象設備が溢水評価において機能喪失しないことを確認している。

ここでは，施設定期検査期間中に想定される，使用済燃料プール，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプールの基準地震動 S_s におけるスロッシングによる溢水量を算定し，防護対策の検討を行う。また，この対策が上記の評価に影響がないことを確認する。

原子炉棟 6 階床のドライヤセパレータプール等の配置を第 1 図に示す。



第1図 ドライヤセパレータープール等の配置図

1.1 スロッシングによる溢水量の評価方法

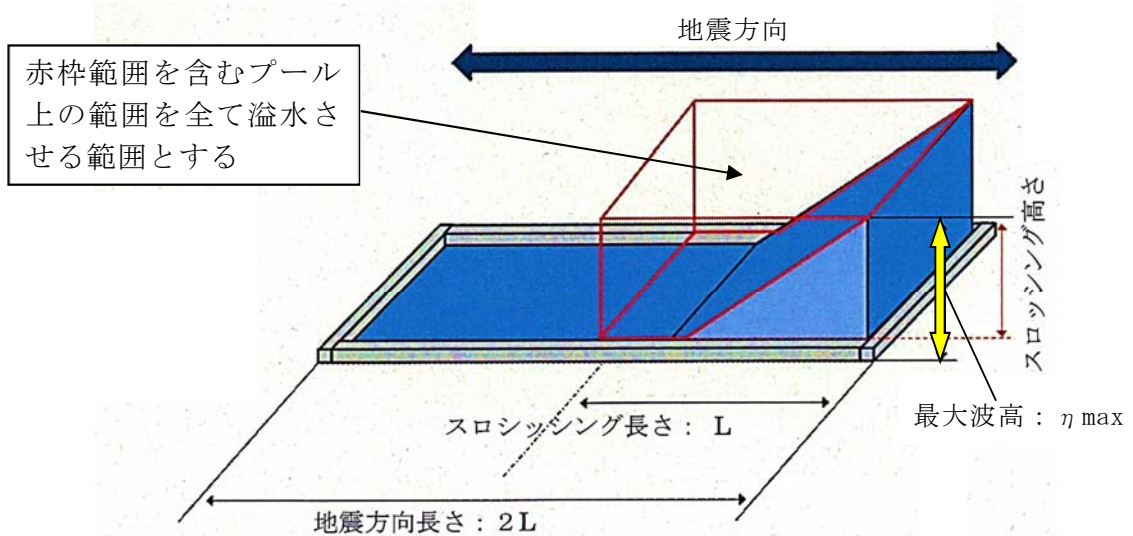
原子炉棟の原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールを評価対象とし、速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定する。また、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、簡易評価で求めた「最大波高」が床面を上回る高さに、水面面積の 1/2 を乗じることとする。

表 3.7 速度ポテンシャル理論に基づく計算手順

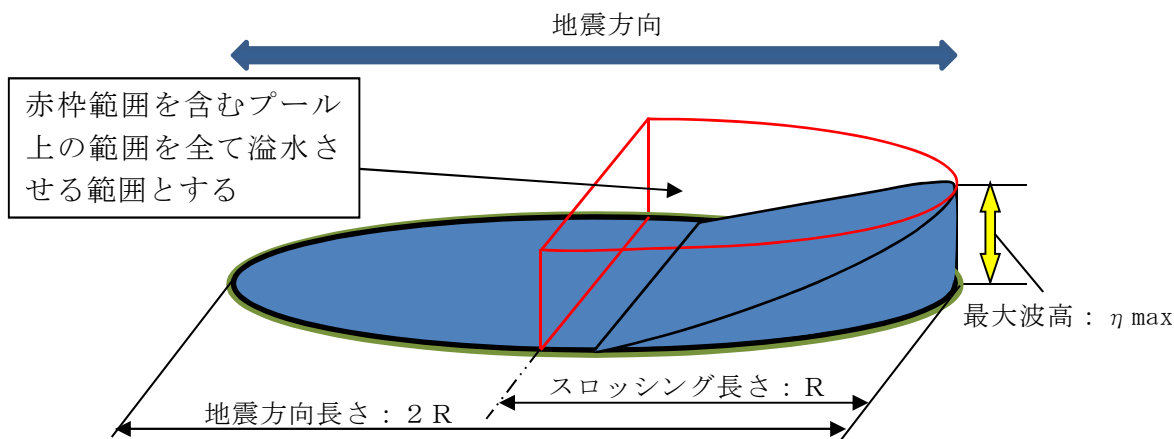
項目	円筒形容器	矩形容器
f_1	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.841}{R} g \tanh(1.841 \frac{H}{R})}$	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.571}{L} g \tanh(1.571 \frac{H}{L})}$
η_{max}	$0.837 \frac{R}{g} \alpha_1$	$0.811 \frac{L}{g} \alpha_1$

表 3.7 の出典：耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊 2（機器系）（昭和 60 年 3 月（財）原子力工学試験センター）

- L：矩形容器の振動方向長さの 1 / 2
- R：円筒形容器の振動方向長さの 1 / 2
- H：プールの底面から水面の高さ
- g：重力加速度
- α_1 ：加速度スペクトル応答値



第 2 図 スロッシング時の溢水量の設定（矩形）



第3図 スロッシング時の溢水量の設定（円筒形）

簡易解析に用いる地震動は、基準地震動 S_s の 8 波をそれぞれ用いて溢水量を算出し、床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

1.2 スロッシングによる溢水量の評価結果

ドライヤセパレータプール等を含めた施設定期検査期間中の基準地震動 S_s におけるスロッシングによる溢水量を第 1 表に示す。ここで、使用済燃料プールの溢水量は 3 次元流体解析の詳細値を考慮するが、その他原子炉ウェルとドライヤセパレータプールのスロッシング量については、簡易解析による結果を示す。簡易解析の結果は詳細解析結果に比べ、約 2 倍の値となっており十分な保守性を有している。

第 1 表 スロッシング評価結果

評価対象	地震波の種類	溢水量 (m^3)
使用済燃料プール	S_s-13	81.49 ^{※1} (156 ^{※2})
原子炉ウェル	S_s-13	210 ^{※2}
ドライヤセパレータ プール	S_s-13	211 ^{※2}
合計		約 503

※1：3次元解析によるスロッシング量

※2：簡易評価による保守的なスロッシング量

1.3 通常時の溢水評価及び対策への影響確認

スロッシング発生時の溢水量が原子炉棟6階床面に流出した際の水位を求め、通常時の溢水評価及び対策への影響を確認した。

溢水水位の評価結果を第2表に示す。なお、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールの床面積は保守的に水位評価に考慮していない。

第2表 スロッシングによる溢水水位

評価対象	溢水量(m ³)	水位(m)
通常時評価	81.49 (89.64 [※])	0.11 (0.12 [※])
停止時評価	約 503	0.67

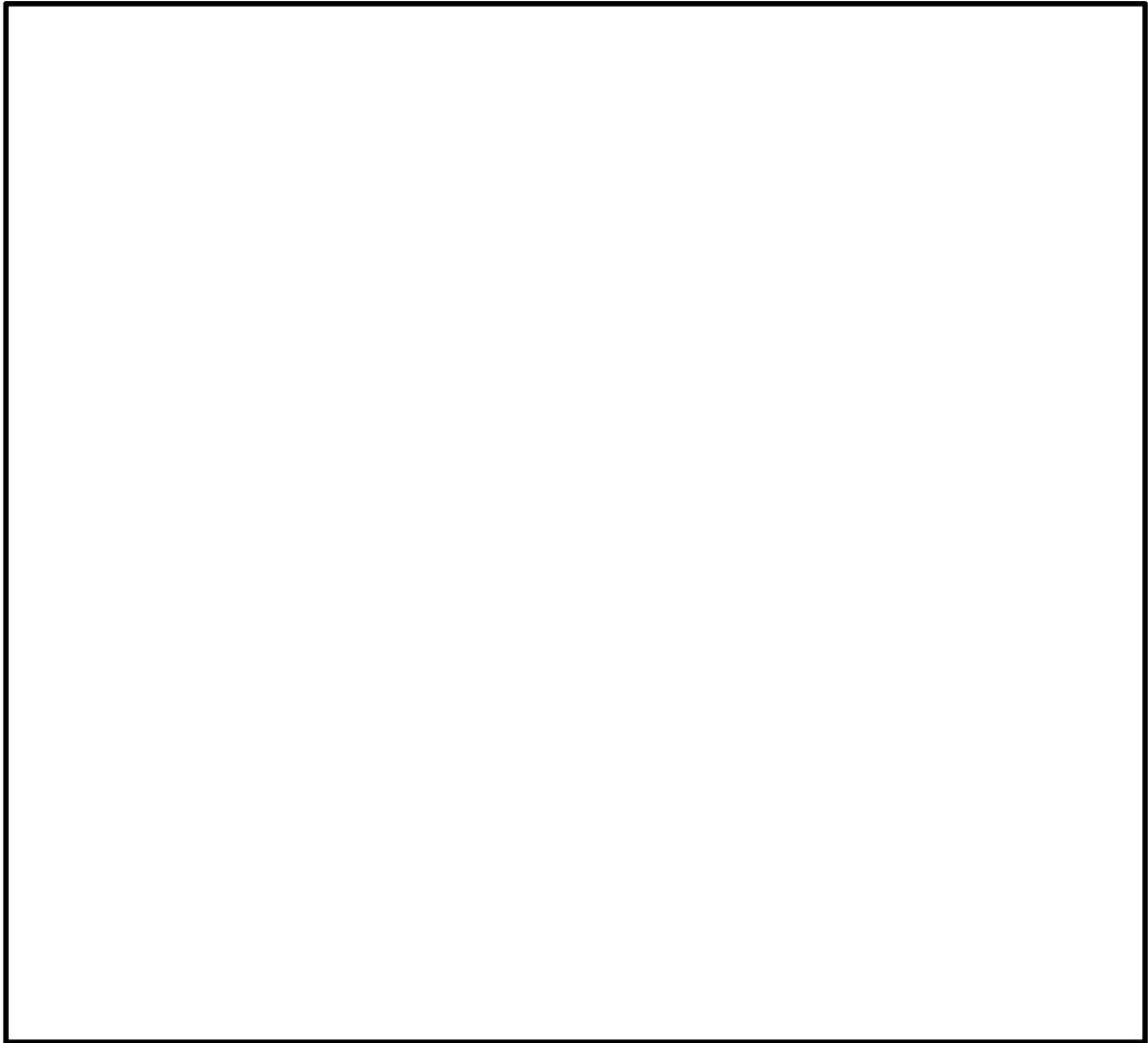
※ 溢水量を1.1倍して水位を評価

スロッシング発生量が通常時の原子炉棟6階で想定する流出量を上回ることから、施設定期検査期間中において、通常時の評価に影響しないよう発生する溢水を下層階に流下させない対策を実施する。具体的には、東側の溢水拡大防止堰の上に0.3mの止水板を設置し、かつ、西側床ドレンファンネルを閉止する運用を行う。

この対策により、施設定期検査期間中に原子炉棟6階にて発生した溢水を下層階へ流下拡大させないことから、他エリアにおけるスロッシング等の溢水影響を防止することが可能となる。

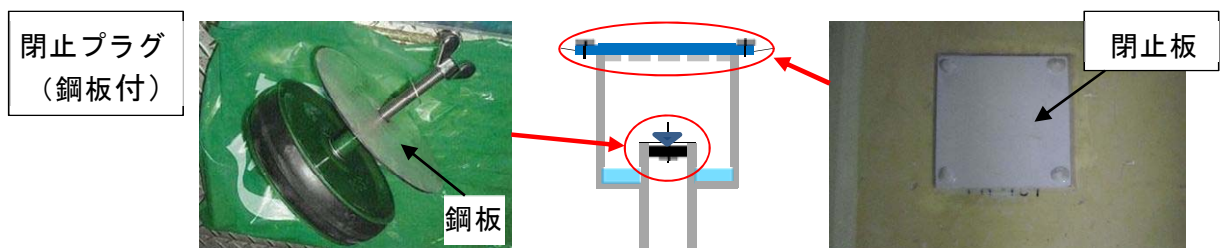
原子炉棟6階は、施設定期検査期間中において、通常運転時に比べ作業等による溢水のリスクが高くなることから、上記の床ドレンファンネル閉止等による対応は、溢水影響の拡大防止の観点からも有効な対応となる。

床ドレンファンネルの閉止については、停止中のみの運用とし、プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに、第4図に示す西側範囲を閉止キャップ若しくは閉止板にて止水し、ウェル水張り中はこれを維持する。

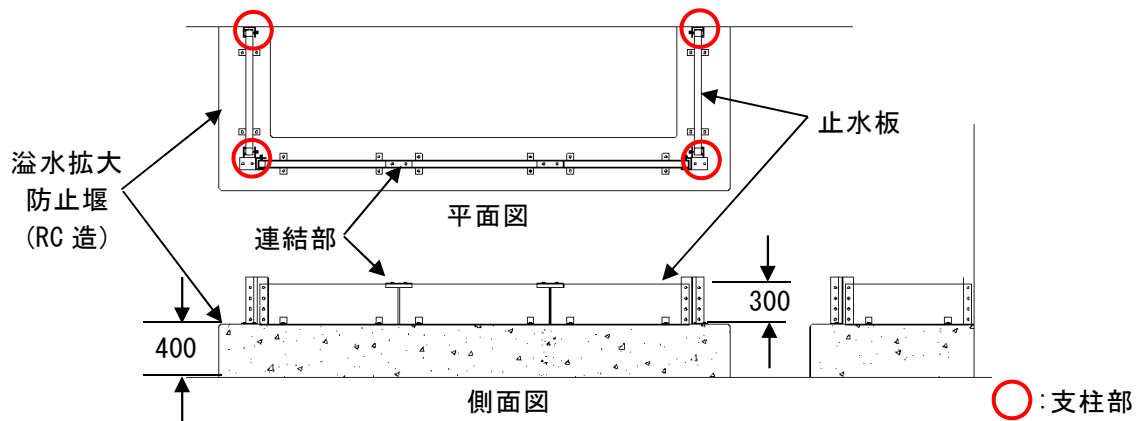


第4図 施設定期検査期間中のスロッシング対策（追加対策）

溢水伝播経路図（原子炉棟6階）

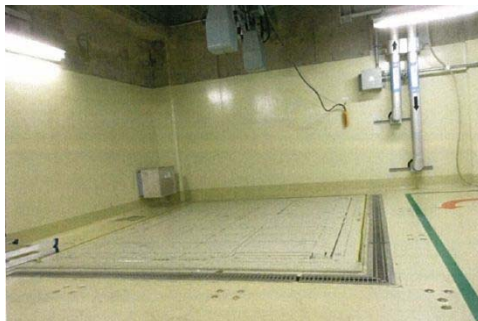


第5図 床ドレンファンネルの閉止例



第6図 溢水拡大防止堰への止水板設置概要図

止水板については、通常運転中の燃料キャスク等搬出入時に高さが干渉するため施設定期検査期間中のみの設置とする。止水板の設置時及び取り外し後の復旧状態における止水機能の担保については、取付位置とシール部のパッキンの締め代を寸法にて管理し、止水性能を維持することを、モックアップ試験にて示す。



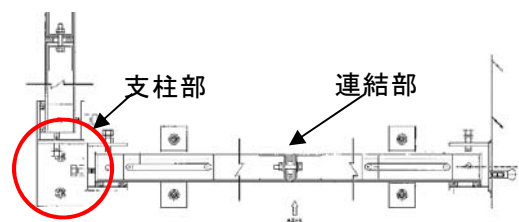
設置前状況



支柱レールの取付状況



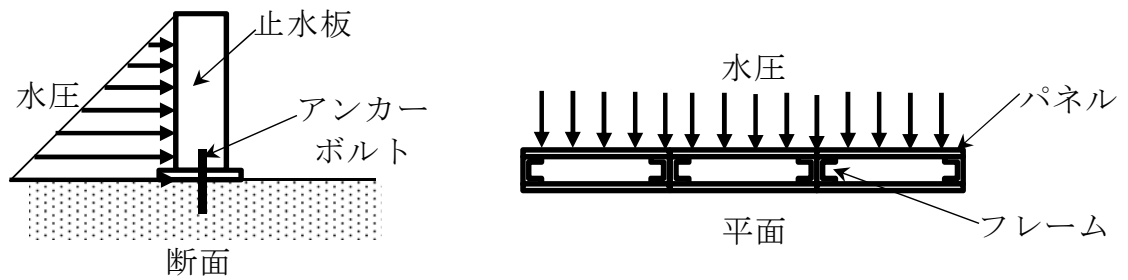
堰設置状況



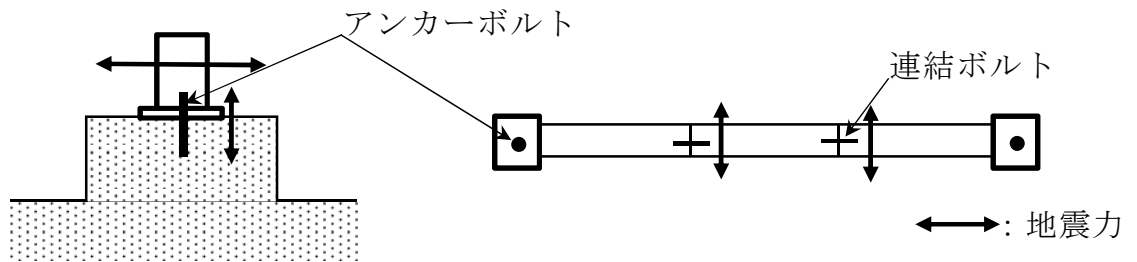
止水板の連結部の形状は、キャスク等のサイズ（φ約2.5m）を考慮し、支柱等を用いない構造とする。

第7図 止水板の設置例

また、止水板の強度については、溢水高さに応じた静水頭圧による構造部材の評価を実施する。耐震性については、基準地震動 S_s における最大応答加速度から設計震度を設定し、各支持部材の評価を行う。各評価の概要を第 8 図に示す。



第 8 図 (1/2) 強度評価概要図



第 8 図 (2/2) 耐震評価概要図

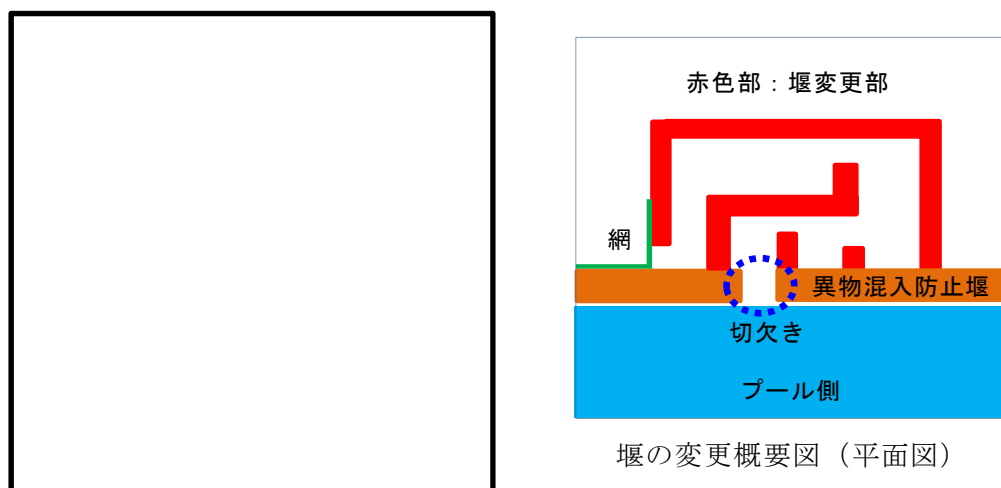
1.4 スロッシング水の滞留対策について

前記の床ドレンファンネル閉止等の運用に加え，スロッシングによる溢水が原子炉棟6階床面に滞留しないよう，溢水を使用済燃料プール等に戻す対策を実施する。

(1) 溢水の床面滞留時の排水対策

使用済燃料プール及びドライヤセパレータプール外周部には異物混入防止を目的とした堰（高さ約0.1m）が設置されており，床面の水位がこの堰を超える場合は，現実的には堰を越流し，プール側に戻ることが想定されるが，さらに確実に床面に溜まる水がプール側に流入するよう，堰の一部を切欠く対策を実施する（第9図）。

この対策実施により，原子炉棟6階の床面に溢水するスロッシング水は，使用済燃料プールやドライヤセパレータプール側に流入することになり，床面滞留時の影響を軽減することができる。



第9図 プール堰の変更概要

堰の改造については，従来の異物混入防止を考慮するだけでなく，スロッシング水の越流による物品の流入や作業における仮置物品などの流入を防止するために迷路構造とする。また，流入部には異物混入防止の網を設置するものとする。

堰の切欠きの設置により滞留水が排水される時間は、滞留水位及び水量をそれぞれ既設堰高さより 0.1m、約 76m³とし、堰の切欠き幅を 1箇所 0.1m として算出した場合、約 5～10 分程度と想定され、短時間であることから滞留による他への影響等は考慮していない。

(2) スロッシング等の溢水発生を想定した物品の管理について

通常時及び施設定期検査期間中については、原子炉棟 6 階エリアは、「異物混入防止管理マニュアル」に従い、主に特定異物混入防止管理区域として管理される。具体的には、区域が設定され、持込み工具や資機材と消耗品等物品の搬出入管理、機材の固縛や固定等の実施及び監視人の配置や表示による管理が行われる。さらに、作業等の関係者については、関連する教育を定期的実施することを定めている。

これに加え、スロッシング等の溢水を考慮した物品の固定や保管管理について「異物混入防止管理」に追加する。対象物品リストを第 4 表に示す。

この管理の実施及びプール廻りに設置された堰や手摺の効果により、スロッシング等の発生を想定した場合でも、プール等に流入する物品は微小な物に制限され、燃料等に影響を及ぼさないものとなる。

(3) 排水ライン閉塞時における排水処理について

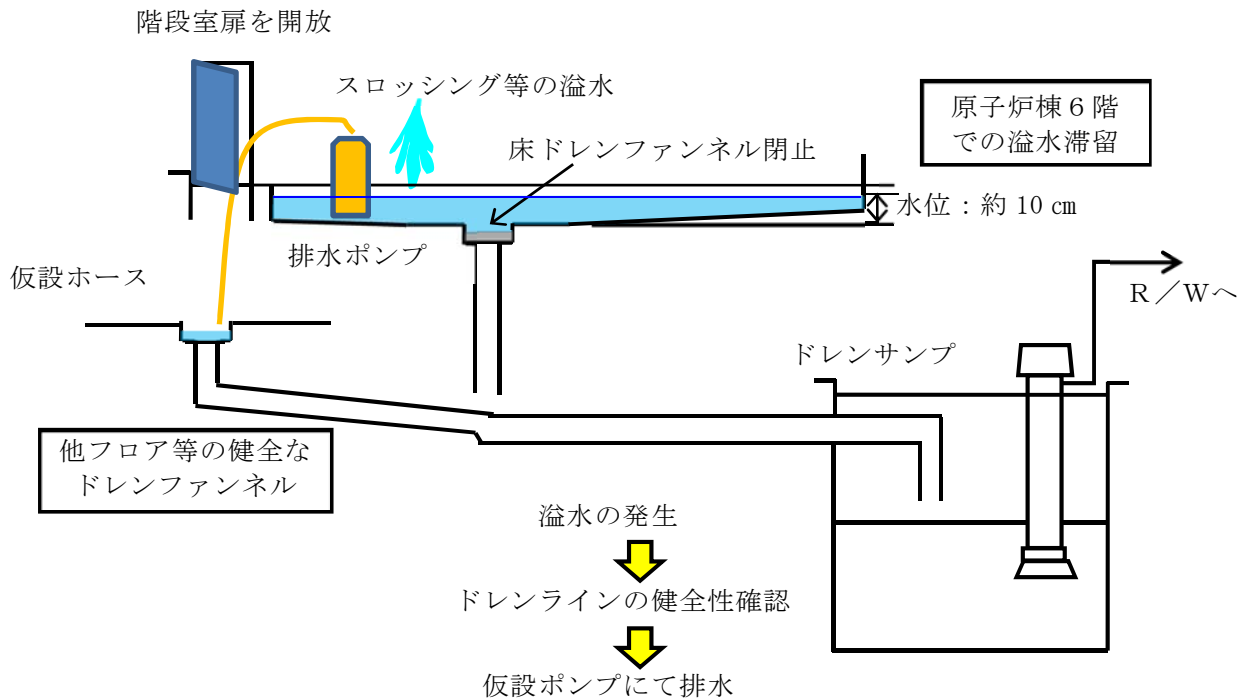
仮に堰の切欠き部に閉塞が発生した場合を想定し、滞留水が発生する場合は、排水ポンプ等にて他フロアの既設ファンネルを利用し排水を実施する。具体的には、ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧、若しくは健全性の確認後、各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し、健全が確認されたファンネルに排水を行う。必要な排水作業について第 10 図に示す。

溢水したスロッシング水を再びプール側に戻す場合、水質悪化等による燃料等への影響が考えられるが、各浄化系統を復旧することで、設備等への大きな影響はないと考える。なお、異物の有無を確認するため燃料や炉内の点検を実施する。

(4) 溢水滞留時のアクセス性について

停止時に発生する溢水における原子炉棟6階の滞留を想定すると、プール廻りの堰高さより水位は約10cmであり、作業等のアクセス性については影響のない水位である。

全ての排水ラインが閉塞したと仮定し、排水が出来ないとした場合でも、排水作業のためのアクセスは階段部より可能であり、6階フロアに入る扉の開閉についても、滞留水位による影響がないよう、必要な高さを確保した堰を設置することから問題がない評価となる。



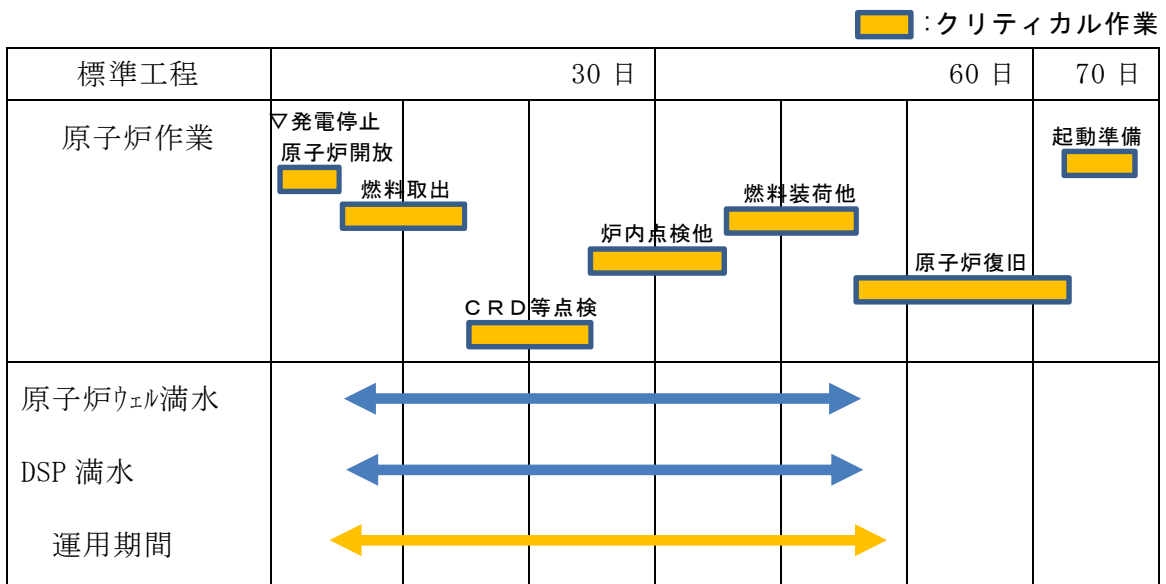
第10図 停止時の床ドレンファンネル閉止・堰の排水切欠き閉塞時における排水処理について

1.5 止水板の設計について

本評価においては、原子炉棟の原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールを対象として、速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定した。この算定においては、保守的に評価を実施したことから、対策についても十分に保守的なものであるが、詳細は3次元流体解析による評価を実施し、溢水量に応じて、溢水高さの最適化を図り、裕度を確保することとする。

1.6 床ドレンファンネルの閉止運用期間について

施設定期検査期間中に想定される、スロッシング対策として、原子炉棟6階については、床ドレンファンネルの閉止運用による溢水対策を実施する。標準的な施設定期検査工程を第11図に示す。



第11図 施設定期検査工程例

施設定期検査期間中に想定される、スロッシング対策が必要な期間は原子炉ウェル満水及びドライヤセパレータプール満水の期間であることから、標準的な作業工程を考慮した場合、40日程度である。

施設定期検査期間中の原子炉ウェルとドライヤセパレータプールは、通常運転期間中と違い、遮蔽プラグやハッチが開放される状態となることから、現実的には溢水評価において水位を評価する床面のような滞留エリアとはならない状況となる。このため、停止期間中におけるスロッシングのような大量の溢水を想定した場合は、評価においても、プール外周部の堰を超える範囲については、プール側に溢水が戻る想定とする。

これに対し、通常運転期間については、遮蔽プラグやハッチが設置されているため、この範囲を流下範囲として設定していない。そのため、可能な限り汚染水を床ドレンファンネルにより処理し、床面に拡大させないことを考慮していることから、床ドレンファンネル閉止の運用は行わない。

2. ハッチ開放による溢水評価への影響の確認

原子炉棟の溢水影響評価において、通常閉止されているハッチについて、施設定期検査時等で開放されることを考慮した場合、溢水評価に及ぼす影響について確認した。対象としたハッチ配置を第12図に示す。

- ① 6階東側、西側エリアハッチ開放により、東西区域エリアへ溢水伝播が発生する可能性がある。
- ② ハッチ開放部近傍の浸水防護設備に被水の可能性がある。
- ③ ハッチ開放により計画外の溢水経路が発生する可能性がある。
- ④ ハッチ開放により開放区域のエリア面積に影響を及ぼす可能性がある。

2.1 確認結果

予想される影響を確認した結果、以下のとおり運用を行うことにより没水影響評価において問題ないことを確認した。

- ① 6階面での溢水は、東側西側エリアハッチ開放をおこなった場合、東西区域への溢水が発生し東西の防護対象設備へ影響を及ぼす恐れがあるため、当該ハッチについては、開放時に止水堰等の浸水防護対策を行う。
- ② 開放ハッチ下部近傍に防護対象設備が設置されているハッチについては、開口部からの溢水流下による被水の恐れがあるため、ハッチ開放時には、該当開口部に止水堰及び被水防護対策を行う。
- ③ ハッチ開放による開口面積の増加やコンクリートプラグ仮置きによる区画面積が減少するが、水位上昇は6階面で2cm程度であり、溢水防護対象設備が機能喪失しないことから、溢水影響評価に影響はない。
- ④ 設備点検に伴うハッチ開放においては、同じ機能をもつ異区分の安全機器のハッチを同時に開放しない運用制限を行う。

第3表 機器ハッチ開放による水位への影響

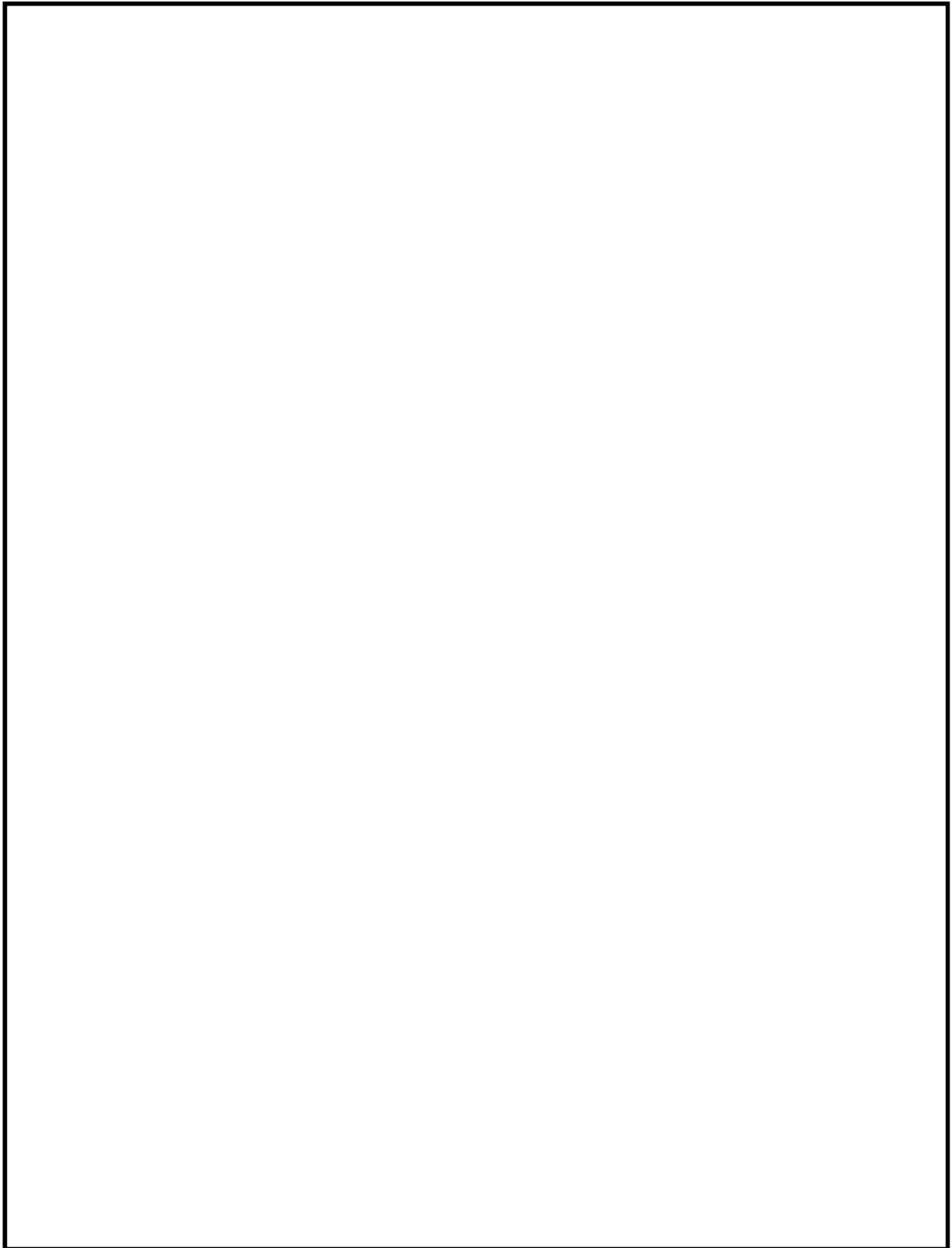
	床面積 (m ²)	溢水水位 (m)	備考
通常時	759.7	0.12	地震時評価
ハッチ開放時	742.4	0.13	ハッチ開口:17.3m ² 考慮

以上の確認結果及びこれらを実施することにより、必要な安全機能が損なわれないよう対応することとする。なお、運用面での対策については保安規定に定めるとともに、関連規程文書に詳細を記載する。

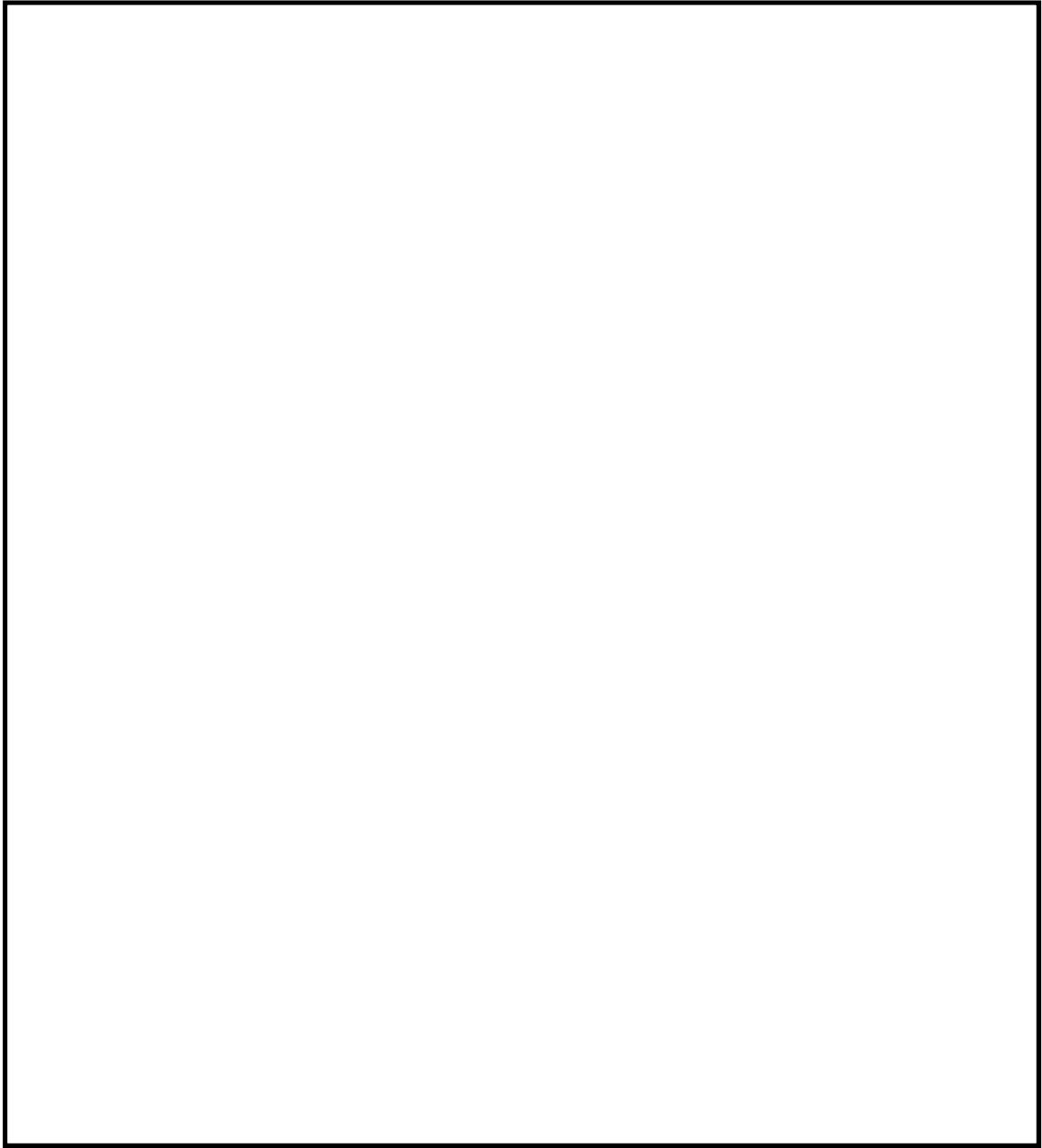
第4表 施設定期検査時の異物混入防止対策物品リスト

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	照明
2	PCV (取扱具含む)	PCVヘッド PCVヘッド吊り具
3	RPV (取扱具含む)	RPVヘッド (オスタッドボルトテンショナ) RPVヘッドフランジガasket ミラーインシュレーション スタッドボルト保管架台 スタッドボルト着脱装置 ミラーインシュレーションベロー
4	内挿物 (取扱具含む)	ドライヤ セバレータ シュラウドヘッドボルト シュラウドヘッドボルトレンチ D/S吊り具 MS ラインブラダ MSLP 用電源箱 MSLP 用空気圧縮機 MSLP 用電動チェーンブロック マルチストロングバック 燃料集合体 チャンネル着脱機 D/S水中移動装置
5	プールゲート類	燃料プールゲート(大) 燃料プールゲート(小) キャスクピットゲート
6	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器 核燃料輸送容器吊り具 使用済燃料乾式貯蔵容器 使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具 固体廃棄物移送容器 固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B用)
7	電源盤類	シッピング用操作盤部 シッピング動力盤 開閉器 キャスクピット排水用電源盤
8	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む) 可動ステージ開放用ホイスト架台 原子炉ウェル用梯子 DSP 昇降梯子 パーテーション
9	装置類	除染装置 (収納コンテナ含む) DSPパッキン用減圧器 酸化膜厚測定装置 水中テレビ制御装置 燃料付着物採取用装置 (本体, ボール, ヘッド) 水位調整装置 リークテスト測定装置
10	作業用機材類	SFPゲート用架台 工具箱 大型セイパーソー 遮へい体 防災シート類 足場材 水中簡易清掃装置保管箱 局所排風器 ウェル用資機材 ローリングタワー フィルタ収納容器 LPRM収納箱 テント

番号	抽出項目	詳細		
10	作業用機材類	酸化膜厚測定装置架台		
		工具箱（引出タイプ）鋼製		
		ドロップライト収納箱		
		グラブ収納箱		
		水中テレビカメラ支持ポール（アルベルグ製）		
		チャンネル固縛仮置き架台（16kg/枚）		
		NFV用吊り具ワイヤ		
		除染ビット用クーラー		
		スポットクーラー		
		注水ユニット		
		キャスク底部固定金具		
		足場収納箱（アトックス）		
		テンション用テストブロック		
11	試験・検査用機材類	スタッドボルト試験片		
		FHM用テストウェイト		
		シッパーキャップ架台（16キャップ含む）		
		SHIPPING装置架台		
12	コンクリートプラグ・ハッチ類	可動ステージ		
		キャスク除染ビットカバー		
		DSプールカバー		
		原子炉ウェルシールドプラグ		
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ		
		SFPスロットプラグ		
		SFPスロットプラグ吊り具		
		DSPスロットプラグ		
		DSスロットプラグ吊り具		
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ		
		FPC F/Dコンクリートプラグ		
		CUW F/Dコンクリートプラグ		
		13	その他	定検査機材
手すり収納箱				
ステップ				
カメラケース				
カメラ用架台				
ペリスコープ用架台				
キャビネット（コンテナ類含む）				
使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4本				
安全帯用ポール及び連結板				
内蓋吊金具収納箱				
垂直吊具エア操作ユニット(1)				
リークテスト測定装置ホース収納箱				
蓋仮置き台				
フランジプロテクター				
蓋吊具（DC用，NFT用）				
ポンベ台車				
収納缶（冷却用）				
ハンドリフター（2 t）				
加圧タンク				
ヘリオット				
位置決めラグ				
RPVヘッド架台				
真空乾燥装置				
新燃料容器				
コンテナ用枕木				
備考 取付状態が床置のものは、固縛等を行いスロッシング対策を行う。				



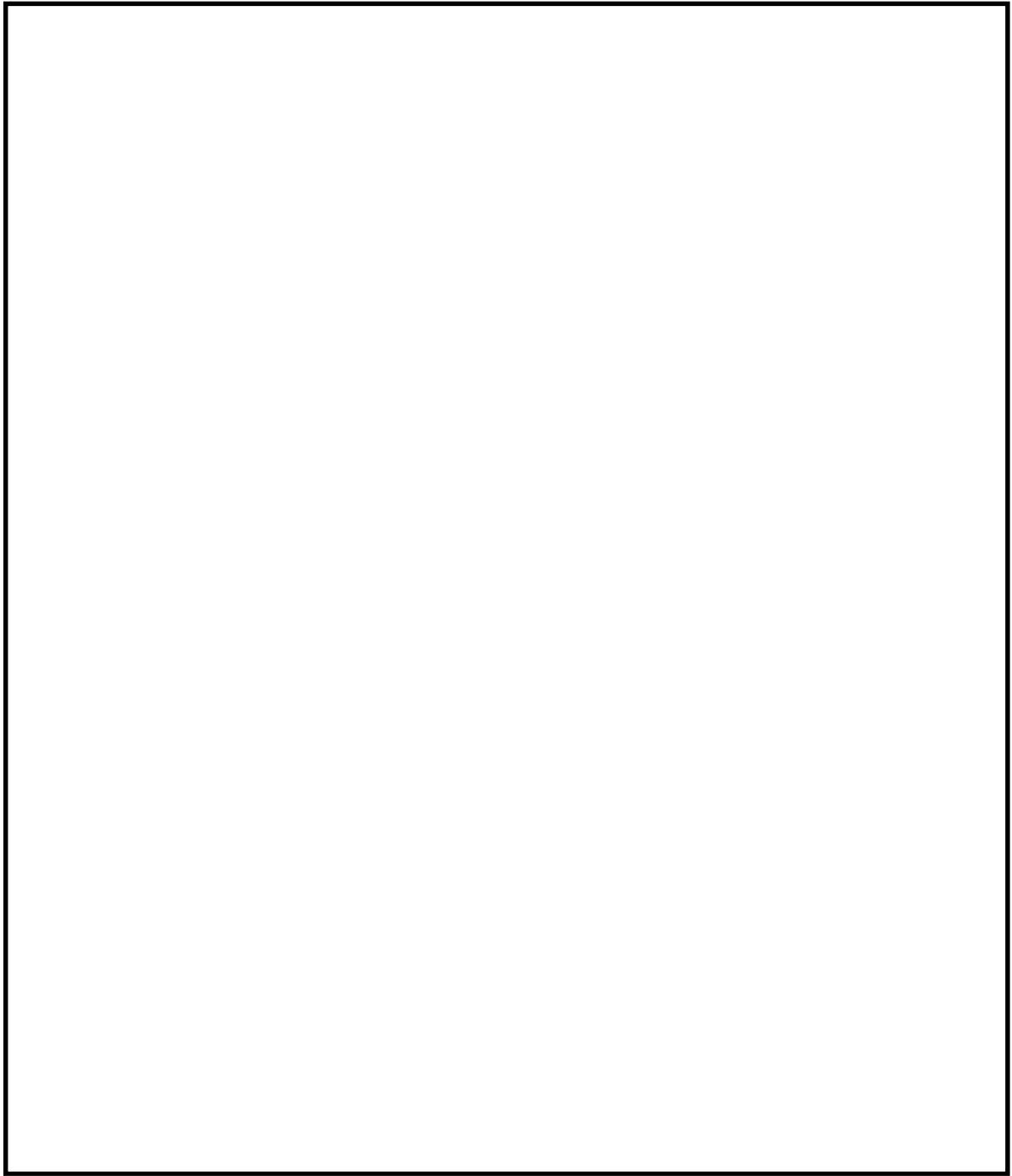
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(1/8)



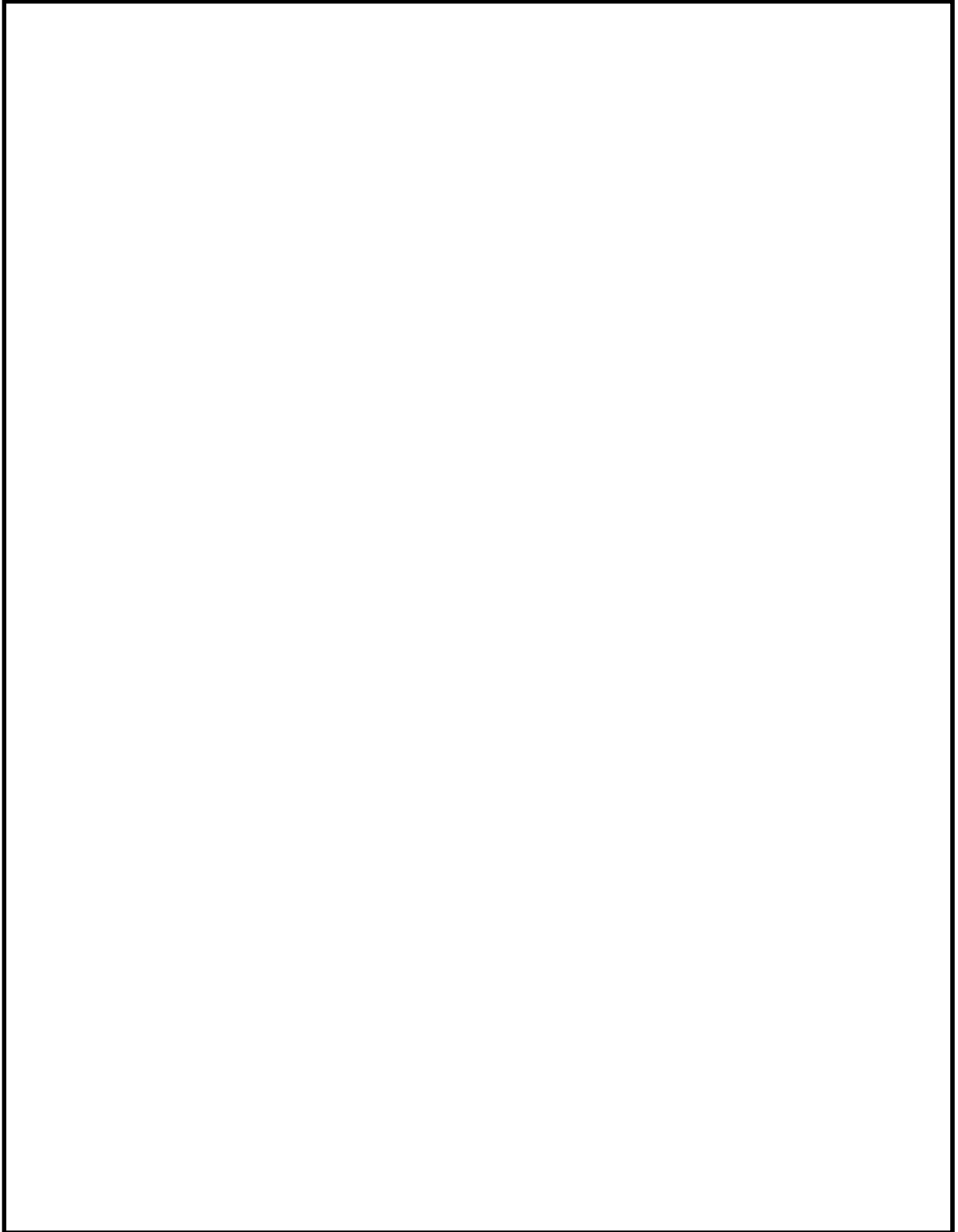
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(2/8)



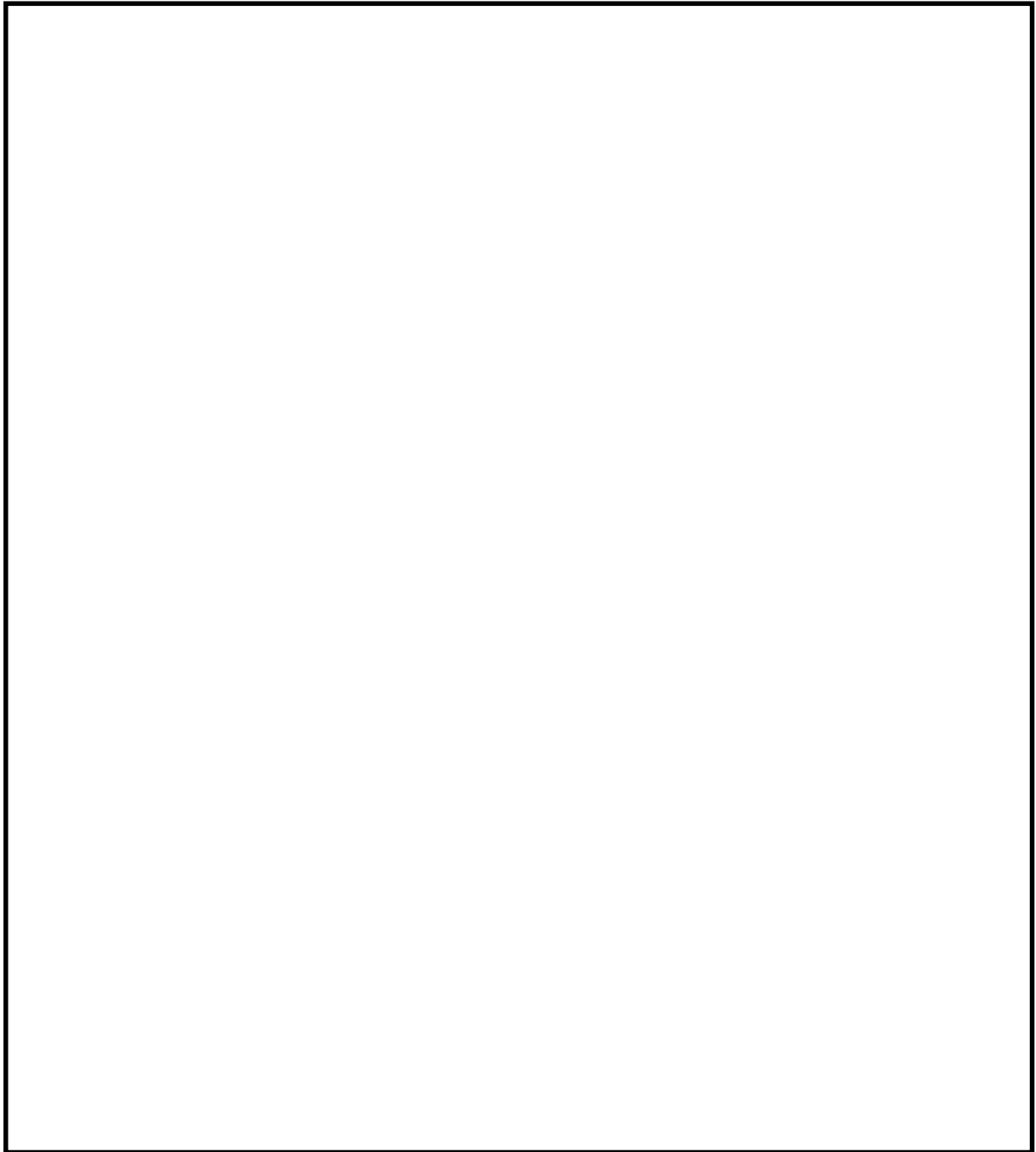
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(3/8)



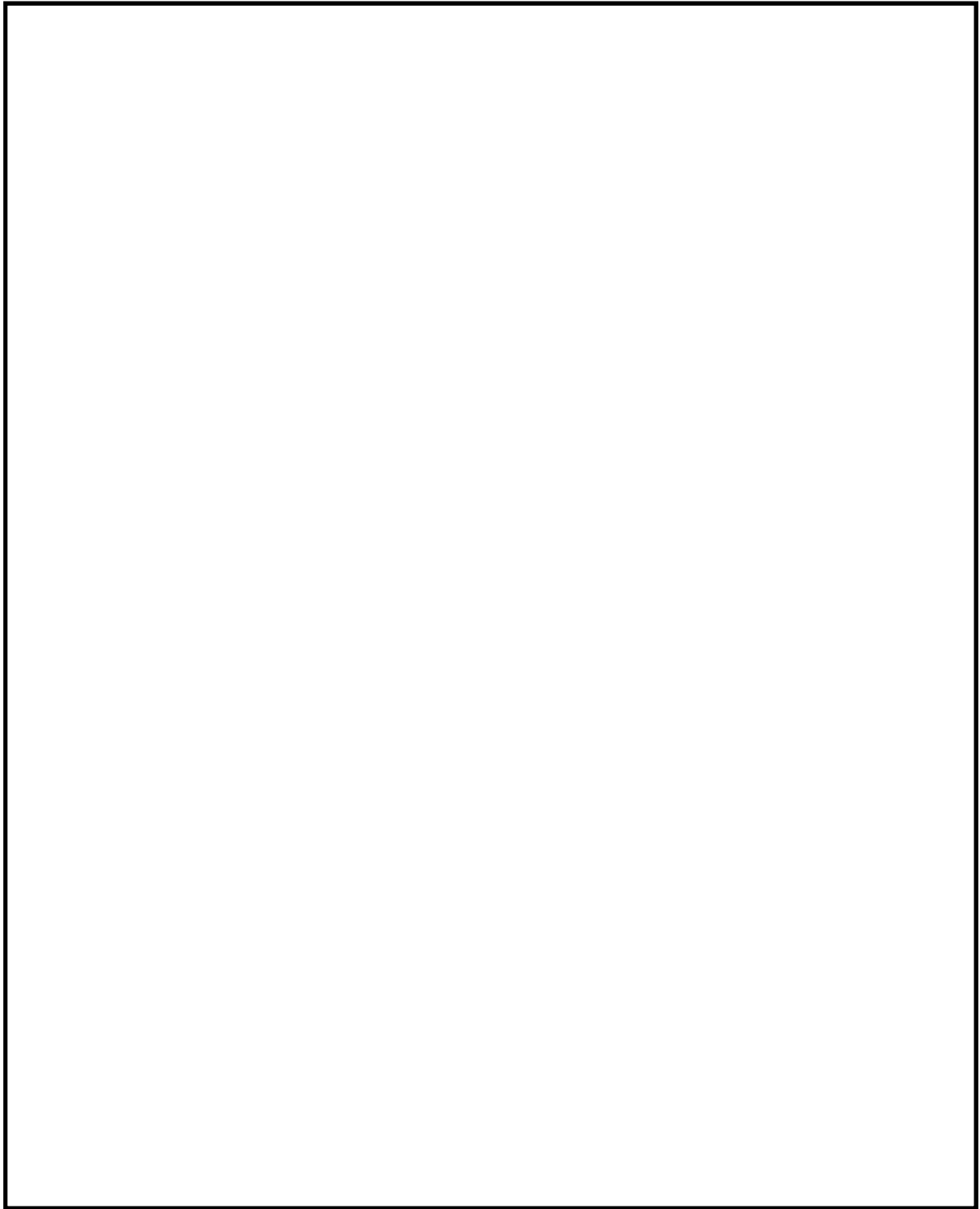
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(4/8)



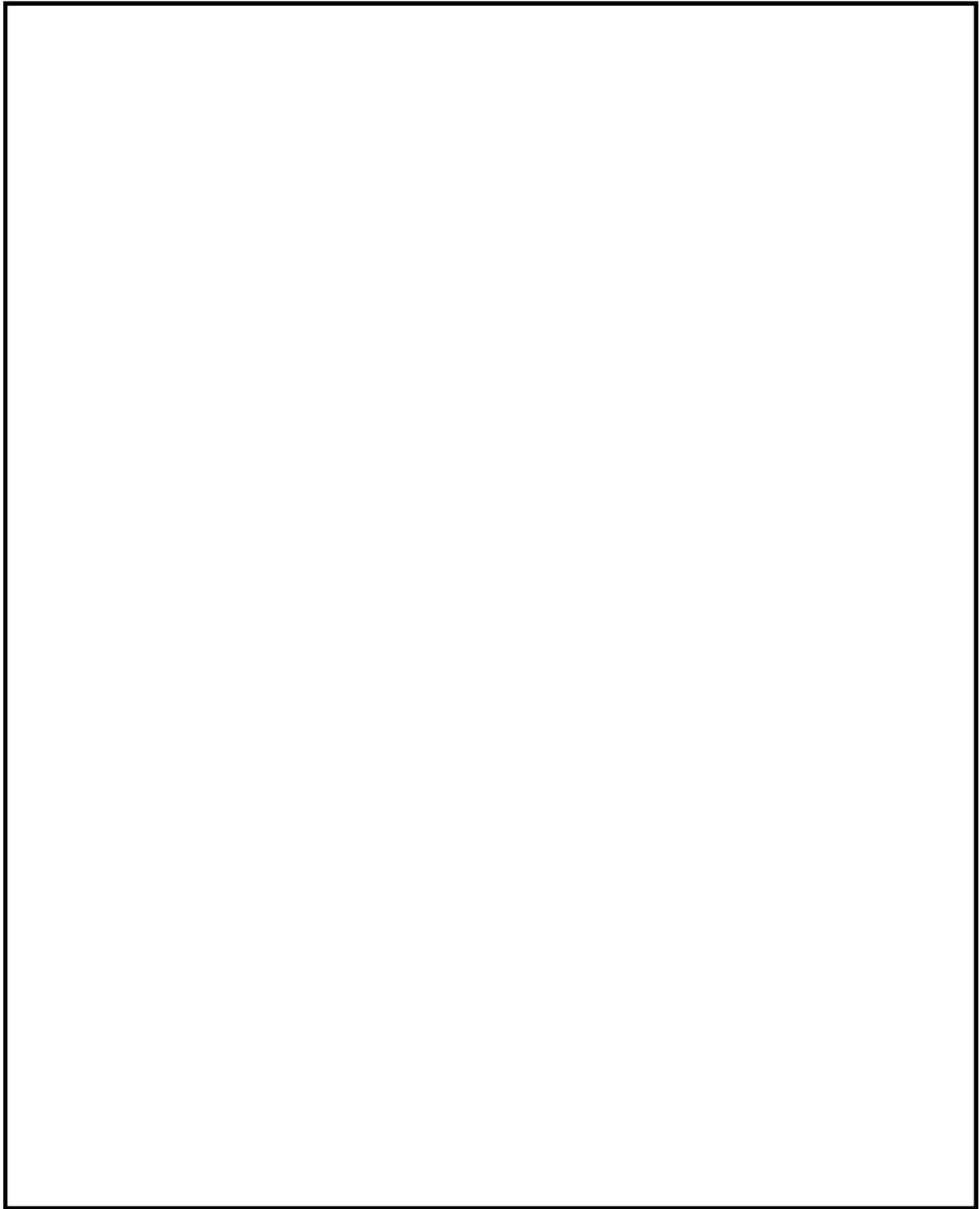
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(5/8)



第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(6/8)



第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(7/8)



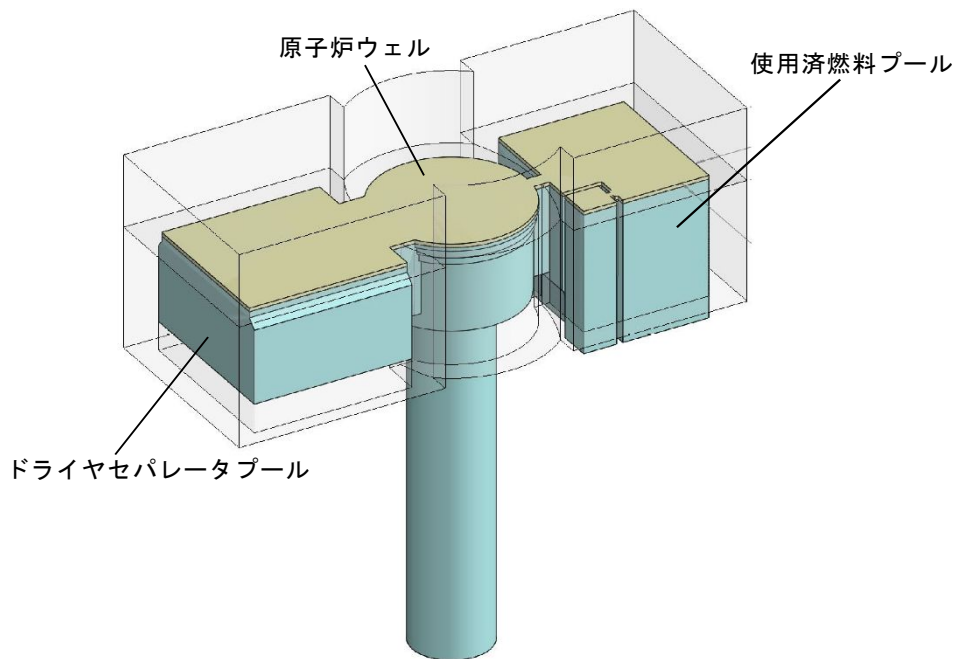
第 12 図 原子炉建屋ハッチ配置図(8/8)

3. 3次元流体解析による評価方法について

原子炉建屋6階の使用済燃料プール、原子炉ウェル、ドライヤセパレータプールのあるフロアレベルをモデル化範囲とし、3次元流動解析により溢水量を算定する。解析モデルは、使用済燃料貯蔵プール本体、キャスクピット、原子炉ウェル、ドライヤセパレータプールを考慮するとともに、原子炉建屋6階床面への溢水の流れをシミュレートできるように空気部分もモデル化した。

解析には、簡易評価で求めた溢水量が最大値となる基準地震動 S_s-13 を用いて床面への溢水量を評価した。また、プール内構造物は、スロッシング抑制効果があるので保守的にモデル化しない。

使用済燃料プールを含むモデル概要図をそれぞれ第13図に示す。

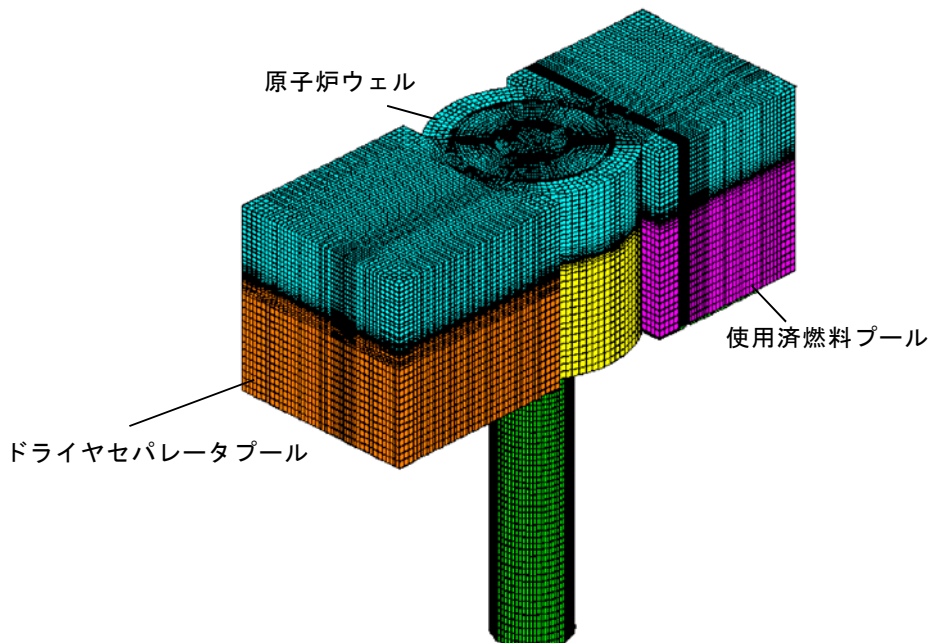


保守的になるよう内部構造物をモデル化しない

第13図 使用済燃料プールのモデル概要図

解析条件

モデル化範囲	使用済燃料プール(キャスクピット含む), 原子炉ウェル, ドライヤセパレータプール (第 14 図参照)
境界条件	上部は開放とし, 他は壁による境界を設定。
初期水位	EL. +46.195m (通常水位)
評価用地震波	基準地震動 S_s-13 波による原子炉建屋 EL. 46.50m での床応答を用いた三方向(NS, EW 及び UD)同時入力時刻歴解析により評価する。
解析コード	STAR-CD (汎用流体解析プログラム) STAR-CD は, VOF (Volume of Fluid) 法を搭載した CD-adapco 社製の汎用熱流体解析コード。概要を補足説明資料-16 に示す。
その他	使用済燃料プール周りに設置されているフェンス等による流出に対する抵抗は考慮しない。



第 14 図 解析モデルメッシュ概要

3.1 使用済燃料プール溢水量の評価結果

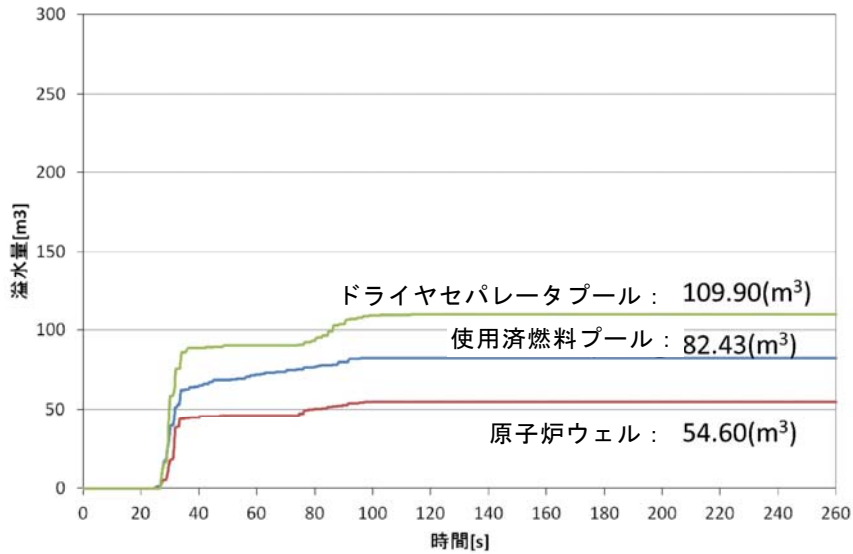
施設定期検査期間中の基準地震動 S_s における使用済燃料プール等のスロッシングによる全溢水量を第 5 表，時間毎の溢水量の変化を第 15 図，16 図，溢水時の使用済燃料プール水位を第 6 表に示す。また，このスロッシングによる原子炉棟 6 階床面での溢水水位は 36cm となり，開口部等の堰高さ 70 cm に十分な裕度を確保できること確認した。

第 5 表 スロッシングによる全溢水量

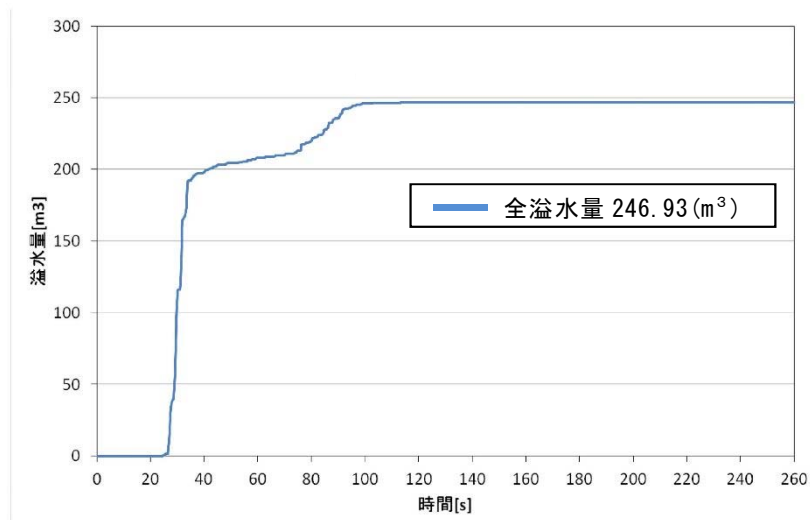
地震波の種類	床面への溢水量 (m^3)
S_s-13	246.93

第 6 表 溢水時の使用済燃料プール水位

地震波の種類	溢水量 (m^3)	地震後の燃料プール水位 EL. (m)
S_s-13	82.43	45.485 (通常水位-0.71m)



第 15 図 時間毎の溢水量の変化グラフ（個別）



第 16 図 時間毎の溢水量の変化グラフ（全量合計）

3.2 使用済燃料プールの冷却機能及び遮蔽機能維持の確認

使用済燃料プールからの溢水量がプール外に流出した際の使用済燃料プール水位を求め、使用済燃料の遮蔽に必要な水位が維持されることを確認した。

また、地震後の使用済燃料プール水位は一時的にオーバーフロー水位を下回

るが、残留熱除去系による給水・冷却が可能であり、冷却機能維持への影響はないことを確認した。

使用済燃料プールの水位評価結果を第7表に示す。

第7表 使用済燃料プールの水位評価

地震後の使用済燃料 プール水位 (m)	循環に必要な 水位 (m) ^{※1}	遮蔽に必要な 水位 (m) ^{※2}
10.65 (EL. 45.485)	11.337 (EL. 46.082)	10.45 (EL. 45.195)

※1 サージタンクに流入するオーバフローに必要な水位

※2 保安規定で定めた管理区域内における特別措置を講じる基準である
線量率(≦1.0mSv/h)を満足する水位