

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-01-0220-1_改4
提出年月日	2021年8月31日

補足-220-1 発電用原子炉施設の溢水防護に関する補足説明資料

## 目次

1. 没水影響評価
  - 1.1 機能喪失高さについて
  - 1.2 防護すべき設備のうち溢水影響評価対象外とする設備について
2. 没水影響評価について
  - 2.1 溢水伝播経路概念図
  - 2.2 溢水伝播経路モデル図
  - 2.3 想定破損により生じる溢水に対する没水影響評価について
  - 2.4 想定破損により生じる溢水に対する没水影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 2.5 想定破損により生じる溢水に対する没水影響評価結果（重大事故等対処設備）
  - 2.6 消火栓からの放水による没水影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 2.7 消火栓からの放水による没水影響評価結果（重大事故等対処設備）
  - 2.8 地震に起因する溢水による没水影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 2.9 地震に起因する溢水による没水影響評価結果（重大事故等対処設備）
3. 被水影響評価について
  - 3.1 想定破損により生じる溢水に対する被水影響評価について
  - 3.2 想定破損により生じる溢水に対する被水影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 3.3 想定破損により生じる溢水に対する被水影響評価結果（重大事故等対処設備）
  - 3.4 地震に起因する溢水による被水影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 3.5 地震に起因する溢水による被水影響評価結果（重大事故等対処設備）
4. 蒸気影響評価について
  - 4.1 想定破損により生じる溢水に対する蒸気影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 4.2 想定破損により生じる溢水に対する蒸気影響評価結果（重大事故等対処設備）
  - 4.3 地震に伴い発生する溢水による蒸気影響評価結果（溢水防護対象設備）
  - 4.4 地震に伴い発生する溢水による蒸気影響評価結果（重大事故等対処設備）
5. 想定破損による溢水影響評価について
  - 5.1 想定破損により生じる溢水影響評価における溢水源リスト
  - 5.2 高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について
  - 5.3 高エネルギー及び低エネルギー配管の応力評価について
  - 5.4 想定破損における減肉の考慮について
6. 消火水の放水による溢水の影響評価について
  - 6.1 消火水の放水による溢水に対する評価の概要について
  - 6.2 消火水の放水による溢水に対する評価例
7. 地震起因による溢水影響評価について
  - 7.1 地震に起因する溢水源について
  - 7.2 耐震 B, C クラス機器の耐震工事の内容
  - 7.3 溢水防護に係わる設備の耐震評価対象設備・部位の代表性及び網羅性について
  - 7.4 使用済燃料プール等のスロッシングによる溢水量の算出

8. その他の溢水による溢水影響評価について
  - 8.1 タービン建屋内で発生する溢水の溢水影響評価について
  - 8.2 屋外タンクからの溢水影響評価について
  - 8.3 地下水の溢水による影響について
  - 8.4 その他漏えい事象に対する確認について
9. 全般
  - 9.1 溢水防護区画毎における機能喪失高さについて
  - 9.2 ケーブルの被水影響評価について
  - 9.3 没水評価における床勾配について
  - 9.4 貫通部止水処置に関する健全性について
  - 9.5 蒸気防護カバーの性能試験について
  - 9.6 放射性物質を含む液体の管理区域外漏えい防止評価について
  - 9.7 床ドレンラインからの排水に期待する区画について
  - 9.8 流下開口を考慮した没水高さについて
  - 9.9 鉄筋コンクリート壁の水密性について
  - 9.10 経年劣化事象と保全内容
  - 9.11 水密扉の開閉運用について
  - 9.12 床ドレンラインの応力評価について
  - 9.13 循環水系隔離システムの内、復水器水室出入口弁への地震時復水器の影響について
  - 9.14 浸水防護施設の止水性について
  - 9.15 水密扉の設計に関する補足説明
  - 9.16 堰の設計に関する補足説明
  - 9.17 逆流防止装置を構成する各部材の評価及び機能維持の確認方法について
  - 9.18 内部溢水影響評価に用いる各項目の保守性と有効数字の処理について
  - 9.19 現場操作の実施可能性について
  - 9.20 ほう酸水漏えい等による影響について
  - 9.21 漏えい系統の検知時間及び溢水量評価について
  - 9.22 溢水発生後の復旧について
  - 9.23 内部溢水影響評価における判定表
  - 9.24 建屋地下外壁の地下水に対する健全性について

別紙（１）工認添付資料と設置許可まとめ資料との関係【溢水防護に関する施設】

別紙（２）添付VI-1-1-8 の各資料と工認補足説明資料との関係【溢水防護に関する施設】

: 今回提出範囲

## 5.2 高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について

想定破損評価においては、配管を高エネルギー配管及び低エネルギー配管に分類し、評価を実施しているが、高エネルギー配管に分類される系統であっても、運転期間が短時間である場合については、評価上低エネルギー配管として評価を実施している。この考え方を以下に示す。

内部溢水影響評価ガイド付録Aには、高エネルギー配管であっても高エネルギー状態にある運転期間が短時間（プラントの通常運転時の1%より小さい）である場合には、低エネルギー配管とすることができると定められている。

「通常運転」としては、ガイドが「高エネルギー状態にある運転期間」が短時間である系統の配管の考え方の参考とした米国 NRC の Standard Review Plan (SRP) Branch Technical Position (BTP) 3-4 「Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment」では、「原子炉起動，出力運転中，温態待機，低温停止状態までの冷却期間」とされるが，ここでは設置許可基準規則第二条 2 項二の定義を用い，プラントの停止中を含む全期間とする。この場合の女川原子力発電所第 2 号機の通常運転時間を表 5.2-1 に示す。

表 5.2-1 女川原子力発電所第 2 号機のプラント運転時間

号機	開始日 (営業運転開始日)	最終日	通常運転開始(h)
2	1995/07	2010/11	133921

また，各系統の「高エネルギー状態にある運転期間」の合計は，上記通常運転期間における各系統の高エネルギー状態にある運転時間の合算とする。

以上をもとに，高エネルギー配管であっても運転期間の割合が小さいことから低エネルギー配管とした 6 系統について，「高エネルギー状態にある運転期間」の算出結果を表 5.2-2 に示す。この結果より，全ての系統において「高エネルギー状態にある運転期間」が「通常運転」期間の1%より小さいことを確認したため，低エネルギー配管として評価する。

表 5.2-2 高エネルギー状態の運転期間割合算出結果

系統名	高エネルギー状態 にある運転時間 (h)	高エネルギー状態に ある運転時間割合 (%)	計算式*
ほう酸水注入系	A : 63 B : 63	A : 0.05 B : 0.05	A : 63h/133921h=0.05% B : 63h/133921h=0.05%
残留熱除去系	A : 28 B : 23 C : 14	A : 0.03 B : 0.02 C : 0.02	A : 28h/133921h=0.03% B : 23h/133921h=0.02% C : 14h/133921h=0.02%
低圧炉心スプレイ系	133	0.10	133h/133921h=0.10%
高圧炉心スプレイ系	189	0.15	189h/133921h=0.15%
原子炉隔離時冷却系	99	0.08	99h/133921h=0.08%
加熱蒸気及び復水戻り系（原子炉隔離時冷却系タービンテストライン）	3	0.01	3h/133921h=0.01%

注記\* : 計算結果は小数点第三位切り上げ

## 7.2 耐震B，Cクラス機器の耐震工事の内容

### 1. 概要

「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」では，耐震B，Cクラス機器であっても基準地震動 $S_s$ による地震力に対して耐震性が確保される機器については，漏水を考慮しないことができるとされている。

本資料では，地震時に溢水源となり得る耐震B，Cクラス機器について，実施する耐震工事の内容を示す。

機器の耐震評価においては，耐震工事後の状態では，基準地震動 $S_s$ に対する応力発生値と評価基準を比較することにより行い，評価基準値は，J E A G等の規格基準で規定されている値を用いる。

耐震工事を実施する機器を表7.2-1に示す。

表7.2-1 耐震B，Cクラス機器のうち耐震工事を実施する機器

No.	機器名称	工事概要
1	CUW 再生熱交換器	サポートの追加
2	HNCW サージタンク	支持脚への補強部材追加
3	R/A 給気冷却加熱コイル	ケーシング枠への補強部材追加
4	燃料交換床給気加熱コイル	ケーシング枠への補強部材追加
5	燃料交換機制御室空調機	ケーシングへの補強部材追加
6	原子炉補機（HPCS）室給気加熱コイル	ケーシング枠への補強部材追加
7	SLC テストタンク	支持脚への補強部材追加
8	タービン補機冷却海水ポンプ	基礎ボルト，ポンプ取付ボルト及び電動機台取付ボルトの取替
9	循環水ポンプ(A)	ポンプ取付ボルト及び吐出エルボ取付ボルトの取替
10	循環水ポンプ(B)	ポンプ取付ボルト，吐出エルボ取付ボルト，ベース架台取付ボルト及び吐出配管ボルトの取替
11	配管	配管へのサポート追加，サポートへの補強部材追加

## 2. 工事内容

### 2.1 CUW 再生熱交換器

CUW 再生熱交換器は、熱交換器室耐震壁から架台にサポートを追設することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-1 に示し、機器仕様を表 7.2-2 に、応力評価結果を表 7.2-3 に示す。なお、表 7.2-3 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

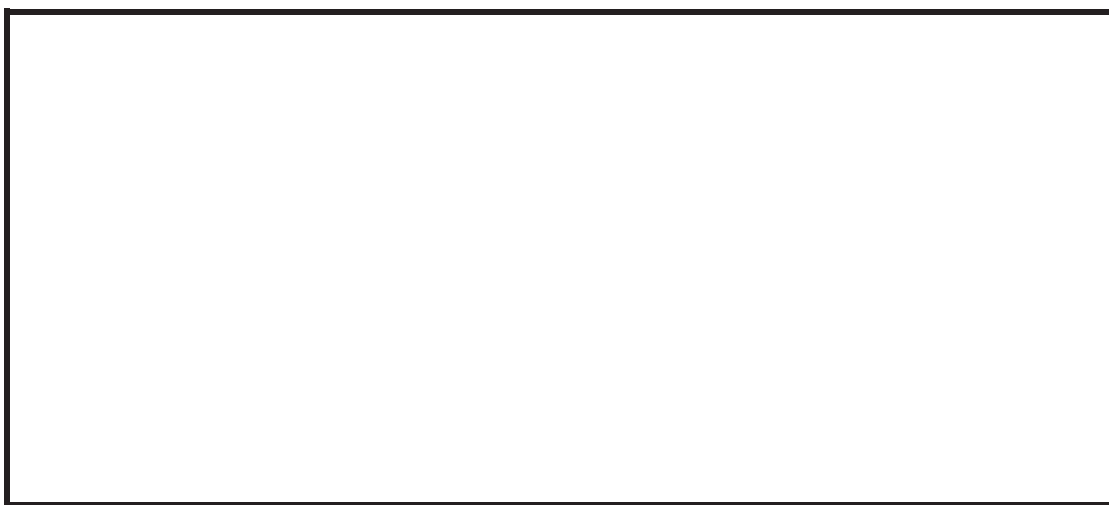


図 7.2-1 CUW 再生熱交換器の工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-2 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	評価部位	使用材料	温度条件 (℃)
CUW 再生 熱交換器	10.2	302	胴板	SGV480	302
			脚	SS400	302
			脚締付ボルト	SS400	50
			架台	STKR400	50
			基礎ボルト	SS400	50

表 7.2-3 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
CUW 再生熱交換器	胴板	一次+二次	252	396



## 2.2 HNCW サージタンク

HNCW サージタンクは、支持脚に補強部材を追設することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-2 に示し、機器仕様を表 7.2-4 に、応力評価結果を表 7.2-5 に示す。なお、表 7.2-5 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

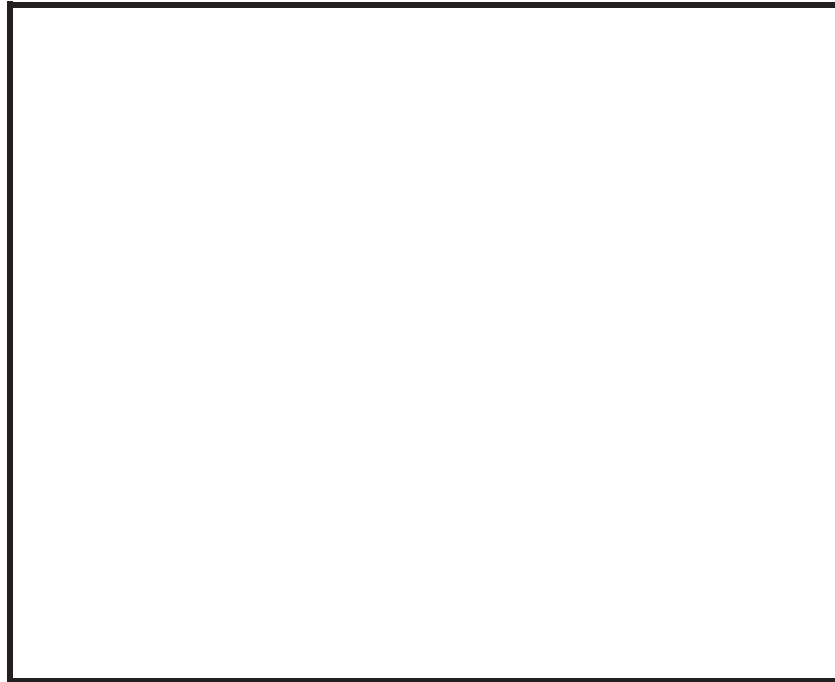


図 7.2-2 HNCW サージタンクの工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-4 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	評価部材	使用材料	温度条件 (°C)
HNCW サージ タンク	静水頭	66	胴板	SS400	66
			脚	SS400	66
			基礎 ボルト	SS400	50

表 7.2-5 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
HNCW サージタ ンク	基礎ボルト	引張	168	207

### 2.3 R/A 給気冷却加熱コイル

R/A 給気冷却加熱コイルは、ケーシング枠に補強部材を追設することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-3 に示し、機器仕様を表 7.2-6 に、応力評価結果を表 7.2-7 に示す。なお、表 7.2-7 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

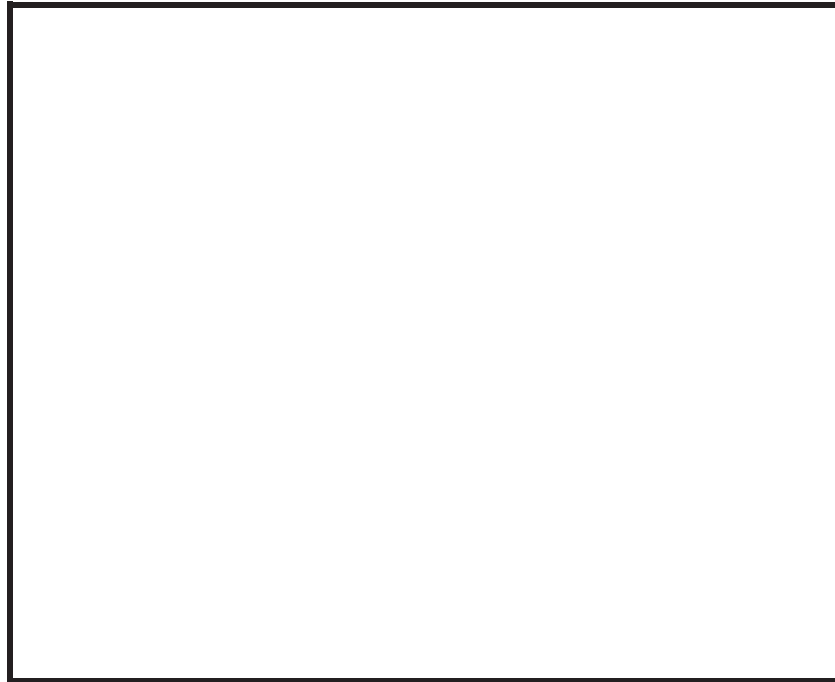


図 7.2-3 R/A 給気冷却加熱コイルの工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-6 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	使用材料
			取付ボルト
R/A 給気冷却 加熱コイル	1.27	85	SS400

表 7.2-7 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
R/A 給気冷却 加熱コイル	取付ボルト	引張	18	179

#### 2.4 燃料交換床給気加熱コイル

燃料交換床給気加熱コイルは、ケーシング枠に補強部材を追設することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-4 に示し、機器仕様を表 7.2-8 に、応力評価結果を表 7.2-9 に示す。なお、表 7.2-9 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。



図 7.2-4 燃料交換床給気加熱コイルの工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-8 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	使用材料
			取付ボルト
燃料交換床給気 加熱コイル	1.18	85	SS400

表 7.2-9 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
燃料交換床給気 加熱コイル	取付ボルト	せん断	7	138

## 2.5 燃料交換機制御室空調機

燃料交換機制御室空調機は、ケーシングに補強部材を追加することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-5 に示し、機器仕様を表 7.2-10 に、応力評価結果を表 7.2-11 に示す。なお、表 7.2-11 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

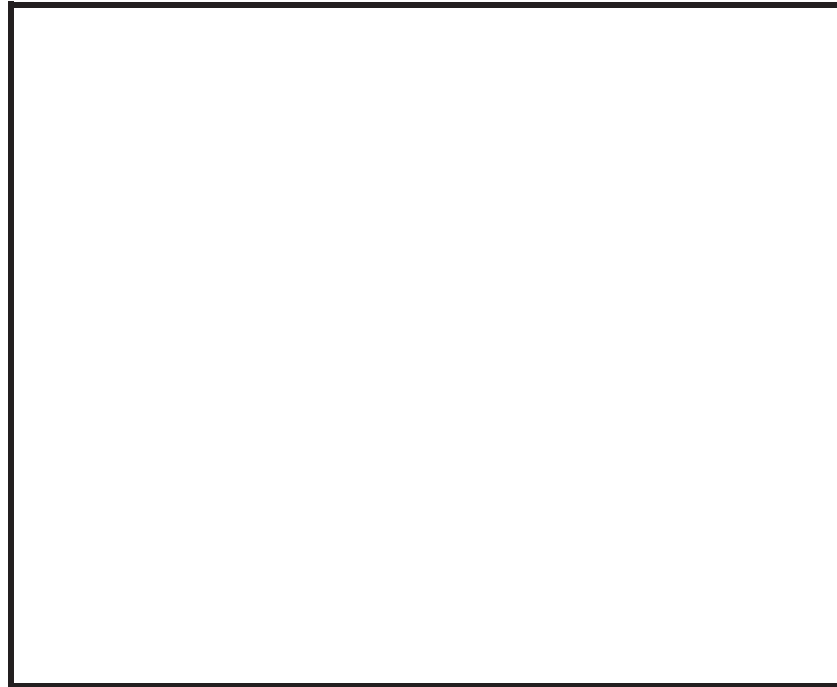


図 7.2-5 燃料交換機制御室空調機の工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-10 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度* (℃)	使用材料	温度条件(℃)
			基礎ボルト	
燃料交換機 制御室空調機	—	40	SS400	50

注記 \*：最高使用温度 40℃より，周囲環境温度 50℃の方が温度が高いことから，保守的な評価となるよう周囲環境温度にて評価した。

表 7.2-11 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
燃料交換機 制御室空調機	基礎ボルト	引張	139	207



## 2.6 原子炉補機（HPCS）室給気加熱コイル

原子炉補機（HPCS）室給気加熱コイルは、ケーシング枠に補強部材を追設することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-6 に示し、機器仕様を表 7.2-12 に、応力評価結果を表 7.2-13 に示す。なお、表 7.2-13 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

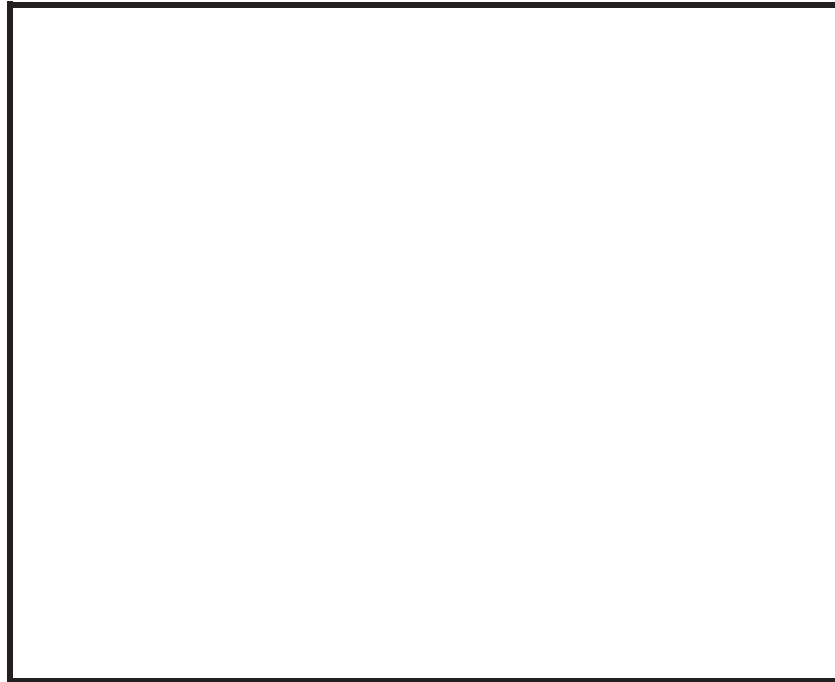


図 7.2-6 原子炉補機（HPCS）室給気加熱コイルの工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-12 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	使用材料
			取付ボルト
原子炉補機 (HPCS) 室給気加熱コイル	1.18	85	SS400

表 7.2-13 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
原子炉補機 (HPCS) 室給気 加熱コイル	取付ボルト	引張	11	179

## 2.7 SLC テストタンク

SLC テストタンクは、支持脚へ補強部材を追加することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-7 に示し、機器仕様を表 7.2-14 に、応力評価結果を表 7.2-15 に示す。なお、表 7.2-15 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

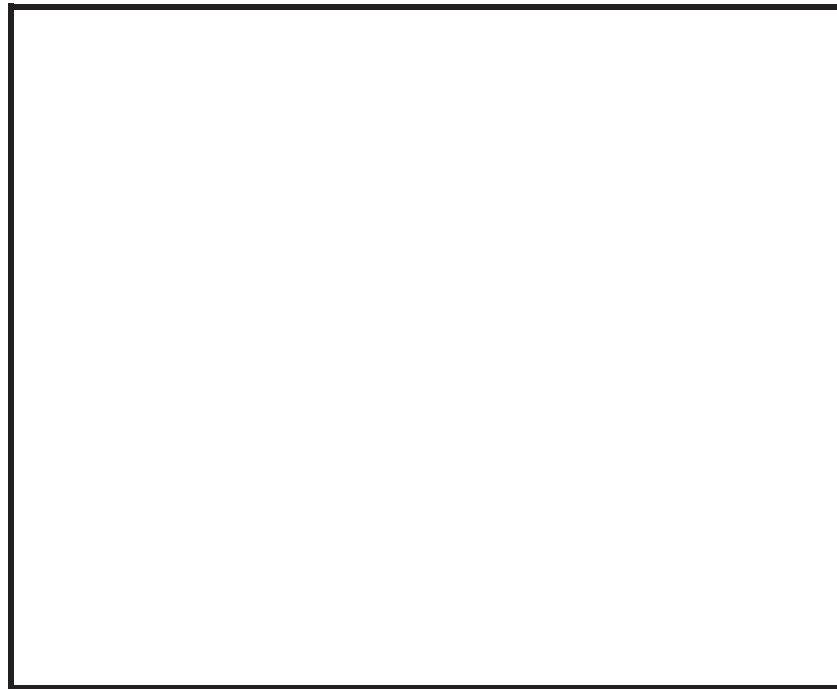


図 7.2-7 SLC テストタンクの工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-14 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	評価部材	使用材料	温度条件 (°C)
SLC テスト タンク	静水頭	66	胴板	SUS304	66
			脚	SUS304	50
			基礎 ボルト	SS400	50

表 7.2-15 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
SLC テストタンク	脚	組合せ	90	205

## 2.8 タービン補機冷却海水ポンプ

タービン補機冷却海水ポンプは、評価対象のボルトをより高強度のボルトに取り替えることにより耐震性の向上を図る。なお、タービン補機冷却海水ポンプの構造及び耐震性に係る仕様は、A号機、B号機及びC号機で同じである。工事内容を図 7.2-8 に示し、機器仕様を表 7.2-16 に、応力評価結果を表 7.2-17 に示す。なお、表 7.2-17 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

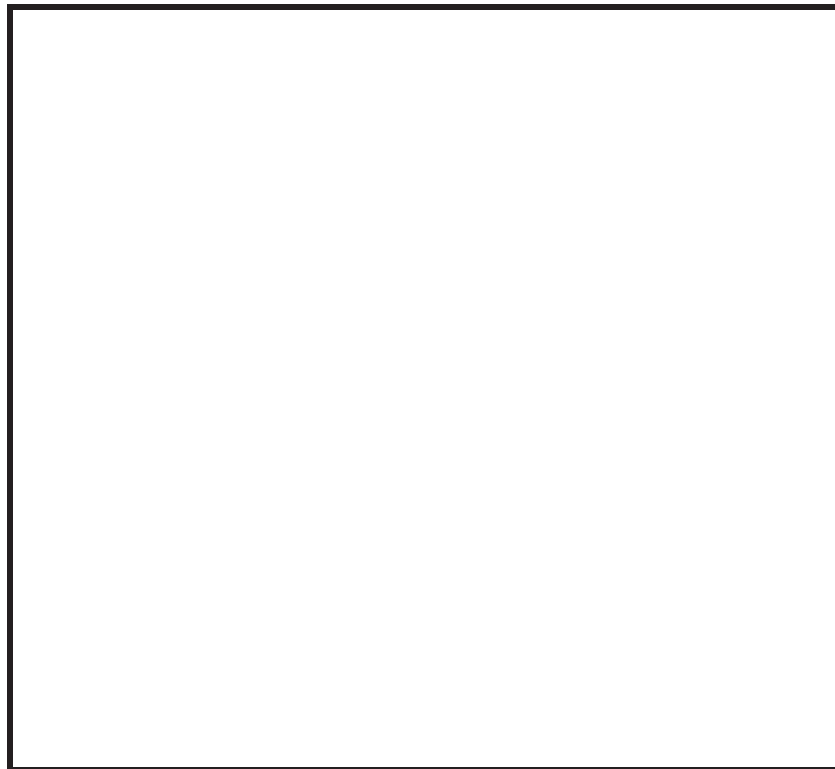


図 7.2-8 タービン補機冷却海水ポンプの工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-16 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度* (°C)	評価部材	使用材料	温度条件 (°C)
タービン 補機 冷却海水 ポンプ	0.69	41	基礎ボルト	SCM435	50
			ポンプ取付 ボルト	SCM435	50
			原動機台取付 ボルト	SCM435	50
			原動機取付ボ ルト	SUS304	50

注記 \*：最高使用温度 41°C より、周囲環境温度 50°Cの方が温度が高いことから、保守的な評価となるよう周囲環境温度にて評価した。

表 7.2-17 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
タービン補機 冷却海水ポンプ	原動機取付 ボルト	引張	98	145

## 2.9 循環水ポンプ(A)

循環水ポンプ(A)は、評価対象のボルトをより高強度のボルトに取り替えることにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-9 に示し、機器仕様を表 7.2-18 に、応力評価結果を表 7.2-19 に示す。なお、表 7.2-19 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

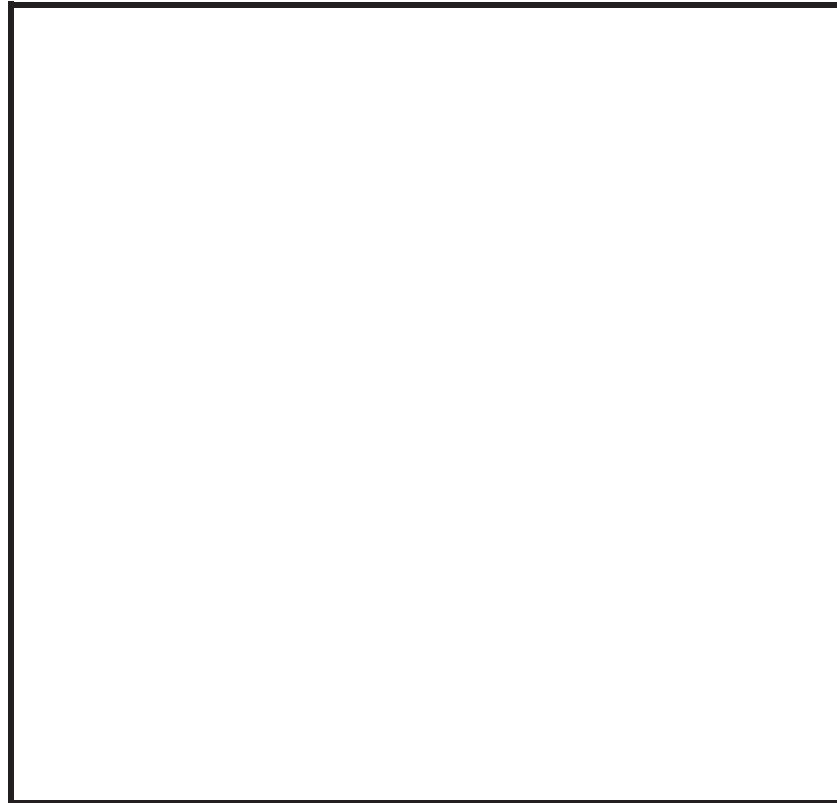


図 7.2-9 循環水ポンプ(A)の工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-18 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度* (°C)	評価部材	使用材料	温度条件 (°C)
循環水 ポンプ(A)	0.38	41	基礎ボルト	SS400	50
			ポンプ取付 ボルト	SCM435	50
			吐出エルボ 取付ボルト	SCM435	50
			吐出配管ボ ルト	SS400	50

注記 \*：最高使用温度 41°Cより，周囲環境温度 50°Cの方が温度が高いことから，保守的な評価となるよう周囲環境温度にて評価した。

表 7.2-19 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
循環水ポンプ(A)	吐出配管ボルト	引張	93	186



## 2.10 循環水ポンプ(B)

循環水ポンプ(B)は、評価対象のボルトをより高強度のボルトに取り替えることにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-10 に示し、機器仕様を表 7.2-20 に、応力評価結果を表 7.2-21 に示す。なお、表 7.2-21 においては、発生応力と許容応力を踏まえ、評価上厳しい箇所の結果について記載する。

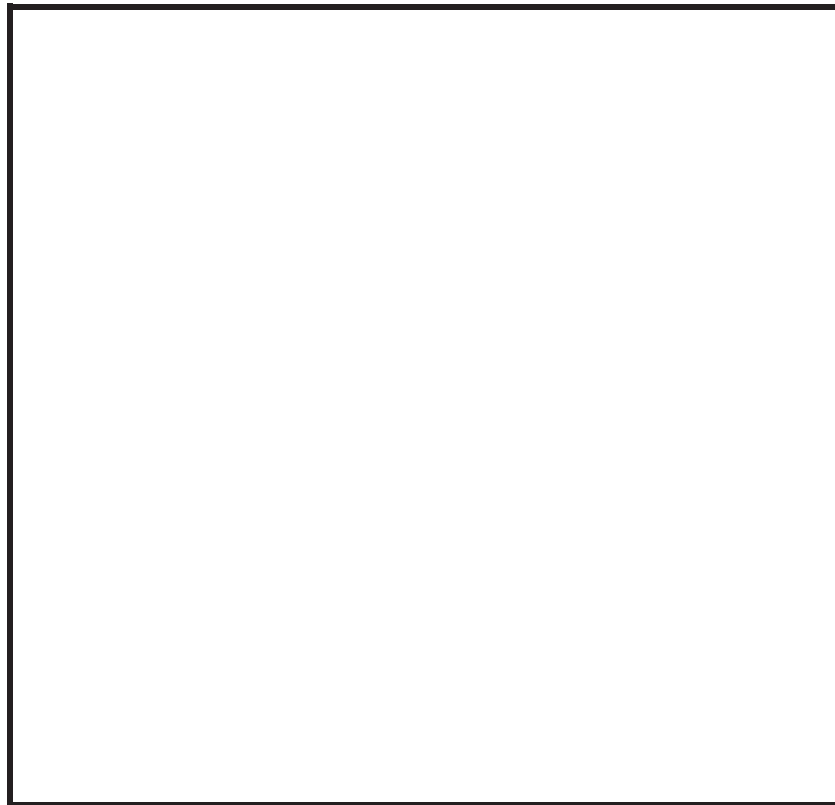


図 7.2-10 循環水ポンプ(B)の工事内容

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.2-20 機器仕様

設備名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度* (°C)	評価部材	使用材料	温度条件 (°C)
循環水 ポンプ(B)	0.38	41	基礎ボルト	SS400	50
			ポンプ取付 ボルト	SCM435	50
			吐出エルボ 取付ボルト	SCM435	50
			吐出配管ボ ルト	SCM435	50
			ベース架台 取付ボルト	SCM435	50

注記 \*：最高使用温度 41°Cより，周囲環境温度 50°Cの方が温度が高いことから，保守的な評価となるよう周囲環境温度にて評価した。

表 7.2-21 応力評価結果

設備名称	評価部材	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
循環水ポンプ(B)	ベース架台 取付ボルト	せん断	142	366

## 2.11 配管

配管は，サポートの追設やサポートへ補強部材を追加することにより耐震性の向上を図る。工事内容を図 7.2-11 に示し，代表として換気空調補機常用冷却水系に関して，機器仕様を表 7.2-22 に，応力評価結果を表 7.2-23 に示す。なお，表 7.2-23 においては，発生応力と許容応力を踏まえ，評価上厳しい箇所の結果について記載する。

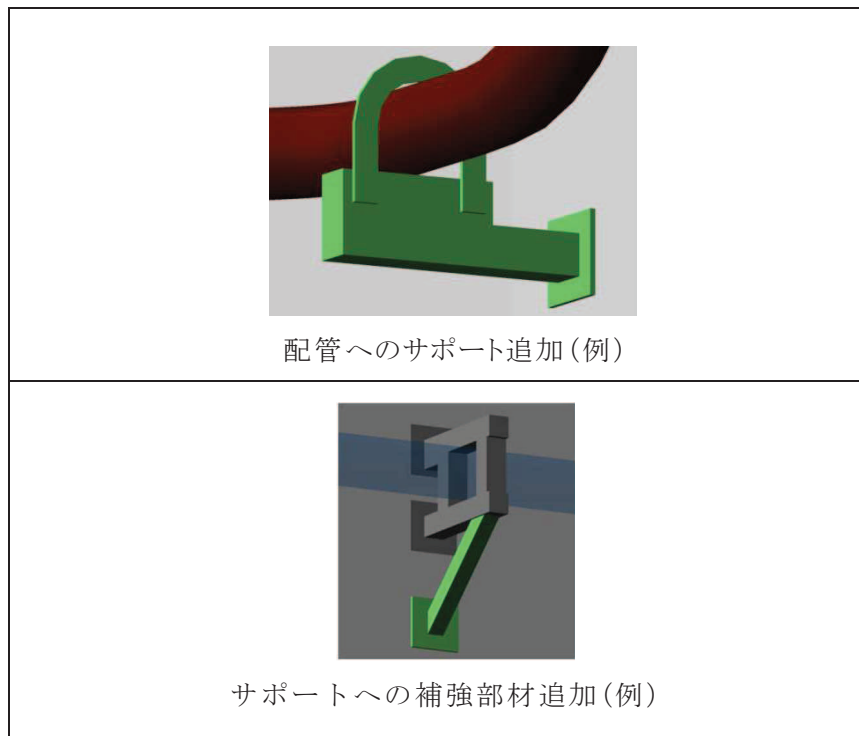


図 7.2-11 配管の工事内容

表 7.2-22 機器仕様

設備名称	最高使用压力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	評価部位	使用材料
配管 (換気空調補機常 用冷却水系)	1.27	85	配管本体	STPG370
			支持構造物	SS400

表 7.2-23 応力評価結果

設備名称	評価部位	応力	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
配管 (換気空調補機常 用冷却水系)	配管本体	一次+二次	344	354
	支持構造物	一次+二次	102	142

## 7.4 使用済燃料プール等のスロッシングによる溢水量の算出

### 1. 概要

使用済燃料貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を有する系統の防護対象設備については、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水及び地震に起因する機器の破損等により生じる溢水に対して機能喪失しないことを確認している。

ここでは、基準地震動  $S_s$  におけるスロッシングによる使用済燃料プール等からの溢水量を評価するとともに、スロッシングによる溢水量を含めた地震に起因する機器の破損等により生じる溢水量に対し、使用済燃料プールの冷却（保安規定で定めた水温 65℃以下）機能及び使用済燃料の遮蔽機能維持に必要な水位が確保されていることを確認した。

### 2. 使用済燃料プール等のスロッシング、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットによる溢水量の評価

使用済燃料プールのスロッシング、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器／気水分離器ピット（以下「DSピット」という。）による溢水量の算出に当たっては、基準地震動  $S_s$  による地震力により生じるスロッシング現象を 3 次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を溢水量として算出する。

#### 2.1 解析方法

##### (1) 固有周期

##### a. 使用済燃料プール

使用済燃料プールの固有周期は、単純な矩形構造を想定し、「機械工学便覧」より、次式を用いて算出する。

$$T = \frac{2\pi}{\sqrt{\frac{1.571 \cdot g}{L} \tanh\left(\frac{1.571 \cdot H}{L}\right)}}$$

ここで、 $T$  : 固有周期 [s]

$g$  : 重力加速度 [ $\text{m/s}^2$ ]

$H$  : 水深 [m]

$L$  : 代表長さ（振動方向の長さの 1/2） [m]

上記の式において、水深は使用済燃料プール通常水位（底面から 11.515 m）とする。また、代表長さは使用済燃料プールの NS 方向長さ（ m）及び EW 方向長さ（ m）の 1/2 を設定する。使用済燃料プールの固有周期算出結果を表 7.4-1 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 7.4-1 使用済燃料プールの固有周期算出結果

	プール幅[m]	代表長さL [m]	水深H [m]	固有周期 [s]
EW 方向			11.515	4.265
NS 方向			11.515	3.964

b. 原子炉ウェル及びDSピット

原子炉ウェル及びDSピットの固有周期は、円形と矩形が連結した構造であることから、固有周期は解析コード「ANSYS」による固有値解析により求めた。解析モデルは原子炉ウェル及びDSピット内の流体（水）をソリッド要素でモデル化し、液面高さはスロッシング解析における初期水位（使用済燃料プールのオーバーフロー水位）、液面は自由液面として作成した。解析モデルを図 7.4-1 に示す。また、原子炉ウェル及びDSピットの固有周期算出結果を表 7.4-2 に、振動モード図を図 7.4-2 に示す。

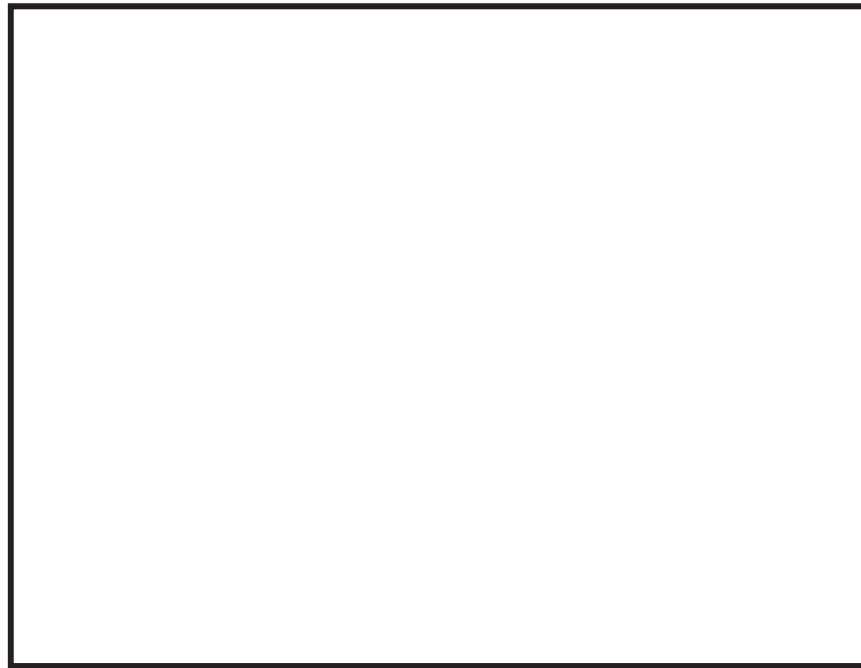


図 7.4-1 原子炉ウェル及びDSピットの固有値解析モデル

表 7.4-2 原子炉ウェル及びDSピットの固有周期算出結果

次数	固有周期 [s]	卓越方向
1	7.569	EW
2	3.980	EW
3	3.972	NS
4	3.618	NS

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

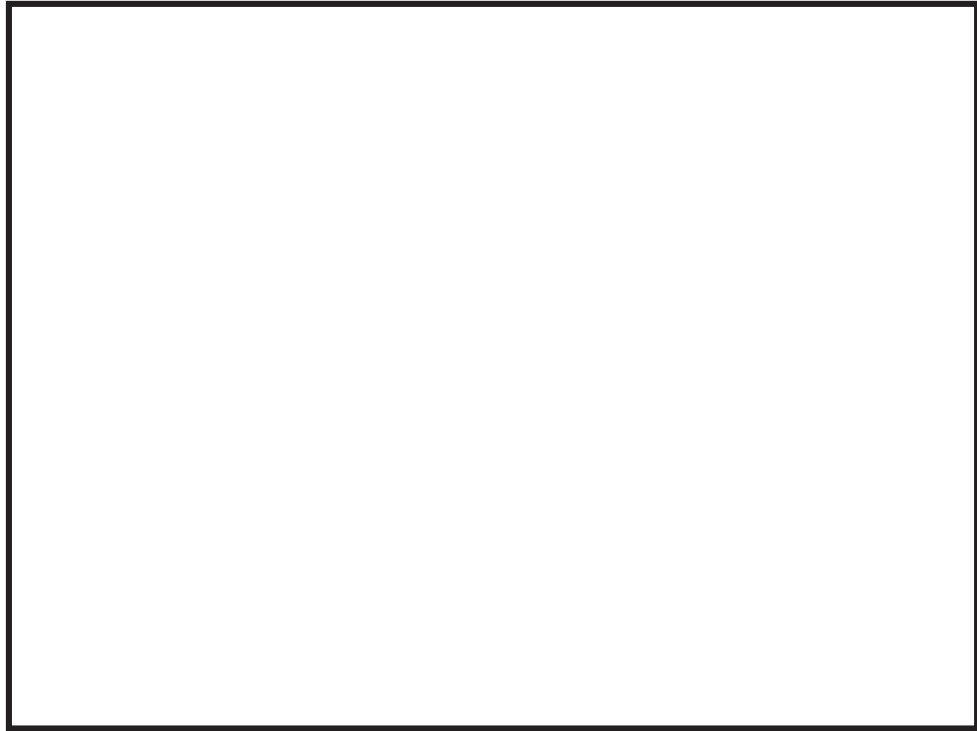


図 7.4-2 振動モード図 (1次)

(2) スロッシング解析

使用済燃料プール、原子炉ウェル及びDSピット及び上部空間をモデル化範囲とし、初期水位は通常水位であるオーバーフロー水位 (O. P. +32.895m) とし3次元流動解析により溢水量を算出する。

解析に用いる地震動は、使用済燃料プール及び原子炉ウェル及びDSピットが存在する標高近傍の水平方向床応答スペクトルに基づき、使用済燃料プールの固有周期において応答が最も大きいSs-D1を用いて解析を実施し、溢水量を算出する。

使用済燃料プールが存在する標高近傍の水平方向床応答スペクトルを図 7.4-3 及び図 7.4-4 に示す。

また、使用済燃料プールの概要図を図 7.4-5、使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及びDSピットが設置される原子炉建屋の機器配置図を図 7.4-6 及び図 7.4-7 に示す。

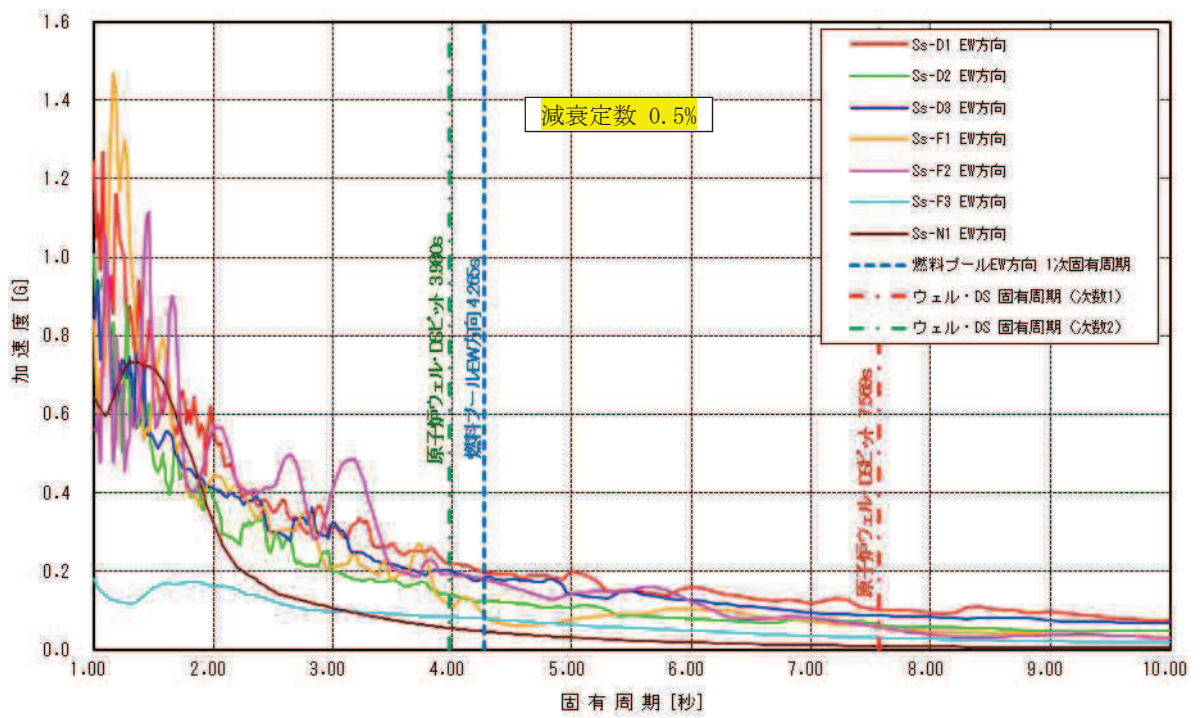


図 7.4-3 水平方向床応答スペクトルと使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットの固有周期との関係 (EW 方向)

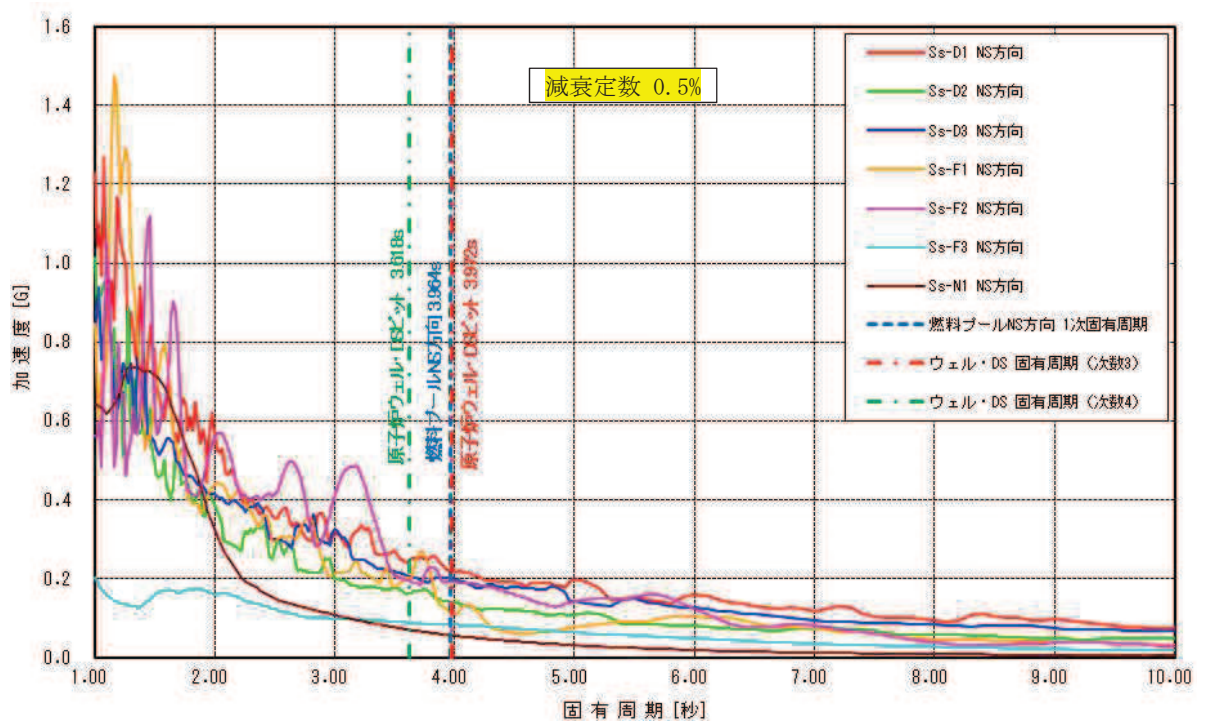


図 7.4-4 水平方向床応答スペクトルと使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットの固有周期との関係 (NS 方向)



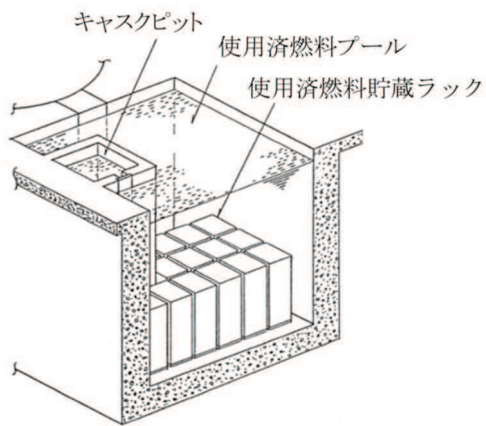


図 7.4-5 使用済燃料プールの概要図

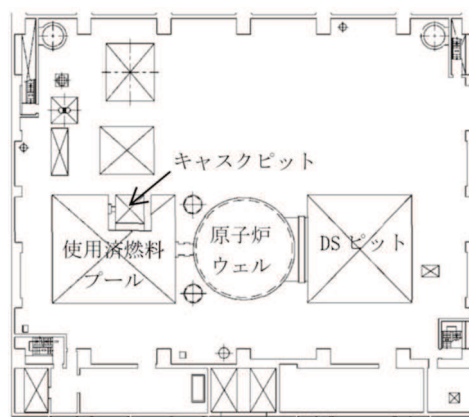


図 7.4-6 原子炉建屋 3 階の機器配置図 (平面図)

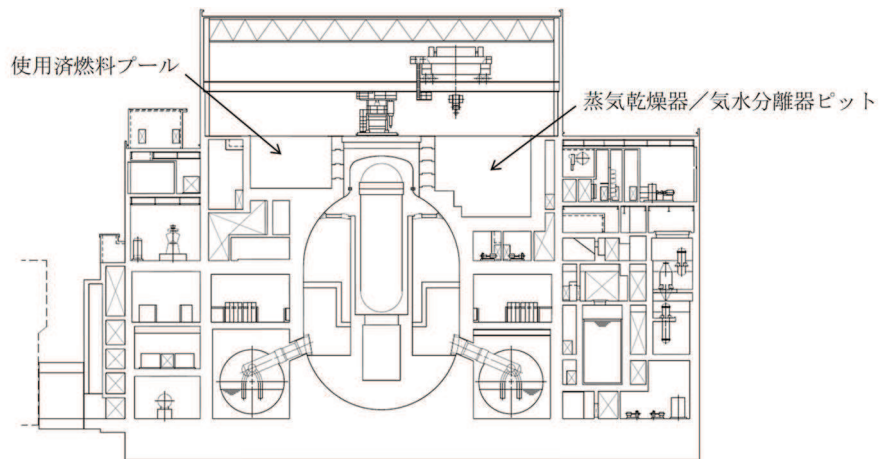
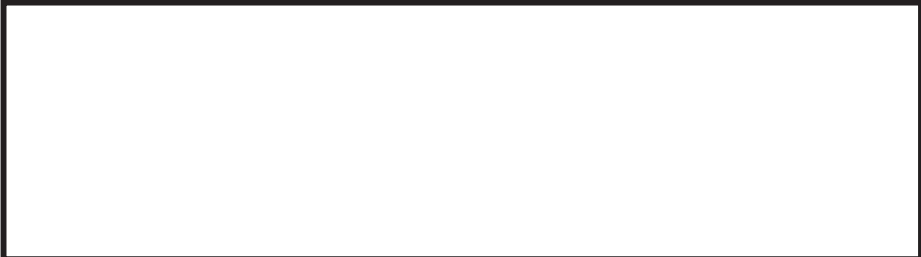


図 7.4-7 原子炉建屋の断面図 (EW 断面)

## 2.2 解析条件

解析条件を表 7.4-3 に示す。解析モデル図を図 7.4-8 及び図 7.4-9 に示す。

表 7.4-3 解析条件

モデル化範囲	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール，原子炉ウェル及び DS ピット</li> </ul>
境界条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール等の周辺に設置されているカーブ上端高さ（燃料取替床の床面高さ+0.1m）以上に上昇し，プール外側に溢れた水を溢水量として計算</li> </ul>
初期水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>通常水位 (N. W. L)，O. P. +32.895m（オーバーフロー水位）</li> </ul>
評価用地震動	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋 O. P. +22.5m の応答を使用</li> <li>基準地震動 <math>S_s</math> (<math>S_s-D1</math>：応答スペクトルに基づく地震動) に対し，NS 方向と UD 方向，EW 方向と UD 方向の時刻歴を用いる。</li> </ul>
解析コード	<ul style="list-style-type: none"> <li>Fluent Ver. 14.5（汎用熱流体解析コード）</li> <li>自由表面（及び 2 流体界面）の大変形を伴う複雑な 3 次元流動現象を精度よく計算することができる。</li> <li>一般産業施設の主要な解析実績としては，液体燃料や LNG タンクスロッシング解析，インクジェット解析，鋳造湯流れ凝固解析などが挙げられる。</li> </ul>
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>解析時間：250 秒 （溢水量に有意な増加が確認できなくなった時間）</li> <li></li> <li>使用済燃料プール等の内部の構造物はキャスクピットと底面段差を考慮するが，使用済燃料貯蔵ラック，蒸気乾燥器及びシュラウドヘッドは考慮しない。</li> <li>キャスクピット内プールは中実構造とする。</li> <li>プール周囲に設置されているフェンス等による溢水の抑制効果は考慮しない。</li> <li>使用済燃料プール内部の水は通常水位で一定管理されているものとする。</li> <li>一度使用済燃料プール外へ溢水した水は，再度プール内に戻ることも想定されるが，解析上は再びプール内に戻らないこととする。</li> <li>水平 2 方向及び鉛直方向の 3 方向加振を保守的に考慮するよう，NS+UD 方向地震動による解析値及び EW+UD 方向地震動による解析値を足し合わせて 1.1 倍した値を，スロッシングによる内部溢水影響評価に用いる溢水量として設定する。</li> </ul>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

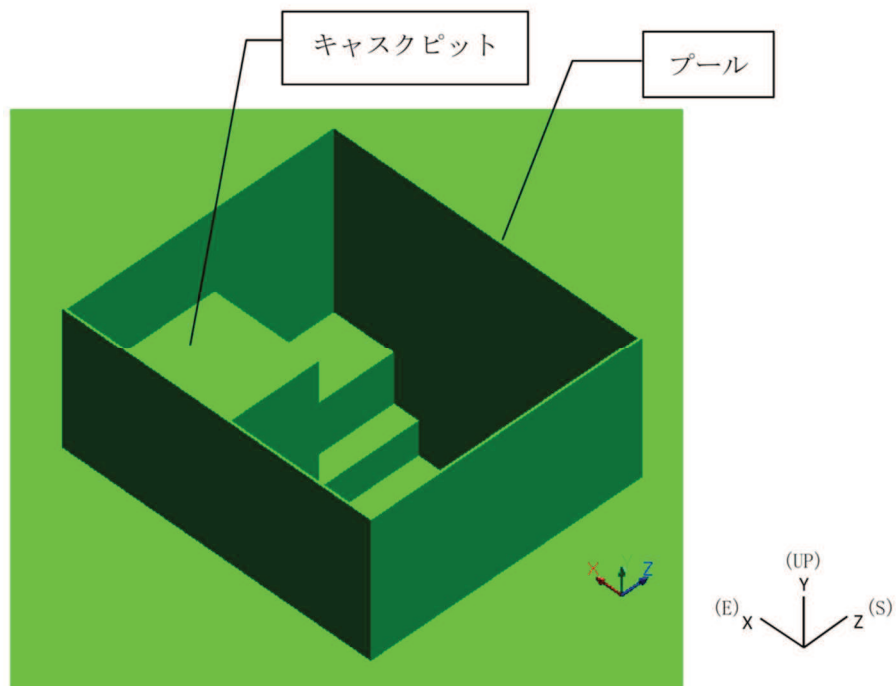


図 7. 4-8 使用済燃料プールの解析モデル図 (1/2)



図 7. 4-8 使用済燃料プールの解析モデル図 (2/2)

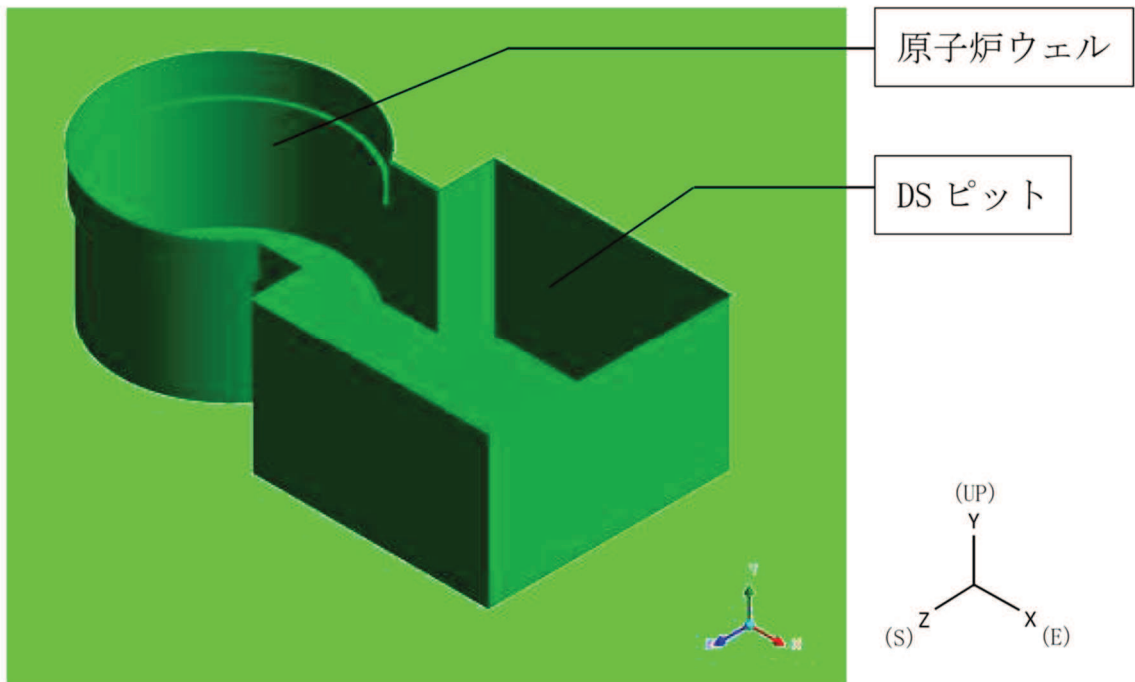


図 7. 4-9 原子炉ウェル及び DS ピットの解析モデル図 (1/2)

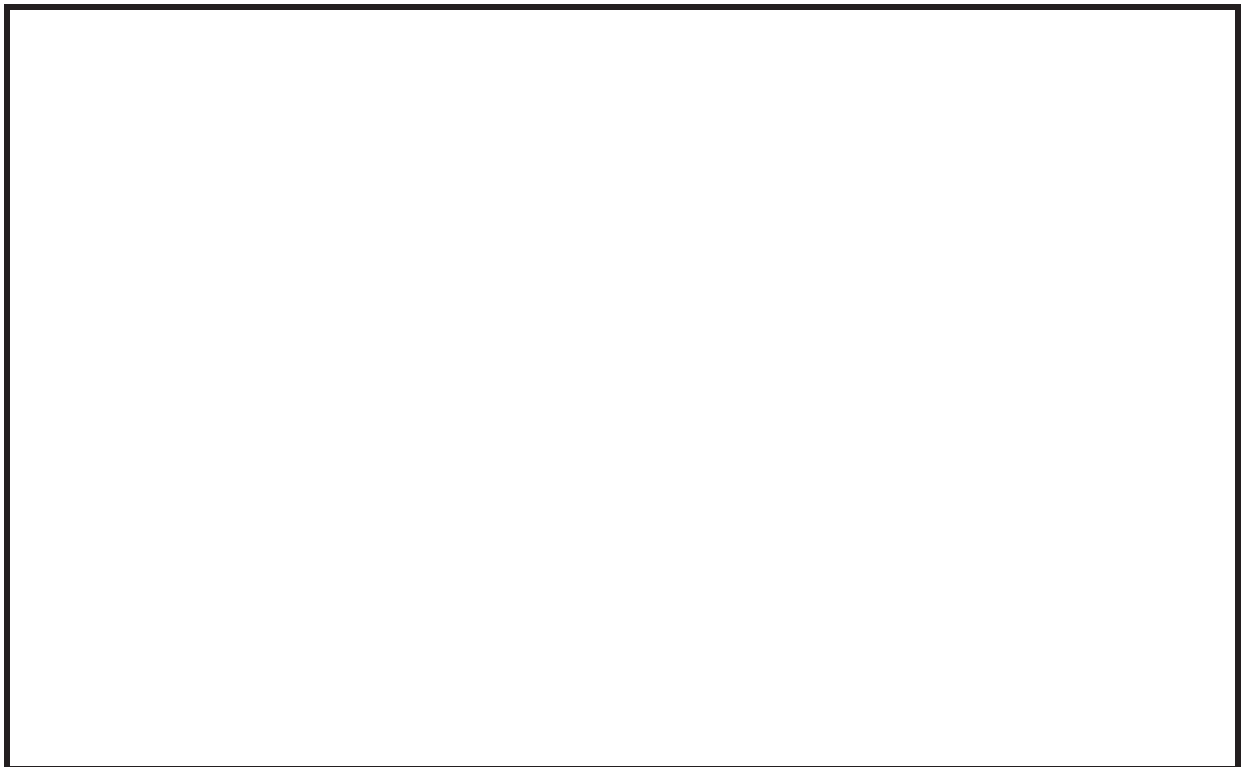


図 7. 4-9 原子炉ウェル及び DS ピットの解析モデル図 (2/2)

### 2.3 入力地震動

入力する地震動は、基準地震動  $S_s$ （全7波）のうち地震継続時間及び応答加速度の観点から使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットの固有周期における応答が最も大きい  $S_s$ -D1 を評価用代表地震波として選定し、原子炉建屋 0.P. +22.50m の応答波を用いて、2方向（EW 方向+UD 方向、NS 方向+UD 方向）同時入力時刻歴解析を実施した。

$S_s$ -D1 の継続時間を表 7.4-4 に示す。 $S_s$ -D1 による入力地震動を図 7.4-10～図 7.4-12 に示す。

表 7.4-4 地震波と解析ケース

評価ケース	適用入力地震波	継続時間	地震動の入力方向
Case1	S <sub>s</sub> -D1	137.90	EW+UD
Case2			NS+UD

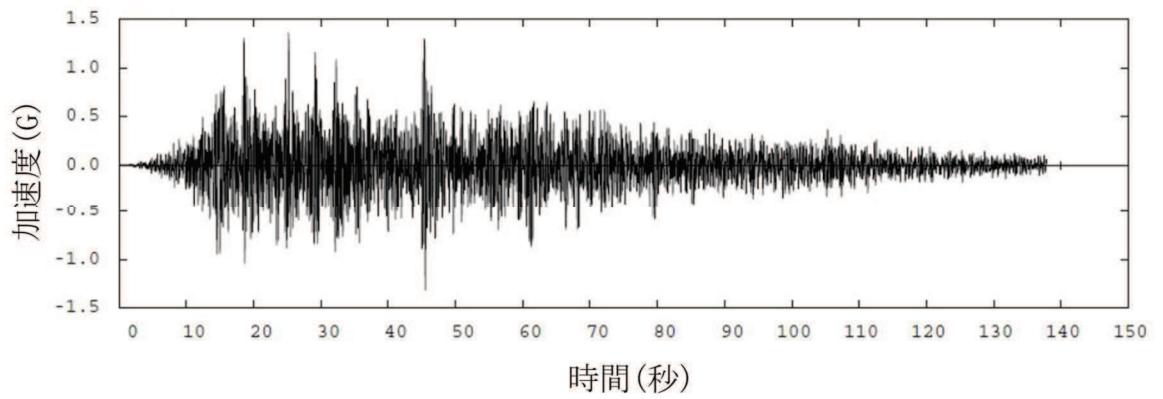


図 7.4-10 評価用地震動 (Ss-D1) の時刻歴加速度波形 (EW 方向)

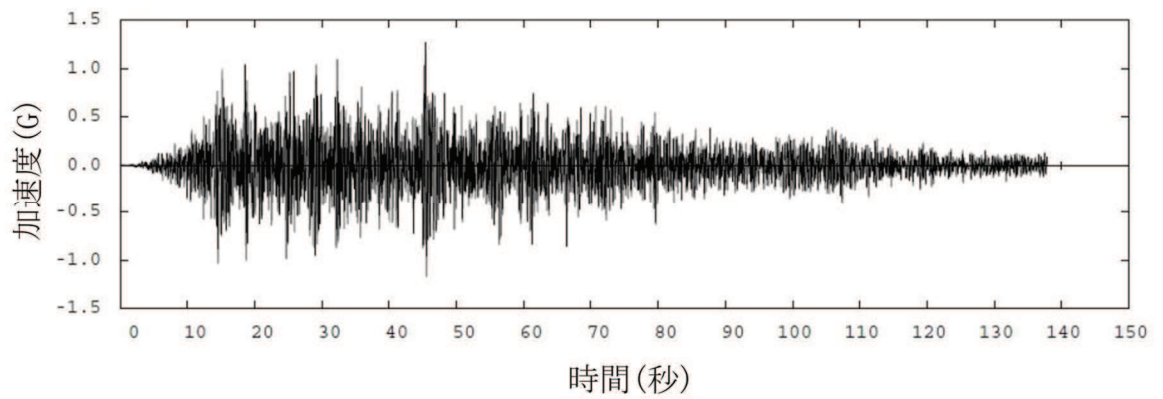


図 7.4-11 評価用地震動 (Ss-D1) の時刻歴加速度波形 (NS 方向)

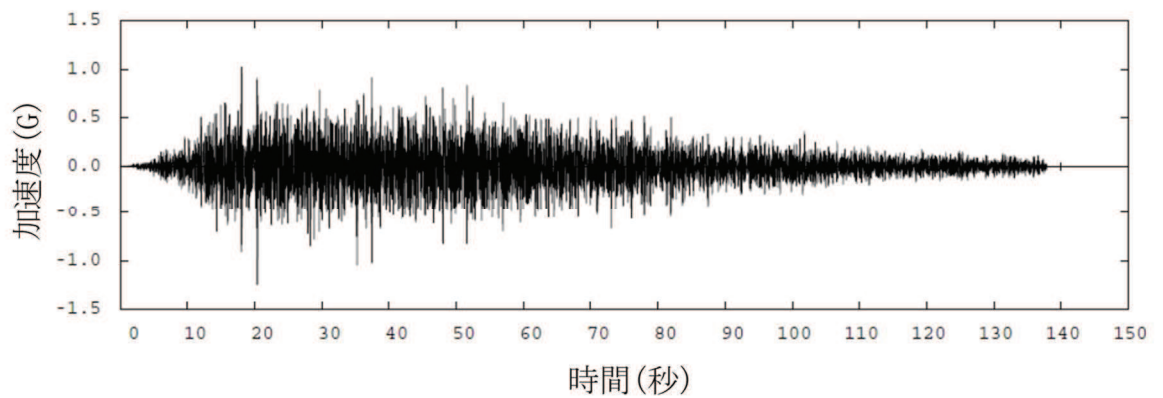


図 7.4-12 評価用地震動 (Ss-D1) の時刻歴加速度波形 (UD 方向)

## 2.4 評価結果

各評価ケースにおける使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットのスロッシングによる溢水量と水位を表 7.4-5 及び表 7.4-6 に示す。なお、スロッシング後の水位の算出にあたっては、プール水位を一定に保っていることから通常水位とする。

また、使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットからの溢水量の変化を図 7.4-13 及び図 7.4-14 に示す。また、使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットの液面状況を図 7.4-15 及び図 7.4-16 に示す。

表 7.4-5 スロッシングによる溢水量

評価ケース	解析結果[m <sup>3</sup> ]		評価に用いる 溢水量[m <sup>3</sup> ]
	使用済燃料 プール	原子炉ウェル 及び DS ピット	
Case1 : EW+UD 方向	37	60	79* <sup>1</sup> (212* <sup>2</sup> )
Case2 : NS+UD 方向	34	61	

注記\*1 : 水平 2 方向及び鉛直方向の 3 方向加振を考慮するよう、使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の Case1 及び Case2 の解析結果を足し合わせ、10%の余裕を見込み、小数第 1 位を切り上げ処理し算出した。なお、解析結果に対する余裕の考え方として、解析コードの検証の概要について別紙に示す。

\*2 : 水平 2 方向及び鉛直方向の 3 方向加振を考慮するよう、使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットを含めたスロッシングによる溢水量の Case1 及び Case2 の解析結果を足し合わせ、10%の余裕を見込み、小数第 1 位を切り上げ処理し算出した。

表 7.4-6 スロッシング発生後の使用済燃料プール水位

初期プール水位 (m)	11.515 (O. P. +32.895)
水位低下量 (m) (使用済燃料プール単独のスロッシングを考慮した場合)	0.52* <sup>1</sup>
水位低下量 (m) (原子炉ウェル・DS ピットのスロッシングも考慮した場合)	0.52* <sup>2</sup>
スロッシング発生後のプール水位 (m) (使用済燃料プール単独のスロッシングを考慮した場合)	10.995 (O. P. +32.375)
スロッシング発生後のプール水位 (m) (原子炉ウェル及び DS ピットのスロッシングも考慮した場合)	10.995 (O. P. +32.375)

注記\*1 : 溢水量 (79m<sup>3</sup>) を使用済燃料プールの面積 ( ) で除し、小数第 3 位を切り上げて算出した。

\*2 : 溢水量 (212m<sup>3</sup>) を使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットの合計面積 ( ) で除し、小数第 3 位を切り上げて算出した。

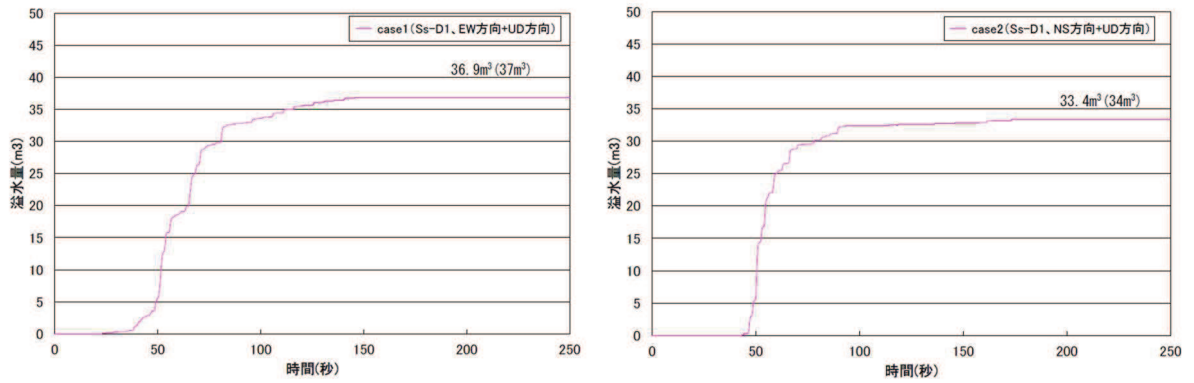


図 7.4-13 溢水量の時間変化（使用済燃料プール）

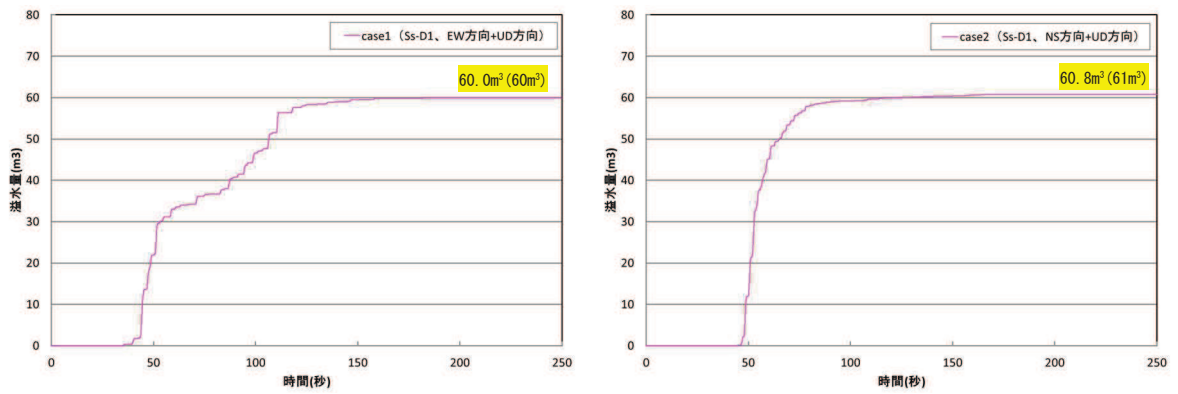


図 7.4-14 溢水量の時間変化（原子炉ウェル及びDSピット）



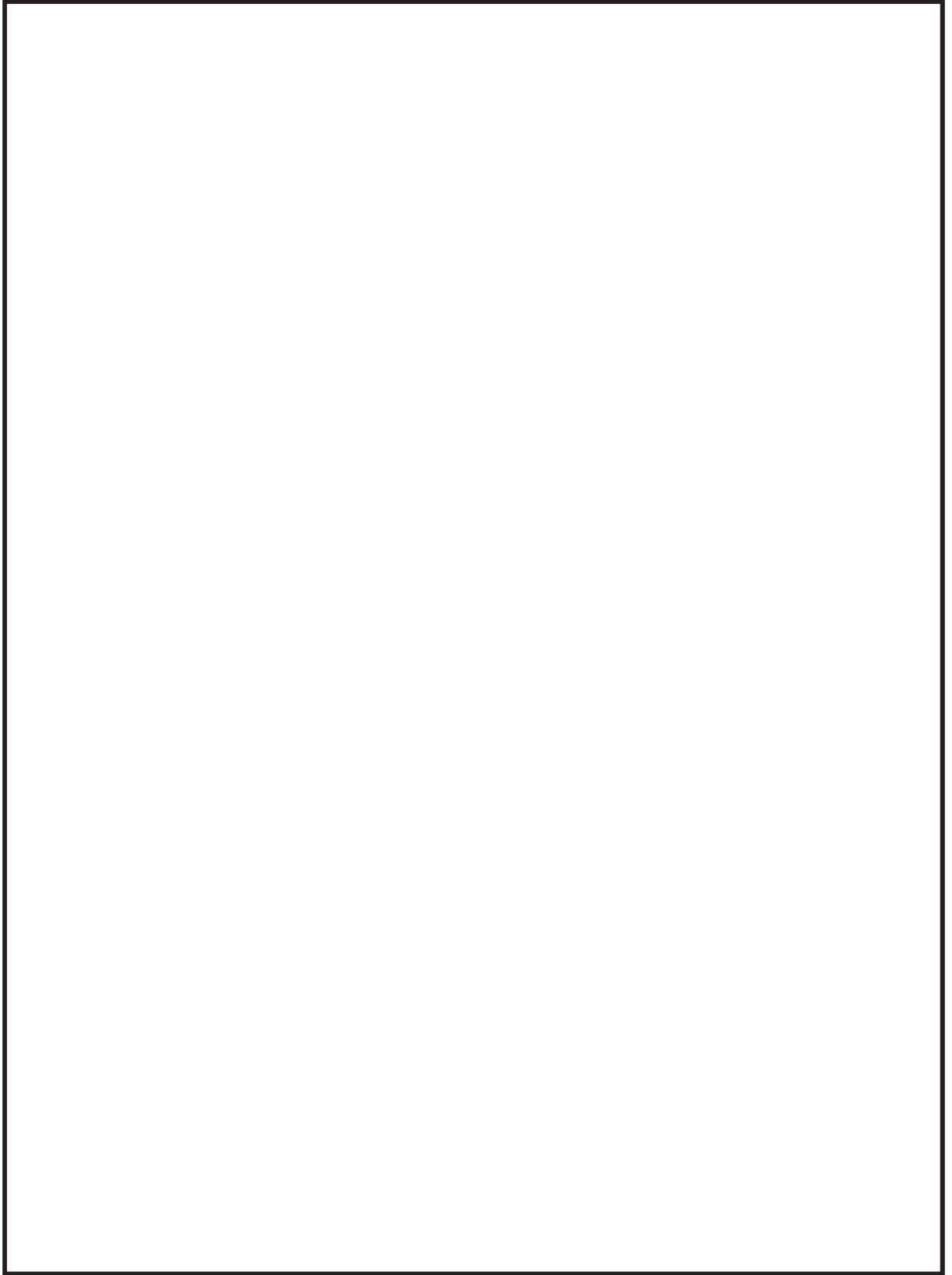


図 7.4-15 使用済燃料プールの液面状況（最高液位発生時）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

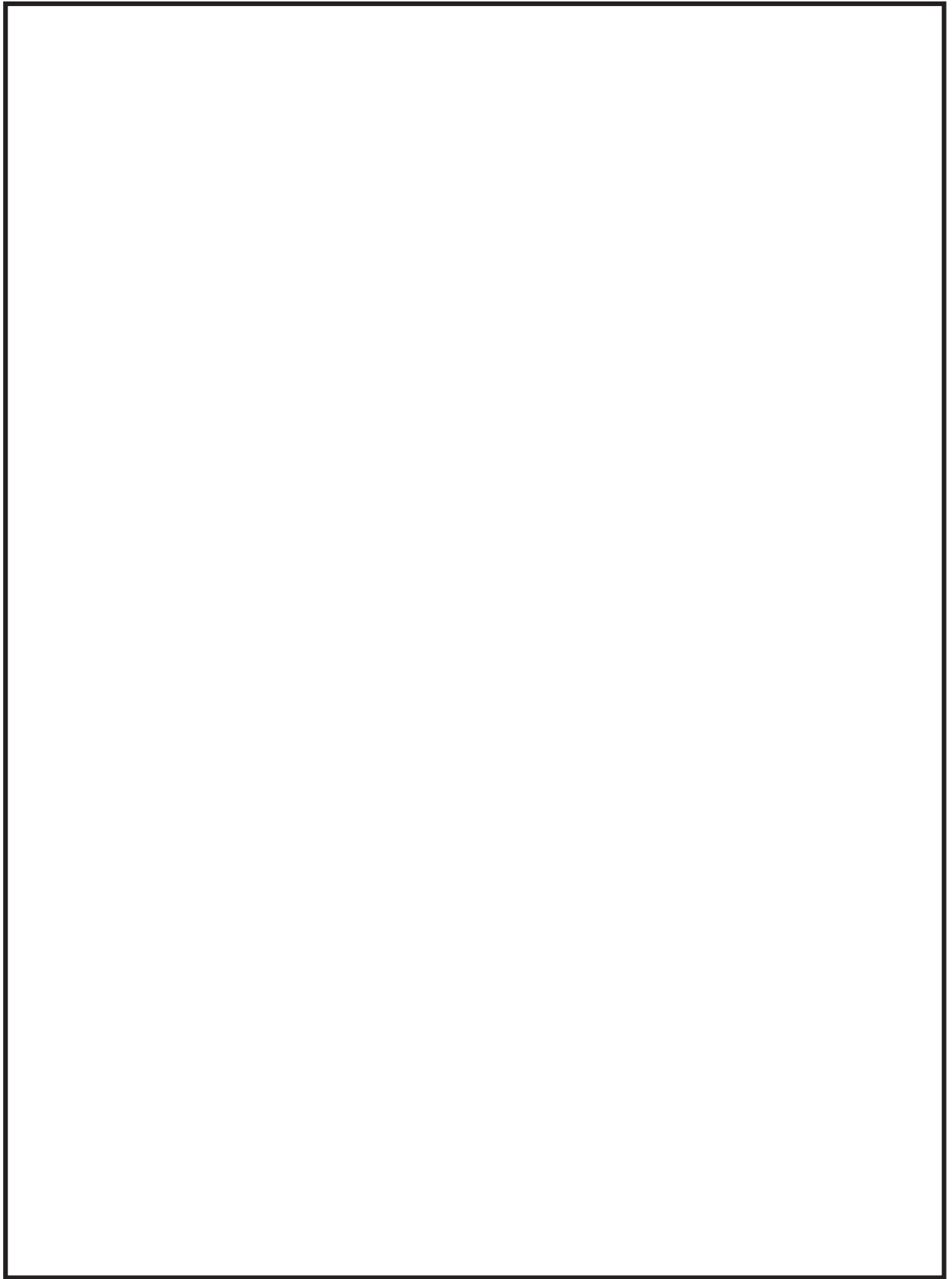


図 7.4-16 原子炉ウェル及び DS ピットの液面状況（最高液位発生時）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 使用済燃料プール等のスロッシングに対する冷却機能及び遮蔽機能の維持の確認

#### 3.1 使用済燃料プール等のスロッシングに対する冷却機能の維持

地震起因による溢水影響評価において、残留熱除去系による使用済燃料プールへの冷却機能・給水機能が維持されることを確認しているが、表 7.4-4 より地震後の使用済燃料プール水位が一時的にプール冷却に必要な水位 (11.515m オーバーフロー水位) を下回るため、使用済燃料プール水の温度上昇に対する時間余裕と、系統切替操作にかかる時間を評価し、使用済燃料プール水温が保安規定で定める水温 (65℃) を上回らないことを、以下のとおり確認した。

##### 3.1.1 使用済燃料プール水の温度上昇に対する時間余裕と系統切替操作にかかる時間

使用済燃料プール水の温度上昇に対する時間余裕については、有効性評価で想定している、原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日) で取り出された全炉心分の燃料と、過去に取り出された貯蔵燃料が、使用済燃料貯蔵ラックに最大数保管されていることを想定し、また地震に伴うスロッシングによる溢水量 41 (m<sup>3</sup>) を使用済燃料プールの初期保有水量から差し引いた状態にて算出した。使用済燃料プール水温度が 65℃に到達するまでの時間余裕を表 7.4-7 にまとめる。なお、初期水温は 40℃と想定した。また、残留熱除去系による使用済燃料プールへの給水に要する時間を表 7.4-8 示す。

以上により、使用済燃料プール水温度上昇に対する時間余裕の中で、残留熱除去系によるプールへの給水が完了し、またプール冷却機能も維持されていることから、使用済燃料プール水温が保安規定で定める水温 (65℃) を上回ることはない。

表 7.4-7 使用済燃料プール水温度と時間余裕

使用済燃料プール水	65℃到達時間(h)	100℃到達時間(h) (参考)
	5	13

表 7.4-8 残留熱除去系による使用済燃料プールへの給水に要する時間

現場所要時間 (min) (漏えい箇所の特定, 系統切替操作)	50 <sup>*1</sup>
給水流量 (m <sup>3</sup> /h)	300 <sup>*2</sup>
給水完了時間 (h)	2 <sup>*3</sup>

注記\*1: 残留熱除去系への系統切替手順は運転手順書にて定められている。また現場所要時間（漏えい箇所の特定, 系統切替操作）が50分程度であること及び系統切替操作時の運転員によるアクセス性について問題ないことを確認している。

\*2: 運転手順書にて定める, 残留熱除去系ポンプ1台の運転時流量

\*3: 現場所要時間（漏えい箇所の特定, 系統切替操作）及び給水時間に余裕を考慮し設定

### 3.2 使用済燃料プール等のスロッシングに対する遮蔽機能の維持

使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及び DS ピットからのスロッシングによる溢水量がプール外へ流失した際に、使用済燃料の遮蔽機能に必要なプール水位が確保されていることを確認した結果を表 7.4-9 に示す。

表 7.4-9 溢水時における使用済燃料プールの遮蔽機能維持の確認結果

スロッシング発生後のプール水位 (m) (使用済燃料プール単独のスロッシングを考慮した場合)	11.245 (O. P. +32.625)
スロッシング発生後のプール水位 (m) (原子炉ウェル及び DS ピットのスロッシングも考慮した場合)	11.255 (O. P. +32.635)
遮蔽機能の維持に必要な水位*1 (m)	7.958 (O. P. +29.338)

注記\*1：使用済燃料を考慮した、使用済燃料プール水面の設計基準線量率 ( $\leq 0.05\text{mSv/h}$ ) を満足する水位

#### 4. 原子炉ウェル及びDSピットを考慮した溢水量について

使用済燃料プール並びに原子炉ウェル及びDSピットのスロッシングによる溢水を含めた地震時の機器の破損による溢水が発生した場合に必要な安全機能が損なわれないことを確認する。

表 7.4-5 に示す溢水量 (212m<sup>3</sup>) が原子炉建屋原子炉棟 3 階燃料取替床に流出した場合、燃料取替床における想定破損 (原子炉補機冷却水系の溢水量 265m<sup>3</sup>) による溢水影響評価結果に包含されることから、必要な安全機能が損なわれることはない。

汎用熱流体解析コード「Fluent」の検証の概要

使用済燃料プールのスロッシング解析は、汎用流体解析コード「Fluent」(Ver14.5) (以下「Fluent」という。)を用いて実施している。この汎用熱流体解析コードの検証として、矩形プールのスロッシング試験結果について本解析コードで解析した結果、プール内部の液面変動および溢水量が試験とほぼ一致する。

検証の概要

矩形プールのスロッシング試験結果\*を基に、スロッシング解析に対する Fluent コードの適用性を検証した。

注記\*：矩形プールのスロッシング抑制法(3) 水平抑制板の溢水量低減効果 M34 (株) 東芝 ○渡邊 和、丹羽 博志、露木 陽、藁科 正彦 (日本原子力学会「2013 年春の年会」2013 年 3 月 26～28 日、近畿大学 東大阪キャンパス)

水流動試験

(1) 試験装置

矩形プールを模擬した試験体を図-1に示す。

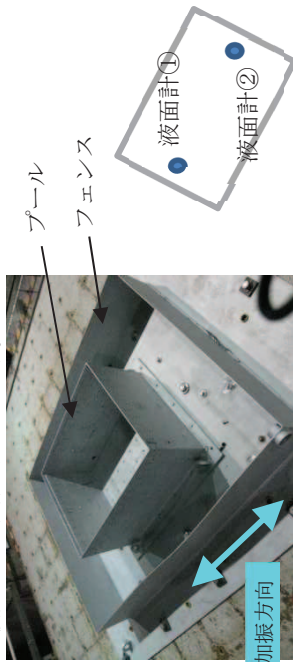


図-1 試験体形状

(2) 試験体寸法

プール寸法は 900mm×700mm×413mm, 基準水位は 350mm (水量約 0.22m<sup>3</sup>) である。

(3) 加振条件

プール長辺方向のスロッシング 1 次固有振動数は 0.85Hz である。この時の共振振動数による正弦 5 波で長辺方向に加振する。

(4) 計測項目

- 液面変動：試験体短辺の中心付近に設置した液面計により計測
- 溢水量；加振後の水位低下量を計測

検証解析

(1) 解析モデル

試験体プールの形状を模擬した 3 次元モデルを作成した。解析モデルの概要を図-2に示す。

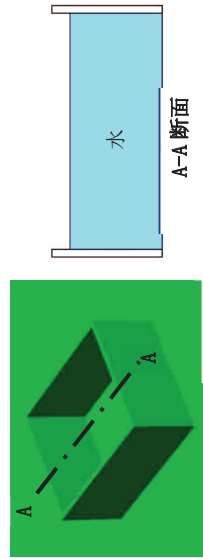


図-2 解析モデル概要

(2) 解析結果

○液面変動の比較

プール長辺方向の液面変動について、試験と解析を比較した結果を図-3に示す。解析は試験とほぼ同じ液面変動を示す。

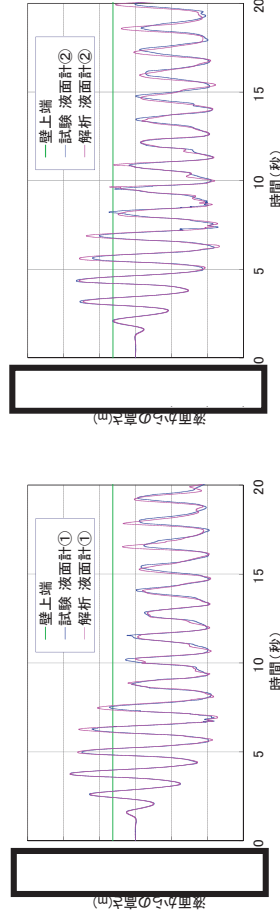


図-3 液面変動比較結果

○溢水量比較

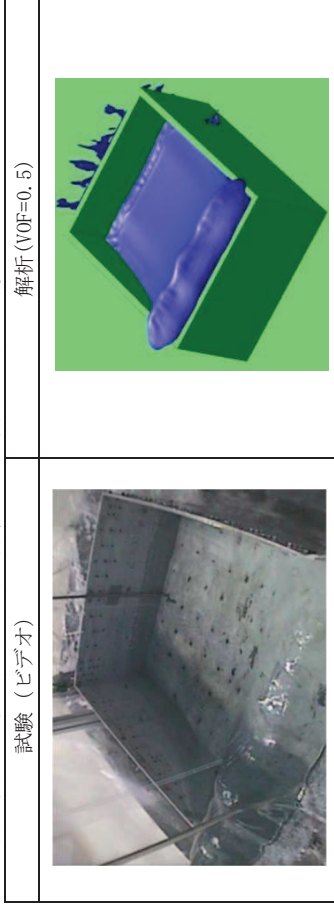
試験と解析の溢水量を比較した結果を表-1に示す。解析の溢水量は試験の約 97% である。

表-1 溢水量比較

試験	0.079m <sup>3</sup>
解析	0.077m <sup>3</sup>

○スロッシング挙動比較

液面変動の比較を以下に示す (液位がほぼ最高を示す時点)。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 9.5 蒸気防護カバーの性能試験について

### 1. 概要

タービン建屋で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタが使用可能温度  を超えることにより機能喪失する可能性があることから、蒸気防護カバーを設置し、環境温度条件を緩和する。本資料では、蒸気防護カバーの性能試験について説明する。蒸気防護カバーの概要図を図 9.5-1 に示す。

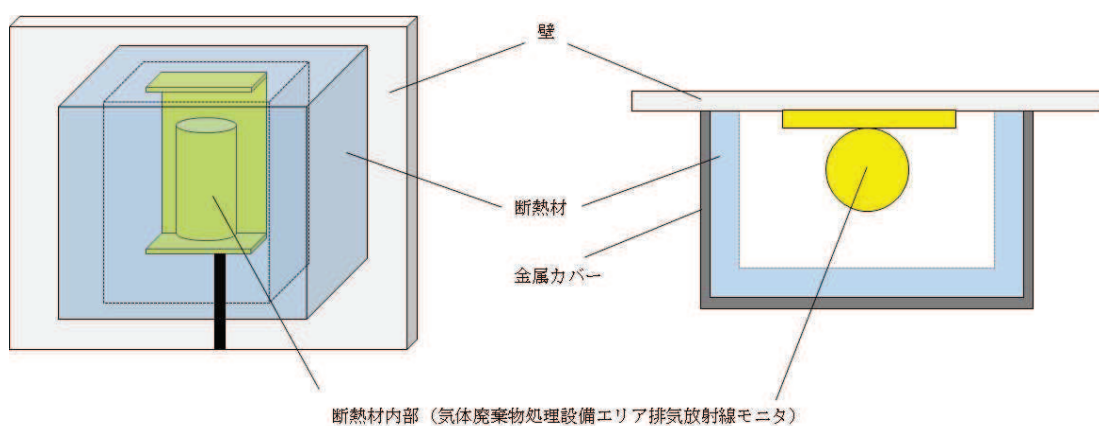


図 9.5-1 蒸気防護カバーの概要図

### 2. 蒸気防護カバーに対する性能試験方法及び結果

#### 2.1 試験条件の考え方

蒸気防護カバーは、気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタが設置されるタービン建屋内に蒸気が流出した際の環境温度の影響を緩和することを目的に設置するものである。建屋内に蒸気が流出した際に考えられる温度  にて加熱試験を実施し、蒸気漏えい時においても気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタが機能維持可能であることを確認する。



## 2.2 試験条件

性能試験は、実機で使用する形状、寸法及び施工方法を模擬した蒸気防護カバーと検出器を用いた試験体にて実施する。試験体を試験炉内（乾燥炉）に設置して加熱し、断熱材外部及び断熱材内部の温度推移を測定し、試験炉内が、蒸気が建屋内（大気圧下）に流出する際に考えられる温度  以上となった時点を  時間として、試験体を  時間  以上の温度で加熱する。 時間経過後は試験炉の温度を  に設定し、断熱材の内部温度がピークに達した後、 時間で試験終了とする。温度測定点は、試験炉内温度 5 点、試験体内部温度 4 点、検出器表面温度 1 点の温度計測を実施する。図 9.5-2 に試験条件を、図 9.5-3 に温度測定点の概要図を示す。また、試験炉外観図を図 9.5-4 に示す。



図 9.5-2 試験条件

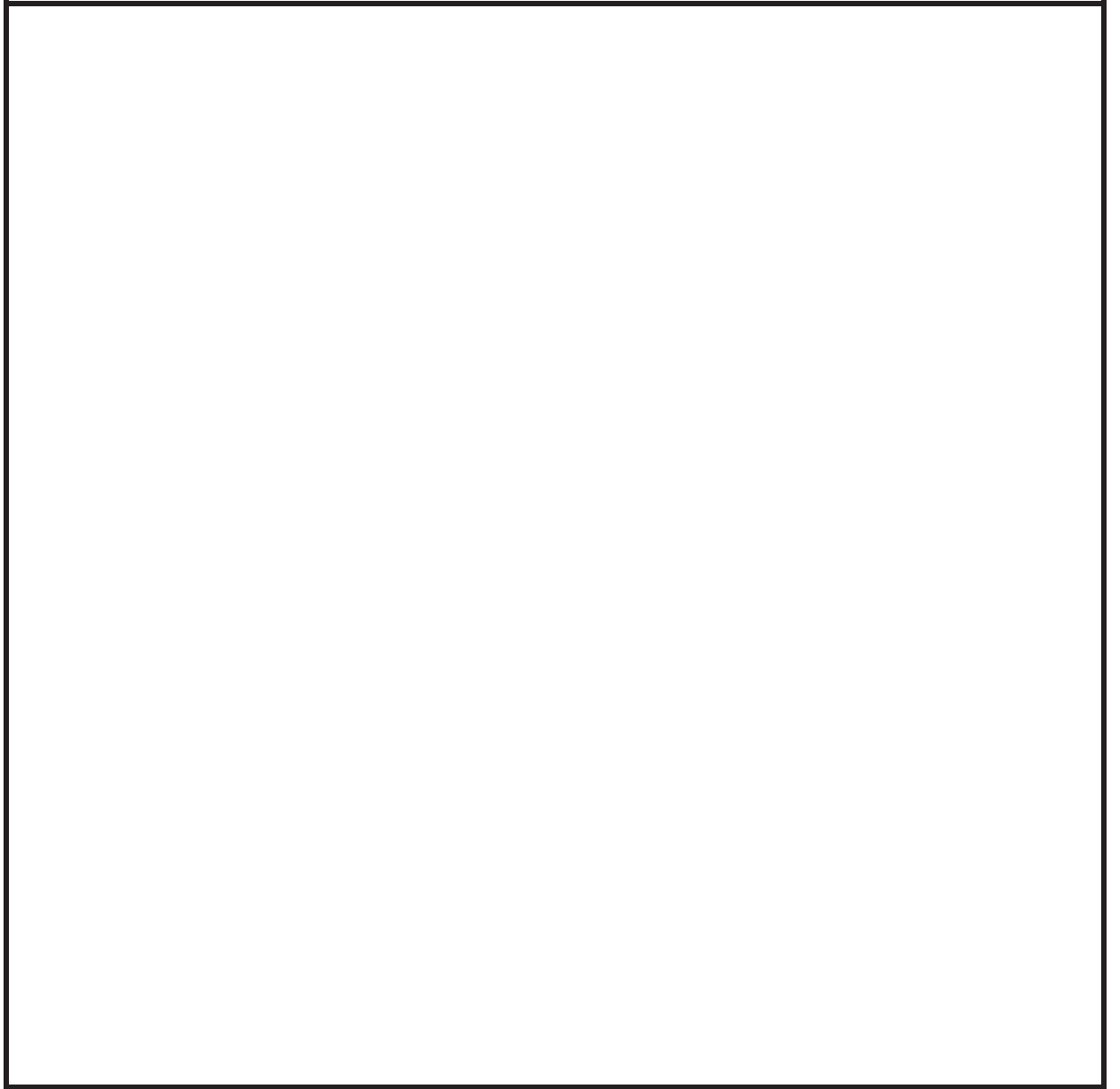


図 9.5-3 温度測定点の概要図

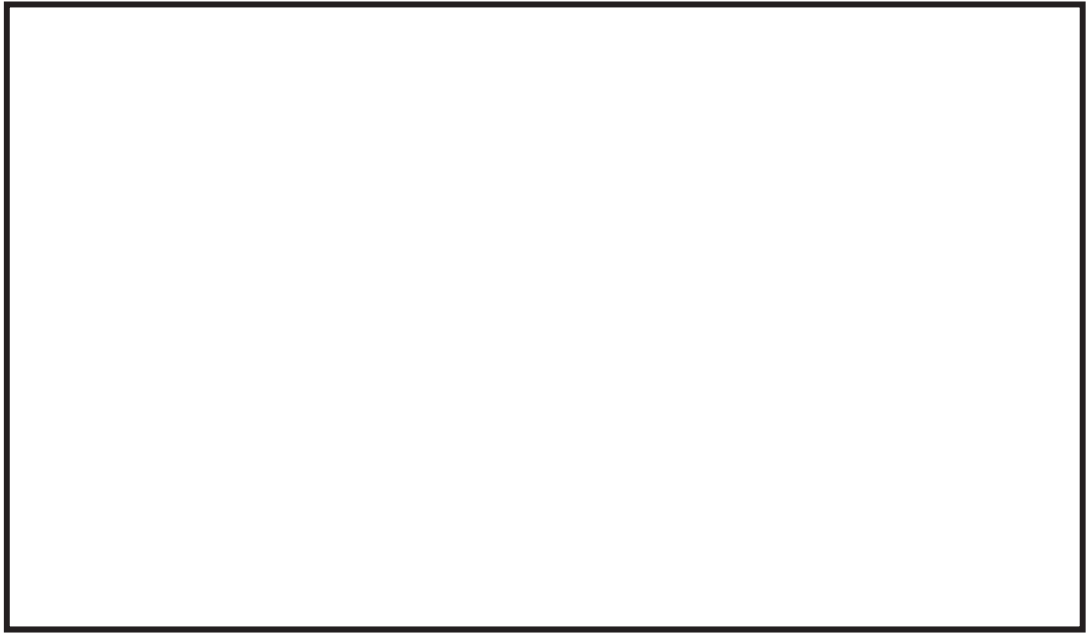


図 9.5-4 試験炉外観図

### 2.3 試験結果

試験炉内温度を図 9.5-5 に、試験体内部温度及び検出器表面温度を図 9.5-6 に示す。試験体内部温度及び検出器表面温度の内部温度ピークは気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタの使用可能温度  以下となることから、蒸気防護カバーで囲われる気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタは環境温度により機能を損うおそれはない。

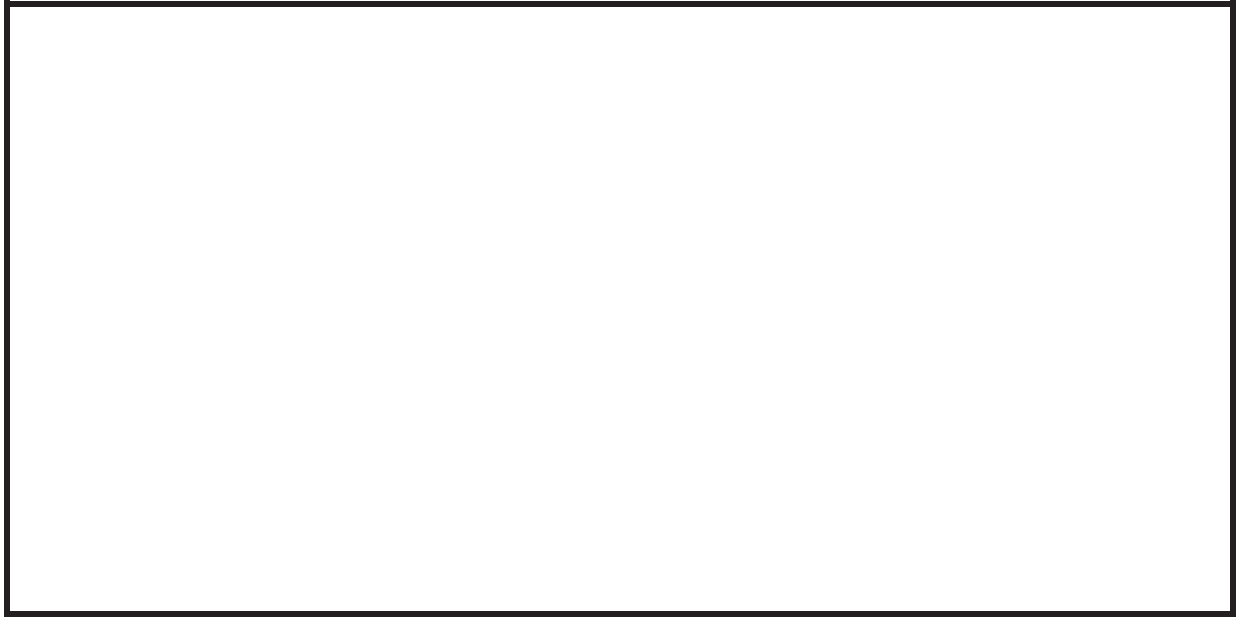


図 9.5-5 試験炉内温度



図 9.5-6 試験体内部温度及び検出器表面温度

### 3. 放射線検出感度に対する確認試験（放射線照射試験）

気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタは、気体廃棄物処理系設備エリア内（空気抽出器から活性炭式希ガスホールドアップ塔までの室）の機器からの漏えいを検出するため、気体廃棄物処理系設備エリアの雰囲気放射線レベルを監視することを目的として設置している。

蒸気防護カバー設置による、気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタへの放射線検出感度の影響について説明する。

#### 3.1 試験概要

一般に放射線モニタは J I S Z 4324 に基づく試験等により性能を確認しているが、蒸気防護カバーの設置に伴い、放射線が遮へいされ、検出感度の低下が考えられることから、蒸気防護カバーを設置した場合においても、気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタの検出感度が精度範囲内に収まることを放射線照射試験により確認する。

試験は、実機と同じ検出感度を有する半導体検出器へ $\gamma$ 線を照射した場合の放射線レベルを測定することにより実施する。ここで、蒸気防護カバーの模擬体として、厚さ及び材質が同じ仕様の遮へい材を設置した場合と、遮へい材を設置しない場合の測定を実施し、遮へい材の有無による影響を確認する。放射線照射試験の概要図を図 9.5-7 に示す。

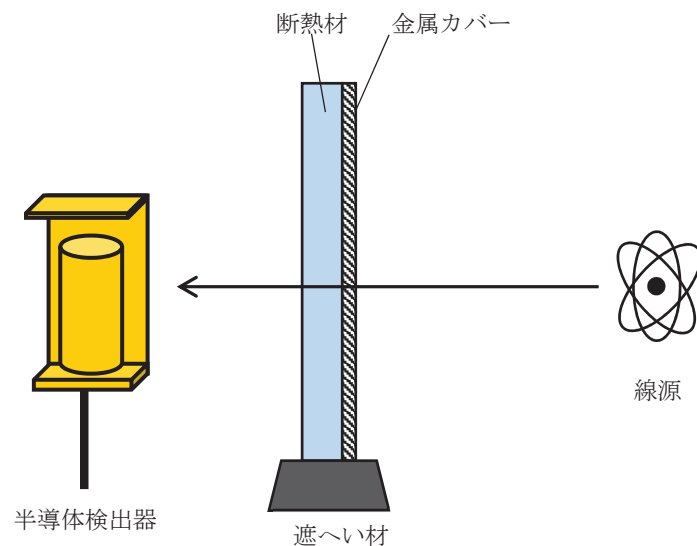


図 9.5-7 放射線照射試験の概要図

### 3.2 試験条件

試験条件を表 9.5-1 に示す。遮へい材を試験対象の半導体検出器と線源の間に設置した場合と設置しない場合において、放射線を照射した際の測定値を確認し、測定結果が判定基準内であることを確認する。測定値はバックグラウンドを差し引いた値とする。判定基準は気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタに対する精度要求に基づき [ ] とする。

表 9.5-1 放射線照射試験条件

線源	Cs-137
遮へい材 (蒸気防護カバーの模擬体)	なし, あり
線量当量率 (mSv/h)	$3.00 \times 10^{-3}$ , $3.00 \times 10^{-2}$ , $3.00 \times 10^{-1}$ , $1.00 \times 10^0$

### 3.3 試験結果

蒸気防護カバーを模擬した遮へい材を設置した場合でも、放射線モニタの精度範囲内に収まる結果が得られた。よって、蒸気防護カバーによる放射線の遮へい効果は小さく、蒸気防護カバーによる気体廃棄物処理設備エリア排気放射線モニタへの放射線検出感度には影響はない。試験結果を表 9.5-2 に示す。

表 9.5-2 放射線照射試験結果

線量当量率 (mSv/h)	判定基準 (mSv/h)	測定値*1 (遮へい材なし)	測定値*1 (遮へい材あり)	判定
		(mSv/h)	(mSv/h)	
$3.00 \times 10^{-3}$				良
$3.00 \times 10^{-2}$				
$3.00 \times 10^{-1}$				
$1.00 \times 10^0$				

注記\*1 : バックグラウンドを差し引いた値

9.8 流下開口を考慮した没水高さについて

1. 概要

没水高さが高くなるようなエリアについて、扉開運用などにより流下開口を設置し、ある没水高さ以上とならないよう対策を実施している。ここでは、流下開口を設置しているエリアについて、流下開口からの流出流量が想定破損による系統流量を上回ることを確認する。

2. 流下開口（ハッチ、吹抜）からの排水

2.1 ハッチ、吹抜からの流出量

ハッチ、吹抜からの流出量について、「第四版土木工学ハンドブック I，土木学会編，技報出版」より、図 9.8-1 のような長方形積の流量算出式を基に算出する。ハッチ、吹抜からの排水イメージを図 9.8-2 に示す。

一部、開口周囲にカーブがない箇所もあるが、ここでは保守的にカーブ高さ、カーブ幅を仮定した場合の流出量を算出する。

また、ハッチについては、開口4辺のうち、2辺から流出していくこととして算出する。表 9.8-1 にハッチ、吹抜の開口条件を示す。

$$Q=C \times B \times h^{\frac{3}{2}} \dots \dots \dots \text{①式}$$

ここで、 $0.4 \leq h/L \leq (1.5 \sim 1.9)$  ;  $C=1.444+0.352\left(\frac{h}{L}\right)$

- Q：越流量 (m<sup>3</sup>/s)
- B：堰の幅 (m)
- h：越流水深 (m)
- C：流量係数 (m<sup>1/2</sup>/s)
- L：堰長さ (m)
- W：堰高さ (m)

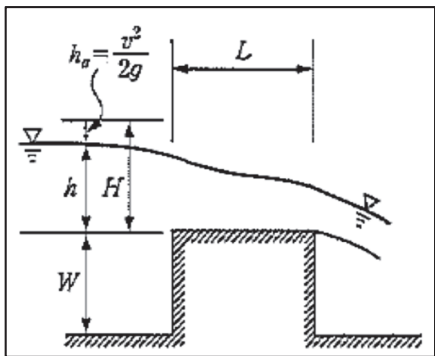


図 9.8-1 長方堰の越流量

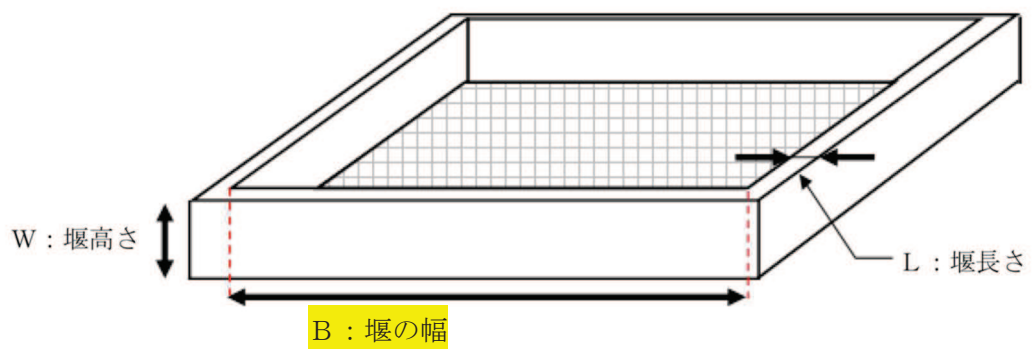


図 9.8-2 ハッチ、吹抜からの排水イメージ



表 9.8-1 ハッチ、吹抜の開口条件

区画番号	開口数	開口幅 (m)	カーブ高さ (m)	カーブ幅 (m)
R-3F-1	1	6.5×5.5	0.13	0.25
R-2F-3	1	6.5×5.5	0.13	0.25
R-B2F-2	1	3.0×3.0	0.13	0.25
R-B2F-3	1	3.1×3.1	0.13	0.25
R-M2F-1	1	11.1×2.2×2.2	0.13	0.2
R-M2F-2	1	—*1	—*1	—*1
R-M2F-3	1	3.3×1.05×3.3	0.13	0.25
R-M2F-5	1	3.9	0.13	0.2
R-M2F-6	1	—*1	—*1	—*1
R-1F-8	1	6.5以上	0.13	0.25
R-1F-9	1	2.7	0.13	0.25
R-MB1F-1	1	3.1 (4.4) *2	0.13	0.2
R-MB1F-2	1	9.1以上	0.13	0.2
R-MB1F-3	1	2.5 (4.4) *2	0.13	0.2
R-MB1F-4	1	5.6	0.13	0.2
R-B2F-7	1	—*1	—*1	—*1
R-3F-2	1	2.7 (5.1) *2	0.13	0.2
R-3F-4	1	2.7 (3.0) *2	0.13	0.2
R-3F-5	1	6.1	0.13	0.2
R-M3F-3-1	1	3.85	0.13*3	0.30*3
R-2F-6-2	1	4.1×1.6×4.1	0.13	0.15
R-2F-7-1	1	4.7×1.5	0.13	0.15
R-2F-8-2	1	4.1×1.6×4.1	0.13	0.15
R-M2F-9	1	4.0以上	0.13	0.25
C-2F-3	1	3.9	0.13	0.25
C-MB1F-1	1	4.4×1.2	0.13	0.25
C-MB2F-1	1	6.5以上	0.13*3	0.30*3

注記\*1：床なし区画

\*2：開口が2辺のため、小さい方の値で評価

\*3：保守的に設定

## 2.2 算出結果

前述の①式から、越流水深を0.17mと仮定（没水高さ0.3m）し、越流量を算出した。原子炉建屋原子炉棟，原子炉建屋付属棟及び制御建屋を含めた最大漏えい流量は263m<sup>3</sup>/h（高圧炉心スプレイ系）であり、越流量は十分に大きく没水高さは0.3mを超えないことを確認した。

算出結果を表9.8-2に示す。

表9.8-2 ハッチ，吹抜からの越流量算出結果

区画番号	種別	越流量 (m <sup>3</sup> /h)
R-3F-1	ハッチ	4672* <sup>1</sup>
R-2F-3	ハッチ	4672* <sup>1</sup>
R-B2F-2	ハッチ	2548* <sup>1</sup>
R-B2F-3	ハッチ	2633* <sup>1</sup>
R-M2F-1	吹抜	4882
R-M2F-3	吹抜	1401
R-M2F-5	吹抜	1715
R-1F-8	吹抜	2761
R-1F-9	吹抜	1146
R-MB1F-1	吹抜	1363
R-MB1F-2	吹抜	4002
R-MB1F-3	吹抜	1099
R-MB1F-4	吹抜	2463
R-3F-2	吹抜	1187
R-3F-4	吹抜	1187
R-3F-5	吹抜	2683
R-M3F-3-1	吹抜	1596
R-2F-6-2	吹抜	1906
R-2F-7-1	吹抜	1395* <sup>1</sup>
R-2F-8-2	吹抜	1906
R-M2F-9	吹抜	1699
C-2F-3	吹抜	1656
C-MB1F-1	吹抜	1019* <sup>1</sup>
C-MB2F-1	吹抜	2695

注記\*1：開口4辺のうち，小さい2辺からの流出を想定

### 3. 床ドレンからの排水

#### 3.1 床ドレンからの流出量

内部溢水影響評価において、床ドレンからの流出を考慮する場合については、以下の通りとする。床ドレンからの排水イメージを図 9.8-3 に示す。

##### (1) 評価条件

- ・同一区画に目皿が複数ある場合は、床ドレン一箇所の閉塞を考慮した上で、他の床ドレン配管からの単位時間あたりの流出を考慮する。
- ・床ドレンからの流出流量は、開口有効面積と当該区画の水位を用いて以下の式より算出する。

$$Q = A C \sqrt{2 g H} \dots\dots\dots \text{②式}$$

Q : 流量 (m<sup>3</sup>/s)

A : 開口の有効面積 (m<sup>2</sup>)

H : 当該区画の水位 (m)

C : 流出流量損失係数 (=0.82)

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)

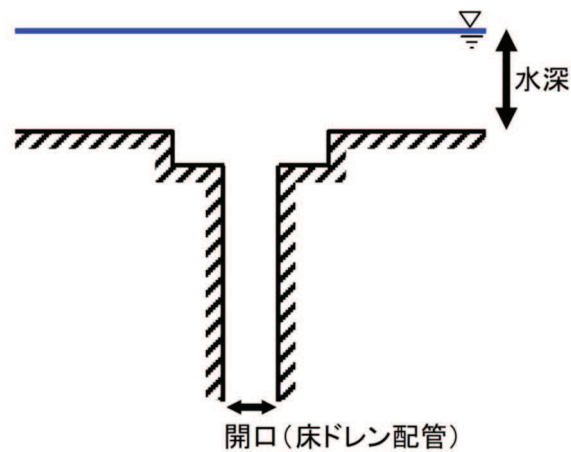


図 9.8-3 床ドレンからの排水イメージ

#### 4. 流下開口（扉）からの排水

##### 4.1 扉からの流出量

常時開の扉開口を想定し、カーブを乗り越えて溢水が伝播する際の越流水深と越流量との関係については、「2.1 ハッチ、吹抜からの流出量」における①式を用いる。扉からの排水イメージを図 9.8-4 に示す。

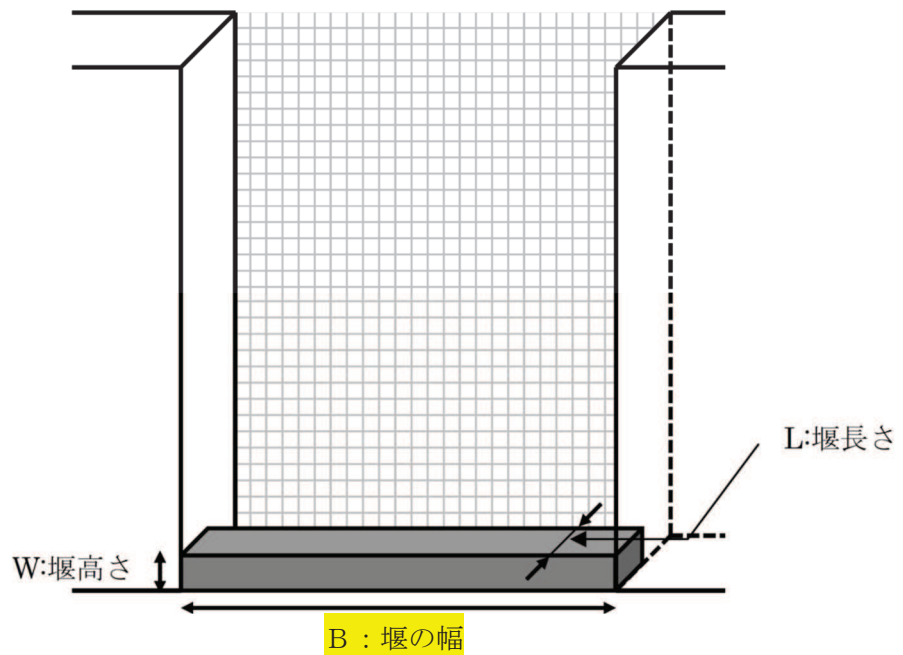


図 9.8-4 扉からの排水イメージ

#### 4.2 算出結果

前述の式から越流量を算出した結果を表 9.8-3 に示す。没水高さ 0.3m の場合、扉（1 箇所）での越流水深は 0.17m となり、越流量は 331m<sup>3</sup>/h となる。原子炉建屋について、扉からの排出を期待する系統のうち、原子炉建屋原子炉棟における最大漏えい流量は 263m<sup>3</sup>/h（高压炉心スプレイ系）、原子炉建屋付属棟における最大漏えい量は 201m<sup>3</sup>/h（原子炉補機冷却水系）であり、扉からの流出量が上回っているため、没水高さ 0.3m 以上に達することはない。

表 9.8-3 扉の諸元と越流量算出結果（没水高さ 0.3m の場合）

項目	記号	値	備考
堰高さ【カーブ高さ】(m)	W	0.13	
堰長さ【カーブ奥行き】(m)	L	0.3	
越流水深(m)	h	0.17	
堰の幅【開口幅】(m)	B	0.8	躯体開口は 1m
越流量(m <sup>3</sup> /h)	Q	331	

## 5. 流下開口（床開口）からの排水

### 5.1 床開口からの流出量

建屋内の床面に開口を設置する対策について、開口部からの流出流量が想定破損時による系統流量を上回ることを確認する。図 9.8-5 に床開口からの排水イメージを示す。

#### (1) 評価条件

- ・床開口は満水流れとして評価を実施する。
- ・床開口は円形とし、 $\Phi 75\text{mm}$  と設定する。
- ・床開口からの流出流量は、以下の式より算出する。式のとおり、流量は落差が大きいほど大きくなるため、スラブ上の滞留深さは考慮せず、落差としてはスラブ厚さを考慮する。

$$Q=A\sqrt{\frac{2gH}{\lambda\frac{L}{d}+\sum\xi+1}} \dots\dots\dots \textcircled{2}\text{式}$$

Q：流量 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )

A：開口の有効面積 ( $\text{m}^2$ )

H：落差 (m)

d：内径 (m)

L：直管長 (m)

$\xi$ ：損失係数

$\lambda$ ：摩擦係数

g：重力加速度 ( $\text{m}/\text{s}^2$ )

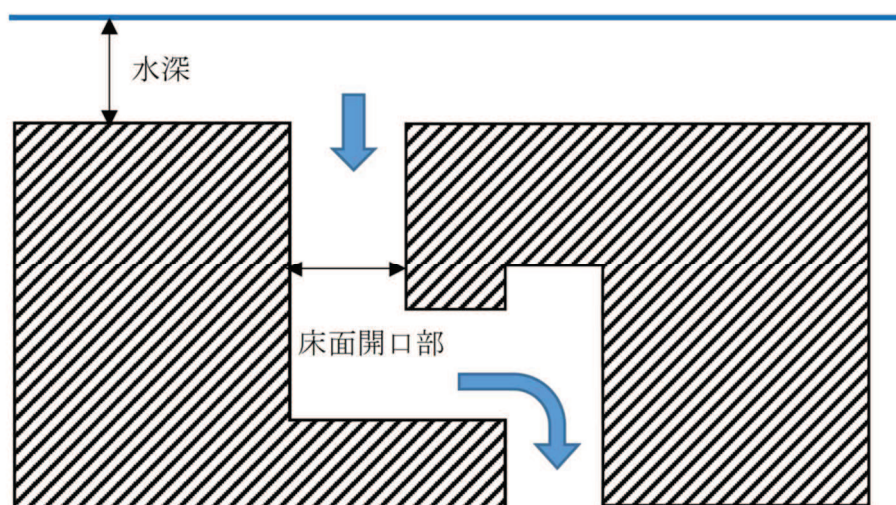


図 9.8-5 床開口からの排水イメージ

## 5.2 算出結果

床開口 1 箇所当たりの流出流量は 29.2m<sup>3</sup>/h となった。表 9.8-4 に床開口の諸元及び算出結果を示す。また、この条件をもとに、想定破損時の系統流量が排出可能な必要開口数を表 9.8-5 に示す。必要開口数を設置することにより、床面からの開口から系統流量が排出可能であることを確認した。

表 9.8-4 床開口の諸元と流出流量算出結果

項目	記号	値	備考
内径(m)	d	0.075	
摩擦係数	$\lambda$	0.06	最も粗度の高いコンクリート管(管壁の粗度 0.03)を想定
直管長(m)	L	0.3	スラブ厚さ
損失係数	$\xi$	0.5	管路入口における損失は、最も損失が大きい角端を想定
重力加速度(m/s <sup>2</sup> )	g	9.80665	
落差(m)	H	0.3	スラブ上の滞留深さは考慮せずスラブ厚さのみを考慮
流量(m <sup>3</sup> /h)	Q	29.2	開口部 1 箇所からの流出流量

表 9.8-5 想定破損時の系統流量が排出可能な必要開口数

区画番号	区画内系統漏えい流量(m <sup>3</sup> /h)*	床開口数	床開口からの流出流量(m <sup>3</sup> /h)
C-3F-3	20.1(消火系)	1	29.2
C-3F-4	9.1(所内用水)	1	29.2
C-2F-3	155(HNCW)	6	175.5
C-1F-4			

注記\*：区画内系統漏えい流量(m<sup>3</sup>/h)の値は、保守的に当該区画内を通過する配管口径ではなく、当該系統における最大口径を用いて評価した値

6. 今後の運用管理について

女川原子力発電所原子炉施設保安規定に基づく規定文書として制定する「内部洪水対応要領書（仮称）」に、以下の内容を明記することとする。

- (1) 内部洪水影響評価において、流下を考慮している開口部は、それが分かるように現場に表示を行うこと。
- (2) 内部洪水影響評価において、流下を考慮している開口部へ落下防止対策（ネットの設置、フェンスの設置等）を実施する場合は、カーブからの越流に影響を及ぼさないように配慮すること。