

HT-196-2-4

H T T R新規制基準に係る  
設工認（第 4 回）申請の概要について

令和 2 年 5 月 25 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所  
高温ガス炉研究開発センター  
高温工学試験研究炉部

## 概要

新規制基準に係る高温工学試験研究炉（HTTR）の設計及び工事の方法の認可（以下「設工認」という。）申請（第4回）についての概要について説明する。

第4回申請の構成は、以下のとおり。

第1編：耐震性・波及的影響の評価

第2編：保管廃棄施設

第3編：溢水対策機器（漏水検知器等）

第4編：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策機器（消防自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機等）

### 4.1 第1編（耐震性・波及的影響の評価）について

#### （1）申請の概要

本申請の主要な内容は、設置変更許可申請書の設計方針に則り以下のとおり。

- 既往の設工認から一部の建物・構築物及び機器・配管系について、設計条件のうち耐震重要度によるクラス別分類(以下「耐震クラス」という。)を変更した。耐震クラスを変更した建物・構築物及び機器・配管系を第4.1.1表に示す。
- 第4.1.2表に示す耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系は、耐震クラスに応じた地震力、運転状態に応じて発生する荷重等を適切に組み合わせた荷重に対して耐震余裕を有する設計とする。
- 耐震Sクラスの建物・構築物及び機器・配管系は、第4.1.3表に示す下位のクラスに属する建物・構築物及び機器・配管系の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。
- 上記に加えて、地震時に動作を要求する動的機器が、基準地震動による応答に対して、当該設備に要求される機能を維持する設計とする。
- なお、本申請は、既設設備に対して工事を行うものではない。

第 4.1.1 表 耐震クラスを変更した建物・構築物及び機器・配管系(1/2)

名称	変更前の耐震クラス	変更後の耐震クラス
原子炉圧力容器	As	S
原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・循環機・弁	As	S
隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備	As	S
使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	As	S
原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック(上蓋を除く。)	As	S
制御棒及び制御棒駆動装置(スクラム機能に関するもの。)	As	S
制御棒案内管	As	S
炉心支持鋼構造物(拘束バンドは除く。)	As	S
炉心支持黒鉛構造物(サポートポストの支持機能)	As	S
電気計装設備(安全保護系(原子炉の停止系)に関するもの。)	As	S
1次ヘリウム純化設備(原子炉格納容器内のもの。)	A	S
燃料破損検出装置(原子炉格納容器内のもの。)	A	S
1次ヘリウムサンプリング設備(原子炉格納容器内のもの。)	A	S
原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を含むもの。)	As	S

第 4.1.1 表 耐震クラスを変更した建物・構築物及び機器・配管系(2/2)

名称	変更前の耐震クラス	変更後の耐震クラス
補助冷却設備(原子炉冷却材圧力バウンダリに属するものは除く。)	As	B
補機冷却水設備	As	B
炉心支持鋼構造物の拘束バンド及び炉心支持黒鉛構造物 (サポートポストの支持機能を除く。)	As	B
非常用発電機及びその計装設備	As	B
制御用圧縮空気設備	As	B
炉容器冷却設備	As	B
原子炉格納容器	As	B
原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁(1次冷却材を含むものを除く。)及びこれに属する隔離弁を閉とするのに必要な電気計装設備	As	B
非常用空気浄化設備	A	B
非常用発電機及びその計装設備	As	B
使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック (上蓋を除く。)	As	B
炉内構築物(上部遮へい体ブロック、側部遮へい体ブロック)	A	B
後備停止系	A	B
後備停止系案内管	A	B
原子炉建家サービスエリア	A	B

第 4.1.2 表 耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系(1/3)

耐震クラス	名称
S	原子炉圧力容器
S	スタンドパイプ
S	圧力容器スカート
S	圧力容器基礎ボルト
S	サポートポスト(支持機能のみ。)
S	炉心拘束機構(拘束バンドを除く。)
S	炉心支持板
S	炉心支持格子
S	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック
S	中間熱交換器
S	1次加圧水冷却器
S	1次ヘリウム循環機
S	1次ヘリウム配管(二重管)
S	1次ヘリウム主配管(単管)
S	一次冷却設備の主要弁
S	補助ヘリウム冷却系(原子炉冷却材圧力バウンダリに属するもの。)
S	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管(原子炉格納容器内のもの。)
S	制御棒
S	制御棒駆動装置
S	中央制御室の盤
S	線量当量率モニタリング設備
S	放射能検出器容器(1次冷却材放射能検出器容器)
S	Sクラス設備の補助設備となる電気計装設備
S	原子炉格納容器附属設備の1次冷却材を内蔵する配管貫通部
S	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール

第 4.1.2 表 耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系(2/3)

耐震クラス	名称
B	固定反射体ブロック
B	高温プレナムブロック
B	サポートポスト(支持機能を除く。)
B	炉床部断熱層
B	炉心拘束機構の拘束バンド
B	燃料交換機
B	燃料出入機
B	プール水冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分)
B	使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック (上蓋を除く。)
B	原子炉建家内附属機器
B	使用済燃料貯蔵建家内附属機器
B	補助ヘリウム冷却系(原子炉冷却材圧力バウンダリ、Cクラスに属するものを除く。)
B	補助冷却水系
B	炉容器冷却設備(Cクラスに属するものは除く。)
B	補機冷却水設備(崩壊熱除去の主要設備に係わるもの。)
B	1次ヘリウム純化設備(S,Cクラスに属する設備を除く。)
B	試料採取設備(S,Cクラスに属する設備を除く。)
B	後備停止系駆動装置
B	放射能検出器容器(Sクラスを除く。)
B	Bクラス設備の補助設備となる電気計装設備
B	気体廃棄物処理系
B	洗浄廃液ドレン系
B	機器ドレン系
B	床ドレン系
B	使用済燃料貯蔵建家ドレン系

第 4.1.2 表 耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系(3/3)

耐震クラス	名称
B	原子炉格納容器
B	サービスエリア
B	非常用空気浄化設備
B	非常用発電機
B	圧縮空気設備
B	制御棒交換機
B	原子炉建家天井クレーン
B	使用済燃料貯蔵建家天井クレーン
B	原子炉建家
B	原子炉建家基礎版
-	制御棒案内ブロック
-	燃料体の黒鉛ブロック
-	可動反射体ブロック

第 4.1.3 表 波及的影響評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系

耐震クラス	名称
B	原子炉建家屋根トラス
B	原子炉格納容器
B	原子炉建家天井クレーン
B	排気筒
B	燃料交換機
B	制御棒交換機

## (2) 申請の範囲

基準地震動等の変更による設計の変更が生じる建物・構築物及び機器・配管系

## (3) 設計

### a.設計条件

- 既往の設工認から一部の建物・構築物及び機器・配管系について、設計条件のうち耐震重要度によるクラス別分類(以下「耐震クラス」という。)を変更した。耐震クラスを変更した建物・構築物及び機器・配管系を第 4.1.1 表に示す。
- 第 4.1.2 表に示す耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系は、耐震クラスに応じた地震力、運転状態に応じて発生する荷重等を適切に組み合わせ合わせた荷重に対して耐震余裕を有する設計とする。
- 耐震 S クラスの建物・構築物及び機器・配管系は、第 4.1.3 表に示す下位のクラスに属する建物・構築物及び機器・配管系の波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計とする。
- 上記に加えて、地震時に動作を要求する動的機器が、基準地震動による応答に対して、当該設備に要求される機能を維持する設計とする。

### b.評価条件

- 第 4.1.2 表に示す耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系に対して、耐震クラスに応じた地震力、運転状態に応じて発生する荷重等を適切に組み合わせ合わせた荷重に対する評価を行い、耐震余裕を有することを確認する。
- 第 4.1.3 表に示す波及的影響評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系に対して、基準地震動による評価を行い、耐震 S クラスの建物・構築物及び機器・配管系に波及的影響を及ぼさないことを確認する。
- 地震時に動作を要求する動的機器である原子炉格納容器バウンダリに属する弁(1 次冷却材を内蔵するもの)に対して、基準地震動による評価を行い、動的機能が維持されることを確認する。

### c.評価結果

- 第 4.1.2 表に示す耐震性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系は、耐震クラスに応じた地震力、運転状態に応じて発生する荷重等を適切に組み合わせ合わせた荷重に対して耐震余裕を有することを確認した。
- 第 4.1.3 表に示す波及的影響評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系は、耐震 S クラスの建物・構築物及び機器・配管系に波及的影響を及ぼさないことを確認した。



- 原子炉格納容器バウンダリに属する弁(1次冷却材を内蔵するもの)は、基準地震動に対して動的機能が維持されることを確認した。
- 耐震評価の結果概要を別紙に示す。

(4) 工事の方法

本申請に対する工事はない。

## 4. 2 第 2 編 (保管廃棄施設) について

### (1) 申請の概要

本申請の主要な内容は、設置変更許可申請書の設計方針に則り以下のとおり。

- 保管廃棄施設として固体廃棄物保管室を設ける。
- 固体廃棄物保管室は、 $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物 A (布、紙等の雑固体廃棄物) 及び  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物 B (照射試験等に伴う固体廃棄物) を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、発生が予想される量を保管できる容量とする。
- なお、本申請は、既設設備に対して工事を行うものではない。

### (2) 申請の範囲

放射性廃棄物の廃棄施設のうち、保管廃棄施設

### (3) 設計

#### a. 設計条件

- 保管廃棄施設として固体廃棄物保管室を設ける。
- 固体廃棄物保管室は、 $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物 A (布、紙等の雑固体廃棄物) 及び  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物 B (照射試験等に伴う固体廃棄物) を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、発生が予想される量を保管できる容量とする。

#### b. 設計仕様

設備仕様を第 4.2.1 表に、配置を第 4.2.1 図に示す。

保管廃棄施設に関する保管能力評価及び線量評価の概要については、別添 1 及び 2 に示す。

第 4.2.1 表 固体廃棄物保管室の設備仕様

設置場所	構造	保管能力
原子炉建家 地下 2 階	空間容積：約 50m <sup>3</sup> (床面積：約 25m <sup>2</sup> 、高さ：約 2m)	200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)

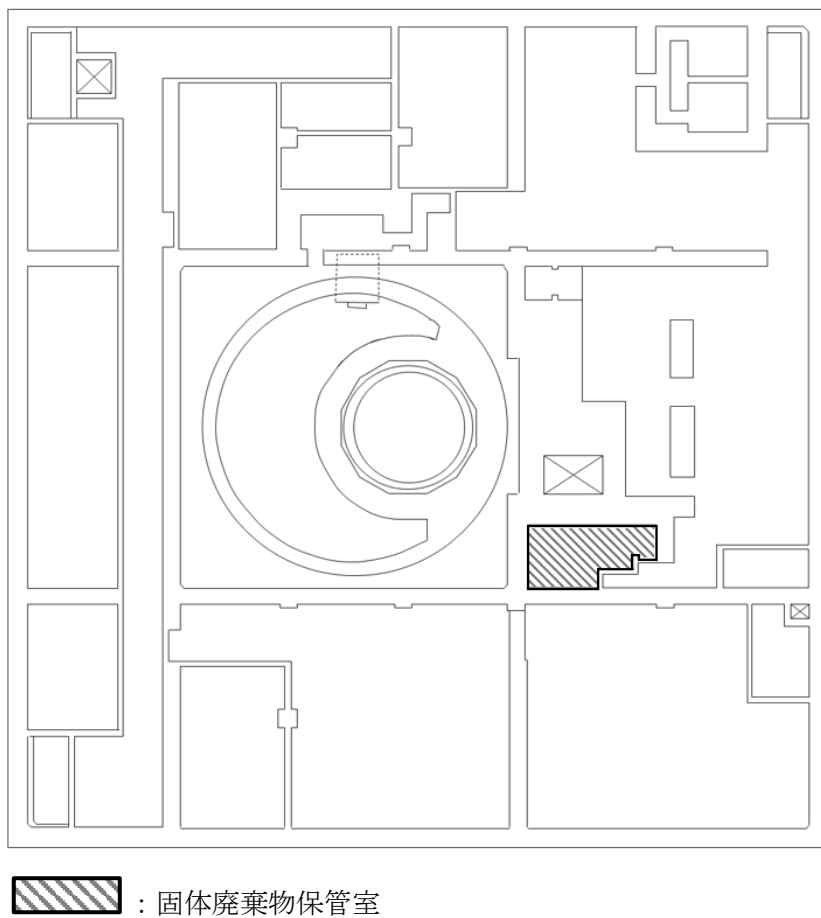


図 1 固体廃棄物保管室の配置（原子炉建家地下 2 階平面図）

(4) 工事の方法

本申請に対する工事はない。

(5) 試験・検査

a.保管能力検査

固体廃棄物保管室について、主要な寸法を測定して空間容積を算出することにより、当該室が必要な保管能力（200L ドラム缶換算：約 150 本相当）を有していることを確認する。

## 保管廃棄施設に関する保管能力評価の概要

## 1. 概要

固体廃棄物保管室及び固体廃棄物の保管容器の寸法、形状を考慮した保管の状態を確認し、原子炉設置変更許可申請書に記載される所定の保管能力を有していることを評価する。

## 2. 固体廃棄物保管室の仕様

設置場所	構造	保管能力
原子炉建家 地下 2 階	空間容積：約 50m <sup>3</sup> (床面積：約 25m <sup>2</sup> 、高さ：約 2m)	200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)

## 3. 保管容器

固体廃棄物を収納するドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等の保管容器の種類、数量、寸法等を表 1 に示す。保管容器の寸法、数量から算出した合計の容積は約 30m<sup>3</sup> となり、200L ドラム缶換算約 150 本に相当する。

表 1 保管容器の種類、寸法等

種類	数量	寸法	名称	備考	
保管容器	箱型	6 基	幅 140cm × 高さ 190cm × 奥行 100cm	箱型(1)	固定型
		1 基	幅 140cm × 高さ 190cm × 奥行 80cm	箱型(2)	固定型
		1 基	幅 71cm × 高さ 195cm × 奥行 80cm	箱型(3)	固定型
		1 基	幅 120cm × 高さ 148cm × 奥行 73cm	箱型(4)	固定型
		6 基	幅 120cm × 高さ 80cm × 奥行 69.5cm	箱型(5)	移動型
	缶型	5 基	直径 60cm × 高さ 90cm	缶型(1)	移動型 (ドラム缶)
		100 基	直径 30cm × 高さ 40cm	缶型(2)	移動型 (ペール缶)

## 4. 保管能力の評価

200L ドラム缶換算約 150 本 (約 30m<sup>3</sup>) に相当する保管容器を当該室内に保管することが可能であり、所定の保管能力を有していることを確認した。(図 1,2)

核物質情報が含まれているため公開できません。

図1 保管容器を固体廃棄物保管室に保管した状態（平面図）

核物質情報が含まれているため公開できません。

図2 保管容器を固体廃棄物保管室に保管した状態（A-A断面図）

## 保管廃棄施設に関する線量評価の概要

## 1. 概要

当該室に保管能力（200L ドラム缶換算：約 150 本相当）相当分の固体廃棄物を保管した場合の人が常時立ち入る場所及び管理区域境界における実効線量について評価する。

## 2. 評価条件

## 2.1 線源

- (1) 固体廃棄物中に含まれる放射性核種のうち、他の核種に比べ存在比率が高く、ガンマ線エネルギー量の高いコバルト-60( $^{60}\text{Co}$ )とする。
- (2) 固体廃棄物保管室内には、表 1 に示す保管容器（200L ドラム缶換算：約 150 本相当）をモデル化し、その内部にカートンボックスに収納した固体廃棄物等を可能な限り保管した状態を想定する。
- (3)  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物 A の線源強度は、平成 20 年度から平成 29 年度までの固体廃棄物の引き渡し実績に基づき算出した  $1 \text{ cm}^3$  当たりの放射能量( $1.71 \text{ Bq/cm}^3$ )に線源の体積を乗じた値とする。
- (4)  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物 B の線源強度は、表面実効線量率が  $2 \text{ mSv/h}$  となるドラム缶の体積線源とする。

## 2.2 線源配置

線源配置の評価モデルを図 1 に示す。

## 2.3 遮蔽物

固体廃棄物保管室の構造上、遮蔽効果が期待できるものについては、その材質及び厚さを遮蔽物として考慮する。評価に用いる遮蔽物の概要を表 2 に示す。

表 1 保管容器の種類、寸法等

種類	数量	寸法及び構造材	名称	内容物の種類	備考	
保 管 容 器	箱 型	6 基	幅 140cm × 高さ 190cm × 奥行 100cm SUS304 (厚さ 0.1cm)	箱型(1)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	
		1 基	幅 140cm × 高さ 190cm × 奥行 80cm SUS304 (厚さ 0.1cm)	箱型(2)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	
		1 基	幅 71cm × 高さ 195cm × 奥行 80cm SUS304 (厚さ 0.1cm)	箱型(3)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	
		1 基	幅 120cm × 高さ 148cm × 奥行 73cm SUS304 (厚さ 0.1cm)	箱型(4)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	
		6 基	幅 120cm × 高さ 80cm × 奥行 69.5cm SUS304 (厚さ 0.1cm)	箱型(5)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	
	缶 型	4 基	直径 60cm × 高さ 90cm	缶型(1)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	
		1 基	炭素鋼 (厚さ 0.12cm)	缶型(2)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B	
		100 基 *	直径 30cm × 高さ 40cm 炭素鋼 (厚さ 0.04cm)	M1	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	3 個 × 2 段 × 4 個並べたもの (幅 90cm × 高さ 80cm × 奥行 120cm)
				M2 (2 式)	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	3 個 × 2 段 × 5 個並べたもの (幅 90cm × 高さ 80cm × 奥行 150cm)
				M3	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A	3 個 × 2 段 × 2 個並べたもの (幅 90cm × 高さ 80cm × 奥行 60cm)
M4	$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A			1 個 × 2 段 × 2 個並べたもの (幅 30cm × 高さ 80cm × 奥行 60cm)		

\* 缶型 (100 基) は、並べて保管した場合に隙間が存在するが、隙間にも固体廃棄物が存在するものとして評価する。

表 2 遮蔽物の概要

物質名	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	設定場所
普通コンクリート	2.10	・ 建家壁、床、天井
炭素鋼	7.85	・ 保管容器 (缶型)
SUS304	7.91	・ 保管容器 (箱型)

核物質情報が含まれているため公開できません。

図 1 線源の配置及び評価モデル (平面図)



### 3. 評価の方法及び結果

#### (1) 評価方法

##### 【人が常時立ち入る場所における線量評価】

点減衰核積分法簡易計算コード QAD を用いて計算し、H T T R の遮蔽設計基準の区分に応じた設計基準線量率と比較して評価を行う。

##### 【管理区域境界における線量評価】

点減衰核積分法簡易計算コード QAD を用いて計算し、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成 27 年原子力規制委員会告示第 8 号)」と比較して評価を行う。

#### (2) 評価結果

評価点を図 2.1 及び 2.2 に、評価点における実効線量を表 3.1 及び表 3.2 に示す。

##### 【人が常時立ち入る場所の線量当量率】

H T T R の遮蔽設計基準の区分に応じた設計基準線量率を超えないことを確認した。

##### 【管理区域境界における線量評価】

線量告示に定める管理区域の設定基準 1.3 mSv/3 月を下回ることを確認した。

表 3.1 実効線量評価結果（人が常時立ち入る場所）

評価位置	基準値 (mSv/h)	計算値	区分
		線量当量率 (mSv/h)	
K-1	$6 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-3}$	A: 週 48 時間以内の立入りのところ
K-2	$6 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-2}$	B: 週 10 時間以内の立入りのところ

表 3.2 実効線量評価結果（管理区域境界）

評価位置	基準値 (mSv/3 月)	計算値	
		実効線量 (mSv/3 月)	線量当量率 (mSv/h)
H-1	1.3	$9.5 \times 10^{-4}$	$1.9 \times 10^{-6}$

核物質情報が含まれているため公開できません。

図 2.1 線量当量率の評価点（平面図）

核物質情報が含まれているため公開できません。

図 2.2 線量当量率の評価点（A-A 断面図）

#### 4. 3 第3編（溢水対策機器（漏水検知機等））について

##### （1）申請の概要

本申請の主要な内容は、設置変更許可申請書の設計方針に則り以下のとおり。

- 安全施設の中から、原子炉を安全に停止・維持でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための設備を溢水防護対象設備として選定する。さらに、使用済燃料貯蔵プールにおいては、貯蔵プール冷却機能及び貯蔵プールへの給水機能を維持できる設計とする。
- 原子炉施設内における溢水の発生に対して、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けてその安全機能を損なうことがないように溢水対策機器を設置する。
- なお、本申請は、既設設備に対して工事を行うものではない。

##### （2）申請の範囲

その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、溢水対策機器

##### （3）設計

###### a. 設計条件

###### i) 排水ポンプ

排水ポンプは、原子炉建家内にて発生した漏水を非管理区域地下3階の排水ピットから原子炉建家外に吐出し量0.32m<sup>3</sup>/min以上で排水できる性能を有する設計とする。

排水ポンプは2台設置し、それぞれ電源系統を独立させる設計とする。

排水ポンプの電動機は、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP\*4）以上の保護等級）がなされた設計とする。

###### ii) 漏水検知器並びに漏水警報盤及び副盤

漏水検知器は、早期に漏水を検知し、その後の対応（系統の隔離等）を行うことで溢水量を低減させるために設置し、漏水の検知、中央制御室に警報を発信し運転員へ知らせる機能を有する設計とする。漏水検知器は、原子炉建家及び冷却塔に設置する。

漏水を検知した場合は、中央制御室に設置されている漏水警報盤又は副盤（以下「警報盤等」という。）に警報を発報する設計とする。

###### iii) ブローアウトパネル及び耐圧扉

ブローアウトパネル及び耐圧扉は、加圧水冷却設備室において配管・機器の破損による蒸気が発生した場合に、蒸気を建家外に放出する機能を有する設計とする。

ブローアウトパネルは規定圧力で開放する機能を有するとともに、基準

地震動 Ss における耐震性能を有する設計とする。

耐圧扉は規定圧力に耐える機能を有するとともに、基準地震動 Ss における耐震性能を有する設計とする。

iv) 防滴仕様である機器及び計器

溢水防護対象設備のうち、溢水の影響により機器内に水が浸入し機能を喪失させるおそれがある機器の電動機及び計器については、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP\*4）以上）がなされた設計とする。

v) 密封構造である機器

溢水防護対象設備のうち、溢水の影響により機器内に水が浸入し機能を喪失させるおそれがある機器については、機器を密封構造として溢水に対する防護措置がなされた設計とする。

vi) 耐環境仕様である計器

防護対象設備のうち、蒸気の影響により機能を喪失させるおそれのある計器については、蒸気環境下（湿度 100%）において耐えるための防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防浸形（IP\*7）以上）がなされた設計とする。

vii) 加圧水冷却設備の主配管

溢水源となり得る加圧水冷却設備の主配管について、ターミナルエンド部を有する配管が設置されている区画以外の区画における主配管について、原子炉格納容器貫通部の主配管と同等の性能を有する設計とする。

b. 設計仕様

i) 排水ポンプ

設置場所を第 4.3.1 図に示す。

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
排水ポンプ	・ 吐出し量：0.32m <sup>3</sup> /min 以上 ・ 電動機：防まつ形（IP*4 <sup>注</sup> ）以上の保護等級を有する ・ 電源系統：非常用発電機 A 系統から排水ポンプ A へ、非常用発電機 B 系統から排水ポンプ B へ給電	2	原子炉建家

注：JIS-C-0920 電気機械器具の外郭による保護等級

ii) 漏水検知器及び警報盤等

設置場所を第 4.3.2 図に示す。

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
漏水警報盤	・漏水を検知した警報を発信し、検知場所を特定できること。	1	中央制御室
副盤	・漏水を検知した警報を発信し、検知場所を特定できること。	1	中央制御室
漏水検知器 <sup>注</sup>	・漏水を検知できること。 ・取付け高さ：床面から 2cm 以下	26	原子炉建家 冷却塔

iii) ブローアウトパネル及び耐圧扉

設置場所及び概要を第 4.3.3 図、第 4.3.4 図に示す。

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
ブローアウトパネル	・開放圧力：3.5kPa (360mmAq) 以下 ・扉材質：ステンレス ・両開き扉 ・破断ピン材質：アルミニウム ・破断ピン破断部径：3.3±0.05mm	1	原子炉建家

No	機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
1	耐圧扉	・耐圧力：6.8kPa (700mmAq) 以上 ・扉材質：炭素鋼 ・手動片開き扉	1	原子炉建家
2	耐圧扉	・耐圧力：6.8kPa (700mmAq) 以上 ・扉材質：炭素鋼 ・手動片開き扉	1	原子炉建家
3	耐圧扉	・耐圧力：6.8kPa (700mmAq) 以上 ・扉材質：炭素鋼 ・手動両開き扉	1	原子炉建家

iv) 防滴仕様である機器及び計器

防滴仕様である機器及び計器は、溢水により漏水が生じた場合に、漏水が機器及び計器に浸入するのを防止する機能を有する設計とする。

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
補助冷却水循環ポンプの電動機	・防まつ形 (IP*4 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する	2	原子炉建家
非常用空気浄化設備排風機の電動機	・防まつ形 (IP*4 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する	2	原子炉建家
炉容器冷却水流量 (伝送器)	・防まつ形 (IP*4 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する	4	原子炉建家
補機冷却水流量 (伝送器)	・防まつ形 (IP*4 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する	4	冷却塔
補助冷却水流量 (伝送器)	・防まつ形 (IP*4 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する	2	原子炉建家

注：JIS-C-0920 電気機械器具の外郭による保護等級

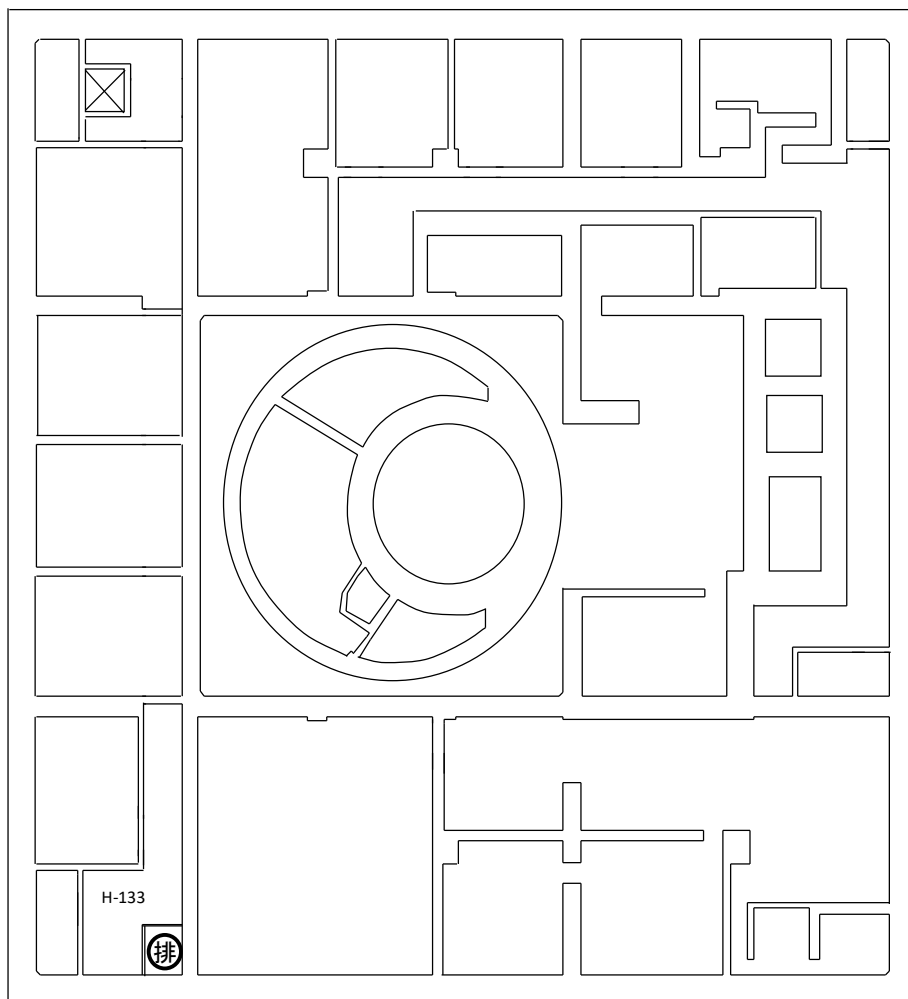
#### v) 密閉構造である機器

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
補助ヘリウム循環機	・補助ヘリウム循環機の電動機部が O リング、ガスケット等により密封構造であること。	2	原子炉建家
非常用空気浄化設備フィルタユニット	・非常用空気浄化設備フィルタユニットの電気ヒーター端子部及び入口弁の電磁弁が O リング、ガスケット等により密封構造であること。	2	原子炉建家

#### v) 耐環境仕様である計器

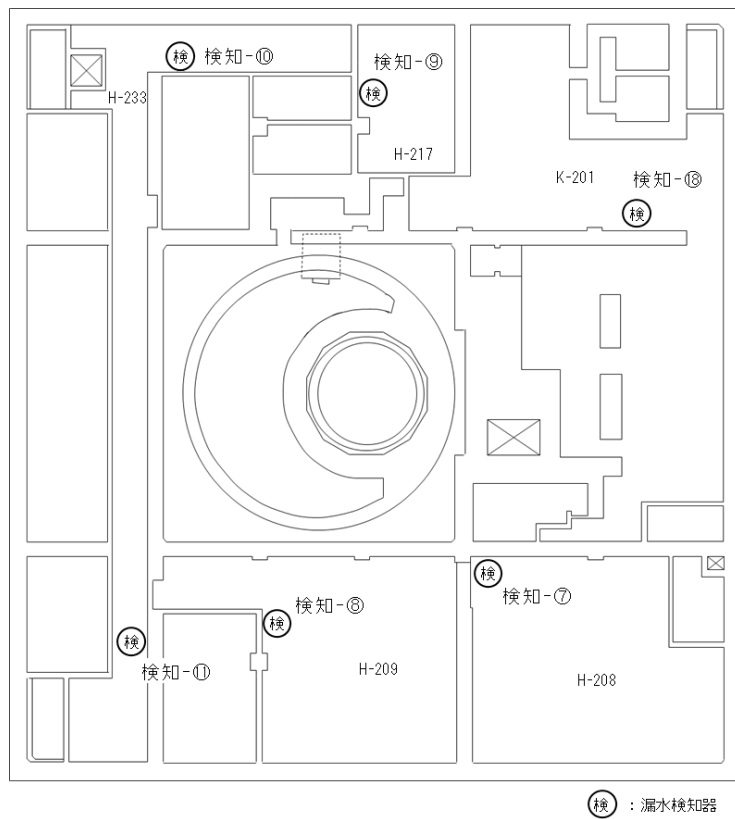
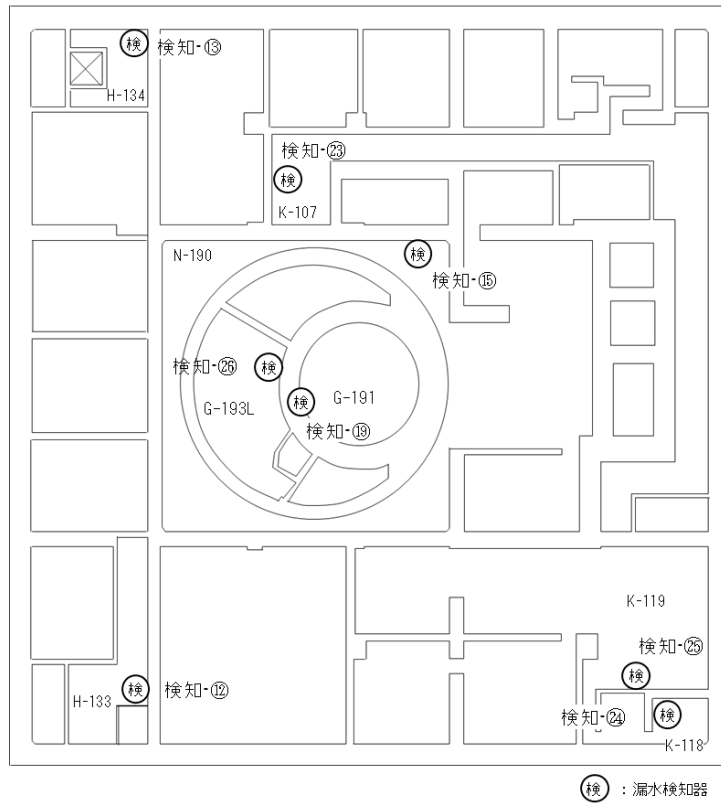
計器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
補助冷却器出口ヘリウム圧力 (伝送器)	・防浸形 (IP*7 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する。	2	原子炉建家
補助冷却器ヘリウム流量 (伝送器)	・防浸形 (IP*7 <sup>注</sup> ) 以上の保護等級を有する。	4	原子炉建家

注：JIS-C-0920 電気機械器具の外郭による保護等級



⊙排 : 排水ポンプ (2台)

第 4.3.1 図 排水ポンプ配置図 (原子炉建家地下 3 階)

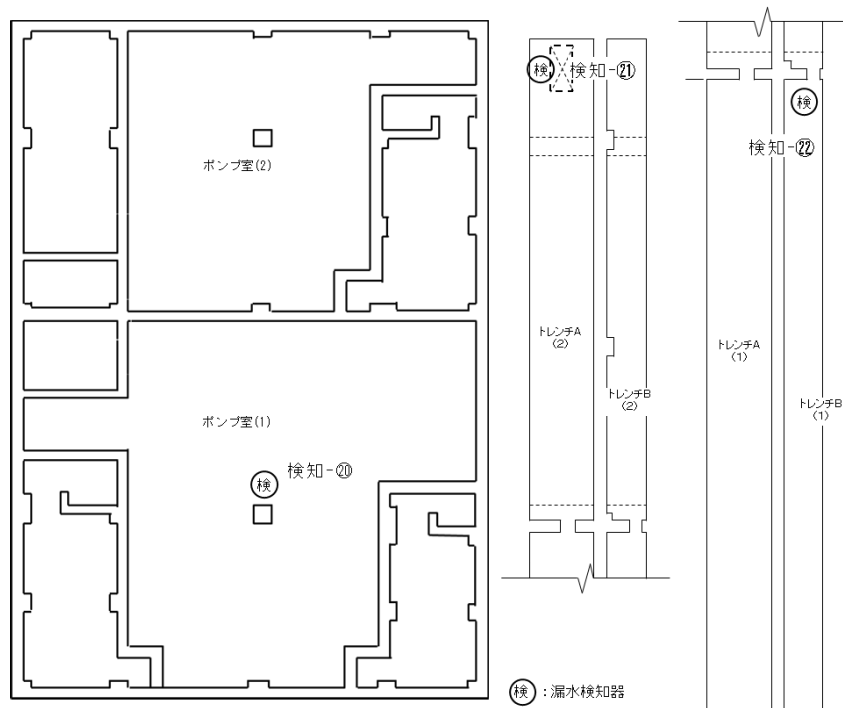


第 4.3.2 図 漏水検知器及び警報盤配置図（地下 3 階（上）地下 2 階（下））



核物質情報が含まれているため公開できません。

第 4.3.2 図 漏水検知器及び警報盤配置図（地下1階（上）1階（下））



第 4.3.2 図 漏水検知器及び警報盤配置図（冷却塔地下 1 階及び冷却塔トレンチ）

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 4.3.3 図 ブローアウトパネル及び耐圧扉配置図（建家地下 2 階（上）、建家 2 階（下））

核物質情報が含まれているため公開できません。

第 4.3.4 図 耐圧扉及びブローアウトパネルの概要

(4) 工事の方法

本申請に対する工事はない。

(5) 試験・検査

i) 排水ポンプ

(a) 外観検査

排水ポンプの外形について変形、損傷がないことを確認する。

(b) 性能検査

- ①排水ポンプが所定の性能（吐出し量：0.32m<sup>3</sup>/min 以上）であることをポンプの性能曲線により確認する。
- ②排水ポンプの電動機が JIS-C-0920 保護等級の防まつ形 (IP\*4) 以上の保護等級を有していることを図書等により確認する。
- ③排水ポンプの電源が非常用発電機 A 系統から排水ポンプ A へ、非常用発電機 B 系統から排水ポンプ B へ給電されることを図書等により確認する。

ii) 漏水検知器及び警報盤

(a) 外観検査

漏水警報盤、副盤及び漏水検知器の外形について変形、損傷がないことを確認する。

(b) 据付検査

漏水検知器が床上 2cm 以下に設置されていることを確認する。

(c) 性能検査

漏水検知器を作動させ、漏水警報盤又は副盤に警報を発信することを確認する。

iii) ブローアウトパネル及び耐圧扉

(a) 外観検査

ブローアウトパネル及び耐圧扉の外形について変形、損傷がないことを確認する。

(b) 性能検査

①ブローアウトパネル

ブローアウトパネルの扉の開放圧力が 3.5kPa (360mmAq) 以下であることを図書等により確認する。

また、破断ピンの破断箇所寸法の寸法が  $\phi 3.3 \pm 0.05$  mm であることを確認する。

②耐圧扉

耐圧扉の耐圧力が 6.8kPa (700mmAq) 以上であることを図書等によ

り確認する。

また、扉の開閉動作に異常がないことを確認する。

iv) 防滴仕様である機器及び計器

(a) 性能検査

防滴仕様である機器及び計器について、JIS-C-0920 保護等級の防まつ形 (IP\*4) 以上の保護等級を有していることを図書等により確認する。

v) 密封構造である機器

(a) 性能検査

密封構造である機器について、機器が密封構造であることを図書等により確認する。

vi) 耐環境仕様である計器

(a) 性能検査

耐環境仕様である計器について、JIS-C-0920 保護等級の防浸形 (IP\*7) 以上の保護等級を有していることを図書等により確認する。

vii) 加圧水冷却設備の主配管

(a) 性能検査

ターミナルエンド部を有する配管が設置されている区画以外の区画における主配管について、原子炉格納容器貫通部の主配管と同等の性能を有することを図書等により確認する。

## 溢水影響評価の概要

## 1. 概要

設定した溢水源及び溢水量に対して、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、安全機能を損なわないことを確認する。

## 2. 想定する溢水

溢水の影響評価は、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して行う。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する H T T R 内に設置された機器及び配管の破損（以下「想定破損」という。）により生じる溢水
- (2) H T T R 内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- (3) 地震時の機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水
- (4) 屋外に設置されている屋外タンクの破損等により生じる溢水

これらそれぞれについて、没水、被水及び蒸気の影響評価を行う。

## 2.1 想定破損により生じる溢水

想定破損により生じる溢水について、H T T R において溢水源となり得る系統・機器（容器及び配管）は、水、蒸気、油等の流体を内包する全ての系統・機器として、系統図により抽出した。なお、配管については、「溢水評価ガイド付録 A」を参考として、配管内部の圧力及び温度の状態により高エネルギー配管及び低エネルギー配管に分類し、以下に示す考え方により破損を想定した。

## (1) 高エネルギー配管の破損想定（没水及び被水による影響）

高エネルギー配管については、任意の箇所ですべて完全全周破断又は貫通クラックによる破損を想定する。破損の想定は、ターミナルエンド部とターミナルエンド部以外について実施する。

H T T R における高エネルギー配管は、加圧水冷却設備、補助冷却設備及び暖房用の蒸気供給設備の 3 設備である。想定破損評価における高エネルギー配管の破損の形状については、「溢水評価ガイド附属書 A」を参考として、完全全周破断を想定して溢水影響を評価しているが、一部の高エネルギー配管の評価対象（呼び径 25A(1B)を超える）に対し、以下の考え方に基づき評価する。ただし、補助冷却設備については、待機運転時においては約 70℃であり、運転している時間の割合が当該系統の運転している時間の 2%又はプラント運転期間の 1%より小さいため、低エネルギー配管として取り扱う。

- a. ターミナルエンドは完全全周破断として評価する。
  - b. ターミナルエンド以外は、配管の発生応力 $S_n$ が許容応力 $S_a$ に対する以下の条件を満足すれば、想定破損の形態を条件に応じて変更し、評価する。この考え方を適応する場合は、非破壊検査等を継続的に実施している場合とする。
    - ①呼び径 25A (1B) を超える配管で、原子炉格納容器バウンダリの高温ガス炉第 3 種管にあつては、 $S_n \leq 0.8S_a$  の条件を満足する場合、破損想定はないものとする。ただし、加圧水冷却設備について、系統の配管が原子炉格納容器を貫通している高温ガス炉第 3 種管と同等の性能を持っていることが確認できる配管については原子炉格納容器バウンダリの高温ガス炉第 3 種管の配管として扱う。
    - ②呼び径 25A (1B) を超える配管で、①以外的高温ガス炉第 3 種管、高温ガス炉第 4 種管又は非安全系の配管にあつては、 $S_n \leq 0.4S_a$  の条件を満足する場合、破損想定はないものとする。ただし、 $S_n \leq 0.8S_a$  の条件を満足する場合、任意の箇所での貫通クラック破損を想定する。
- (2) 高エネルギー配管の破損想定 (蒸気放出による影響)
- 高エネルギー配管については、任意の箇所ですべて完全全周破断又は貫通クラックによる破損を想定する。破損の想定は、ターミナルエンド部とターミナルエンド部以外について実施する。
- HTTRにおける高エネルギー配管について、蒸気影響を考慮する必要がある配管を含む設備は加圧水冷却設備及び蒸気供給設備である。補助冷却設備については、待機運転時においては約 70℃であるため、蒸気による溢水の影響を考慮する必要がないため、蒸気による溢水の影響評価より除外する。
- このうち、加圧水冷却設備の配管については、「想定破損について、高エネルギー配管に対する応力評価結果が  $S_n \leq 0.8S_a$  の条件を満足し、肉厚測定を実施した箇所」を除いて破損を想定する。
- (3) 低エネルギー配管の破損想定
- 低エネルギー配管については、任意の箇所ですべて貫通クラックによる破損を想定する。ただし、配管の発生応力が  $S_n \leq 0.8S_a$  の条件を満足する場合、かつ、非破壊検査等を継続的に実施している場合、破損想定はないものとする。

## 2.2 火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

HTTRにおいては、自動作動するスプリンクラーは設置されていないことから、火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水として消火栓からの放水を考慮する。ただし、二酸化炭素消火設備や消火器等を用いて消火活動を行うことを前提としている区画については、当該区画における放水を行わないものとして溢水を想定しないこととする。



### 2.3 地震時の機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水

H T T Rにおいて、水、蒸気、油等の流体を内包する系統のうち、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する耐震性が確認されていない耐震 B、C クラスに属する系統を溢水源として選定する。

ただし、耐震 B、C クラス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ものについては、溢水源として想定しないこととする。

また、地震による使用済燃料プールのスロッシングについても溢水源として想定する。

### 2.4 屋外に設置されているタンクの破損等により生じる溢水

H T T Rにおいて、H T T R原子炉建家周辺の屋外に設置されているタンクの破損等により溢水が発生するものとする。

### 3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

#### 3.1 溢水防護区画の設定

溢水防護対象設備が設置されている全ての区画を溢水防護区画として設定する。

設定した溢水防護区画（代表例：地下3階）を図 3.1 に示す。

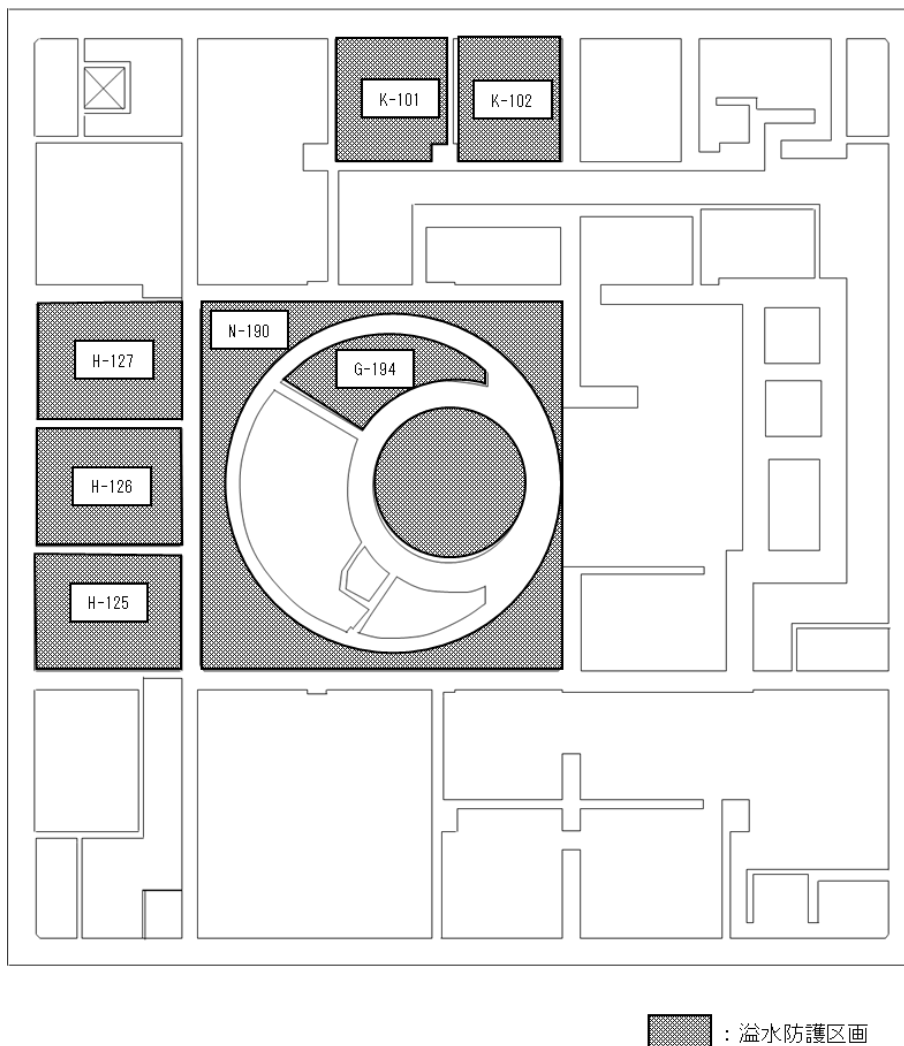


図3.1 溢水防護区画（原子炉建家地下3階）

### 3.2 溢水経路の設定

溢水防護対象設備が設置されているH T T R原子炉建家において、扉、ハッチ、目皿等の設備を考慮した上で、溢水防護区画内漏えい又は溢水防護区画外漏えいを想定し、溢水水位が最も高くなるように溢水経路を設定する。

なお、溢水防護として実施している対策による効果は考慮するものとする。

溢水経路の設定の考え方(代表例:評価対象区画と異なるフロアに溢水源がある場合)を図3.2に示す。溢水経路の設定については、具体的には以下のとおりである。

- (1) 扉、壁貫通部、堰については、各区画において溢水水位が最も高くなるように設定する。すなわち、評価する溢水防護区画内で生じた溢水に起因する没水の評価では、溢水防護区画の溢水水位を高く評価するために全ての扉、壁貫通部、堰において漏水せず、溢水防護区画内のみに滞留するものとして溢水水位が最も高くなるように設定する。一方、評価する溢水防護区画外で生じた溢水に起因する没水の評価では、当該扉、壁貫通部、堰は開口部として溢水防護区画へ流入するものとして評価する。
- (2) ハッチ、目皿について、溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ、目皿からの流出は基本的にないものとして評価する。ここで、ハッチ、目皿からの流出を溢水防護対策として実施又は機能を期待する場合には、流出するものとする。一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとして評価する。
- (3) 排水については地下3階の排水ポンプによる排水を考慮する。

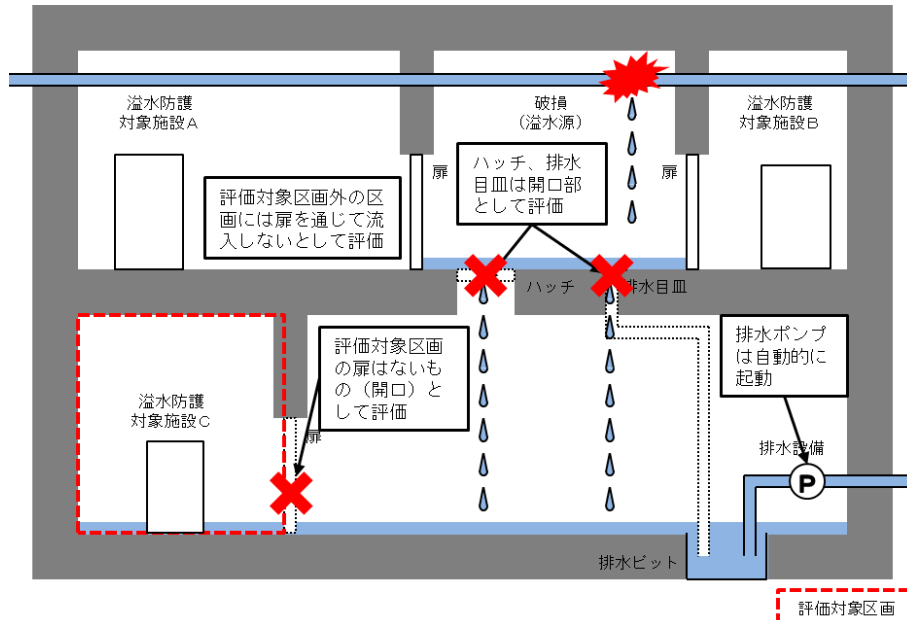


図3.2 溢水経路の設定 (評価対象区画と異なるフロアに溢水源がある場合)

### 4. 想定破損による溢水の影響評価

#### 4.1 想定破損による没水の影響評価

溢水源である配管の想定破損による没水を考慮し、溢水防護対象設備の没水影響評価を行う。

##### 4.1.1 没水影響評価における配管破損の想定

破損を想定する機器は配管とし破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて高エネルギー配管及び低エネルギー配管の2種類に分類した。溢水速度は配管によって異なるが、代表配管としては最も溢水速度が早く、かつ、その保有水量も最も大きい補機冷却水設備を基本的に各部屋における想定破損の代表配管とする。また、大口径の同設備の配管が存在しない場合にも、この考え方にに基づき、最も厳しい配管を適切に選定し代表配管として評価する。

###### (1) 高エネルギー配管の想定破損について

加圧水冷却設備は原子炉建家内及び屋上に配置されているが、屋上については、原子炉建家内に溢水が流入することがないことから、没水影響評価からは除外する。また、原子炉建家内について、原子炉格納容器内及び H-209 室を除いて 2.1 の条件( $S_n \leq 0.8S_a$ )を満たすことを地震動  $S_d$  を用いて確認できていることから、没水影響評価では原子炉格納容器内及び H-209 室のみ高エネルギー配管の破損を想定する。また、蒸気供給設備については、系統内に蒸気しかないことから、没水影響評価からは除外する。

###### (2) 低エネルギー配管の想定破損について

H T T R 原子炉施設内にある液体を内包する全ての低エネルギー配管について、「貫通クラック」を想定する。想定破損位置は、没水評価時には最大水量となる位置とし被水評価時には最も被水する可能性が高い位置での破損を想定する。

##### 4.1.2 評価方法

没水の影響評価では、溢水の影響を受けて溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を設定し、発生した溢水による水位（以下「溢水水位」という。）が機能喪失高さを上回らないことをもって溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高さは、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。

なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。

評価は、非管理区域、管理区域及び格納容器内の3つに分類して行い、各階において溢水量が最大となる機器を選定するが、3分類ともハッチ等を通して下階へ落下することが想定されるため、上階の溢水量に大きく影響を受けることから、各部屋の

溢水量の算出は上階から実施するものとする。また、溢水量が最も厳しい配管を代表配管として評価を実施し、その他の配管破損については当該評価結果に含まれることを確認する。なお、評価方法（経路・対策等）が異なる場合については、個別に評価を行うものとする。没水の影響評価は以下の判定を各段階で実施し、いずれかの判定を満足した場合には評価終了とした。以下の判定を全て満足しない場合には、対策を考慮し、再度評価を行った。

A: 溢水防護対象設備の溢水水位が、当該設備の機能喪失高さを下回るか

B: 溢水防護対象設備が多重化・区画化等されていることにより同時に機能喪失しないか

C: 溢水防護対象設備が想定破損発生時には機能要求がないか

D: 溢水防護対象設備が耐没水性を有していることにより機能喪失しないか

溢水量を算出する際の、基本手順及び対応を以下に示す。

#### (1) 配管からの溢水量の想定

配管からの流出流量は、以下の式を用いて算出する。

$$Q = A \times C \times \sqrt{(2 \times g \times H)} \times 3600$$

ただし、

Q：流出流量(m<sup>3</sup>/h)

A：破断面積(m<sup>2</sup>)

C：損失計数

g：重力加速度(m/s<sup>2</sup>)

H：水頭(m)

上記式において、高エネルギー配管については完全全周破断や貫通クラック等を適切に想定し、低エネルギー配管については貫通クラック等を適切に想定する。また、地震による破損については、完全全周破断を想定する。条件の詳細は、以下のように設定する。

##### ①断面積

完全全周破断については、配管内径面積とする。貫通クラックについては、配管内径の1/2の長さと同径の配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックとする。

##### ②損失係数

本評価式を用いる全ての配管において、損失しないものとして保守的に1.0を設定する。

##### ③水頭

ポンプによる流動の場合、低エネルギー配管については最高使用圧力に基づく水頭とする。ポンプ等の動的機器のない加圧された状態の水頭については、システムの圧力に想定破損位置における静水頭を加えた水頭とする。静水頭による溢水の場合には、破損想定位置から当該破損箇所に影響を及ぼす位置までの水

頭を適切に設定する。静水頭による溢水の場合には、破損想定位置から当該破損個所に影響を及ぼす位置までの水頭を適切に設定する。

## (2) 隔離時間

溢水の発生後、溢水を検知し隔離するまでの隔離時間を、漏水検知器が発報するまでの時間、運転員が現場に到着し溢水源の配管を確認後配管に接続されているポンプを停止するまでの時間、元弁の手動隔離までの時間を考慮し、以下のとおり設定した。

### ① 溢水の発生から、漏水検知器が発報するまでの時間：0～4.8分

溢水評価対象ごとに適宜設定。溢水評価対象の区画のフロアの水位が2cmとなるまでの時間

### ② 漏水検知器の発報確認から、運転員が現場に到着するまでの時間：2～4分

溢水評価対象ごとに適宜設定

### ③ 現場到着後から、溢水配管のポンプを停止するまでの時間：0～4分

溢水評価対象ごとに適宜設定。ただし、ポンプを停止する必要がない溢水評価対象については考慮しない。

### ④ 溢水配管のポンプを停止後から、溢水配管の手動弁を閉操作するまでの時間：0～10分

溢水評価対象ごとに適宜設定。ただし、手動弁を閉操作する必要がない溢水評価対象については考慮しない。

## 4.1.3 評価結果

評価の結果、想定した没水の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。没水の影響評価を行った結果（代表例：H-125室）を表4.1及び図4.1に示す。

表4.1 没水の影響評価結果（H-125室）

a. 設備名及び防護区分

溢水防護対象設備	安全保護系用交流無停電電源装置 B、安全保護系用充電器盤 B
防護区分	I、II

b. 溢水源の情報

溢水源の所在		代表配管			流出流量 (m <sup>3</sup> /h)	排水流量 (m <sup>3</sup> /h)	溢水評価面積 (m <sup>2</sup> )
評価区画内	評価区画外	配管名	設置フロア	配管呼び径			
	○	補機冷 B	B2F	10B	91.3	19.2	85.8

c. 溢水防護対策

a.排水ポンプによる排水、b.漏えい検知システムによる検知、c.運転員による溢水源ポンプの停止・弁の閉止
--

d. 溢水量の算出

① 漏水検知システムによる検知までの溢水量			② ①から運転員による現場確認までの溢水量			③ ②から運転員による溢水源のポンプ停止までの溢水量			④ ③から運転員による溢水源の弁閉止までの溢水量			⑤ ④からの追加放出溢水量(m <sup>3</sup> )	⑥ 系統内保有水の放出による溢水量(m <sup>3</sup> )	全溢水量(m <sup>3</sup> )
溢水流量(m <sup>3</sup> /h)	時間(min)	溢水量(m <sup>3</sup> )	溢水流量(m <sup>3</sup> /h)	時間(min)	溢水量(m <sup>3</sup> )	溢水流量(m <sup>3</sup> /h)	時間(min)	溢水量(m <sup>3</sup> )	溢水流量(m <sup>3</sup> /h)	時間(min)	溢水量(m <sup>3</sup> )			
72.1	1.4	1.7	72.1	2.0	2.4	72.1	3.0	3.6	18.9	6.0	1.9	0.6	—	10.2

e. 没水の影響判定

溢水水位 (cm)	機能喪失高さ (cm)	没水の有無		多重化、区画化の有無		判定基準				総合評価	
		没水	没水せず	多重化、区画化	非多重化、非区画化	A	B	C	D		
11.9	10.0	○		○							○

A:溢水水位が機能喪失高さを下回る B:多重化・区画化等により機能喪失しない C:機能要求がない D:耐没水性により機能喪失しない

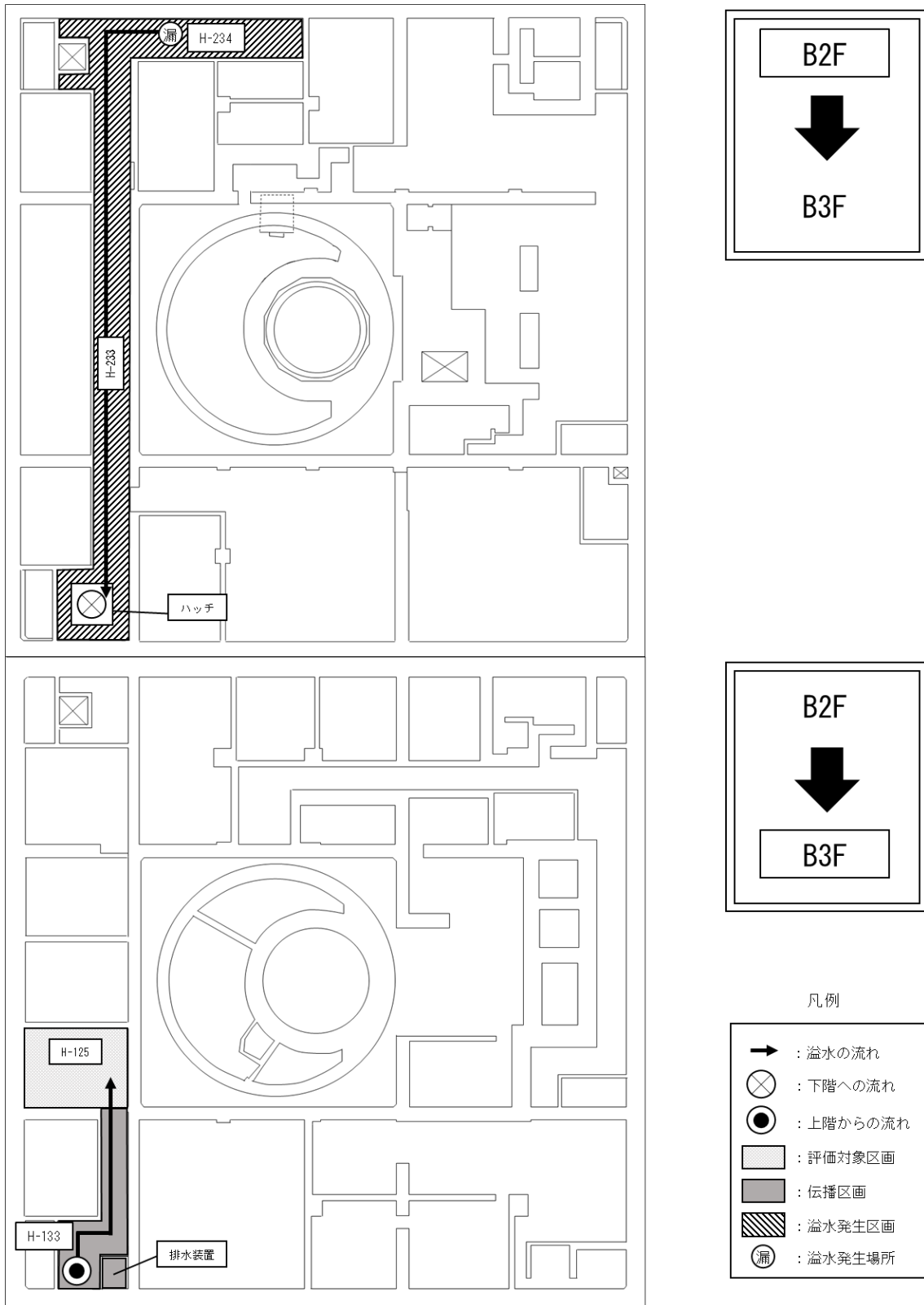


図 4.1 溢水伝播図 (H-125 室)



## 4.2 想定破損による被水の影響評価

溢水源である配管の想定破損による被水を考慮し、溢水防護対象設備の被水の影響評価を行った。

### 4.2.1 被水影響評価における配管破損の想定

破損を想定する機器は配管とし、破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて高エネルギー配管及び低エネルギー配管の2種類に分類した。

#### (1) 高エネルギー配管の想定破損について

加圧水冷却設備は原子炉建家内及び屋上に配置されているが、屋上については、原子炉建家内に溢水が流入することがないことから、被水評価からは除外する。また、原子炉建家内について、原子炉格納容器内及び H-209 室を除いて 2.1.2 の条件 ( $S_n \leq 0.8S_a$ ) を満たすことを地震動  $S_d$  を用いて確認できていることから、被水評価では原子炉格納容器内及び H-209 室のみ高エネルギー配管の破損を想定する。

#### (2) 低エネルギー配管の想定破損について

H T T R 原子炉施設内にある液体を内包する全ての低エネルギー配管について、貫通クラックを想定する。想定破損位置は、最も被水する可能性が高い位置での破損を想定する。

### 4.2.2 評価方法

被水の影響評価は以下の判定を各段階で実施し、いずれかの判定を満足した場合には評価終了とした。以下の判定を全て満足しない場合には、対策を考慮し、再度評価を行った。

A: 溢水防護対象設備が設置されている区画に破損を想定する溢水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がないか

B: 溢水防護対象設備が多重化又は区画化により同時に機能喪失しないか

C: 溢水防護対象設備が想定破損発生時には機能要求がないか

D: 溢水防護対象設備が防滴仕様又は密封構造の機能を有していることにより機能喪失しないか

### 4.2.3 評価結果

評価の結果、想定した被水の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。被水の影響評価を行った結果（代表例：H-125室）を表4.2に示す。

表 4.2 被水の影響評価結果

防護区画	対象設備名	防護対象施設区分	被水源の有無		判定				結果	
			被水源有	被水源無	A	B	C	D	良	否

防護区画	対象設備名	防護対象 施設区分	被水源の有無		判定				結果		
			被水源有	被水源無	A	B	C	D	良	否	
H-125	安全保護系用交流無停電電源装置 B、安全保護系用充電器盤 B	I、II		○	○					○	

A:区画に溢水源がなく、上部に開口部又は貫通部がない  
 B:多重化又は区画化により機能喪失しない  
 C:機能要求がない  
 D:防滴仕様、密封構造により機能喪失しない

#### 4.3 想定破損による蒸気の影響評価

高エネルギー配管の破損により生じる蒸気発生源の有無、伝播経路、溢水防護対象設備の耐環境仕様等の観点から、溢水防護対象設備の蒸気影響評価を行った。

##### 4.3.1 蒸気影響評価における配管破損の想定

破損を想定する機器は配管とし、破損形状は内包する流体のエネルギーに応じて高エネルギー配管及び低エネルギー配管の2種類に分類した。

###### (1) 高エネルギー配管の想定破損について

加圧水冷却設備は原子炉建家内及び屋上に配置されているが、屋上については、原子炉建家内に蒸気が流入することがないことから、蒸気影響評価からは除外する。また、原子炉建家内について、原子炉格納容器内及び H-209 室を除いて 2.1.2 の条件( $S_n \leq 0.8S_a$ )を満たすことを地震動  $S_d$  を用いて確認できていることから、蒸気影響評価では原子炉格納容器内及び H-209 室のみ配管の破損を想定し、防護区画に対して最も影響が大きい位置での破損を想定する。また、蒸気供給設備については、防護区画に対して最も影響が大きい位置での破損を想定する。

###### (2) 低エネルギー配管の想定破損について

低エネルギー配管については、配管内に低エネルギーの液体を内包しているため、蒸気影響評価からは除外する。

##### 4.3.2 評価方法

蒸気の影響評価は以下の判定を各段階で実施し、判定を満足した場合には評価終了とした。以下の判定を全て満足しない場合には、対策を考慮し、再度評価を行った。

A: 溢水防護対象設備が設置されている区画に破損を想定する溢水源がなく、区画外からの蒸気の伝播がないか

B: 溢水防護対象設備が多重化又は区画化により同時に機能喪失しないか

C: 溢水防護対象設備が想定破損発生時には機能要求がないか

D: 溢水防護対象設備が耐蒸気仕様の機能を有しているか、又は溢水防護対象設備を防護するために必要な蒸気防護措置がなされているか

##### 4.3.3 評価結果

評価の結果、想定した蒸気の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。蒸気の影響評価を行った結果（代表例：H-125室）を表4.3に示す。

表 4.3 被水の影響評価結果

防護 区画	対象設備名	防護対象 施設区分	蒸気源の有無		防護対策	判定				結果		
			蒸気源有	蒸気源無		A	B	C	D	良	否	
H-125	安全保護系用交流 無停電電源装置 B、 安全保護系用充電 器盤 B	I、II	○*		・ブローアウトパネル 及び耐圧扉による蒸 気の大気への放出	○					○	

A:区画に溢水源がなく、天井面に開口部又は貫通部がない B:多重化又は区画化により機能喪失しない C:機能要求がない D:耐環境仕様、密封構造により機能喪失しない

※ 溢水防護対象区画内に蒸気源はないが、H-209 室からの流入が考えられるため「蒸気源有」としている

## 5. 消火水の放水による溢水の影響評価

火災時の消火水系統からの放水による溢水に対し、溢水源ごとの溢水量を算出し、火災消火時に想定しうる溢水経路をもとに、影響評価を実施する。

### 5.1 消火水の放水による没水の影響評価

#### 5.1.1 評価条件の設定

火災時の消火水系統からの放水による溢水を想定し、溢水防護対象設備に対する溢水影響を評価する。

なお、溢水防護対象設備が設置されている区画には、自動作動するスプリンクラーが設置されていないことから、消火栓による消火活動に伴う影響について評価する。

放水による溢水量は、火災等価時間に基づき設定した放水時間（20分）に消火水の放水流量であるポンプの吐出量  $0.3 \text{ m}^3/\text{min}$  を乗じて求める。

#### 5.1.2 評価方法

想定破損による没水の影響評価にのっとり行う。

#### 5.2.3 評価結果

消火水に放水による没水の溢水経路を図5.1、影響評価結果を表5.1に示す。消火水の放水による溢水量は、ほとんどの設備について想定破損における没水の溢水量を上回ることがなく、想定破損における没水の影響評価結果に包絡されることを確認した。

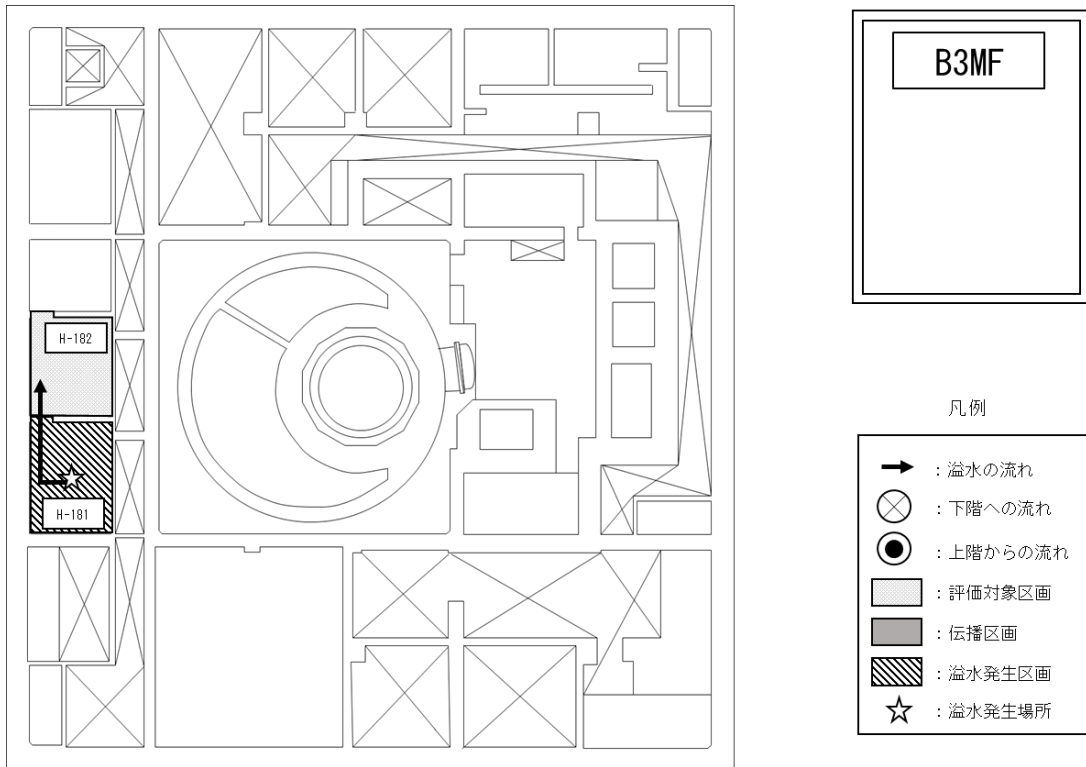
また、扉を開放して消火を行った場合でも、溢水防護対象設備が多重化又は区画化により同時に機能喪失しないことを確認した。

なお、排水設備の能力は  $0.32 \text{ m}^3/\text{min}$  であり、消火水の放水流量  $0.3 \text{ m}^3/\text{min}$  を上回るため、消火水の流下による原子炉建家地下3階の溢水防護対象設備は没水しないことを確認した。

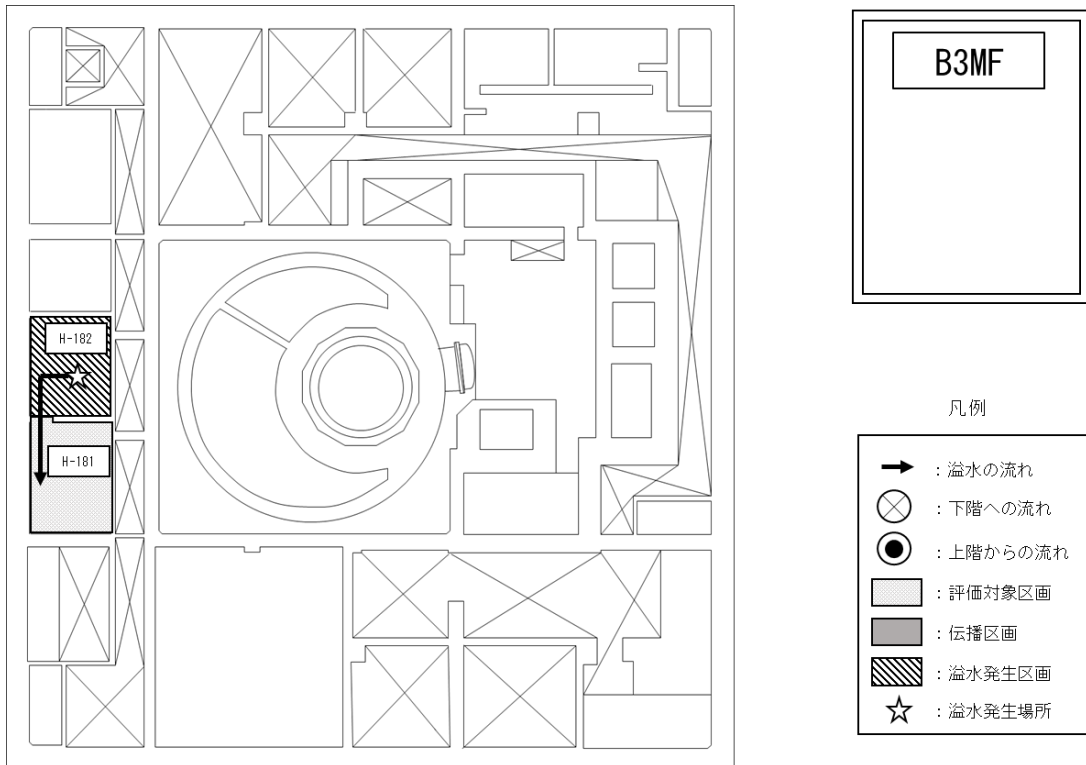
評価の結果、溢水防護対象設備が、消火水の放水による没水の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。

表5.1 没水の影響評価結果

防護区画	対象設備名	防護対象施設区分	機能喪失高さ (cm)	溢水水位 (cm)	結果	
					良	否
H-181	・安全保護系用蓄電池 B	I, II	20.0	8.6	○	
H-182	・安全保護系用蓄電池 A	I, II	20.0	8.6	○	



(a) H-181 室



(b) H-182 室

図 5.1 消火に伴う没水の溢水経路

## 5.2 消火水の放水による被水の影響評価

### 5.2.1 評価条件の設定

5.1.1 に示した条件等同じ条件で評価を実施する。

### 5.2.2 評価方法

想定破損による被水の影響評価にのっとり行う。

### 5.2.3 評価結果

評価の結果、溢水防護対象設備が、消火水の放水による被水の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。

## 6. 地震時における溢水の影響評価

地震に起因する溢水に対し、溢水源ごとの溢水量を算出し、設定した溢水経路をもとに、影響評価を実施する。評価方針としては、地震に伴い発生した機器・配管の破損によって生じる溢水による溢水防護対象設備への溢水影響の確認及び機能喪失の判定を実施し、多重性、多様性を有する溢水防護対象設備の安全機能が同時に損なわれないことを確認する。多重性、多様性を有する溢水防護対象設備の安全機能が同時に損なわれるおそれがある場合は、溢水源、溢水経路又は溢水防護対象設備に対して、拡大防止対策、影響緩和対策又は発生防止対策を組み合わせることで安全機能を損なわないものとする。

### 6.1 地震時の没水の影響評価

流体を内包する機器のうち、基準地震動  $S_s$  によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価における網羅性を確保するため、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、伝播も考慮した上で各区分における最大の溢水量を算出し、溢水防護対象設備への影響を評価する。

#### 6.1.1 没水の影響評価における機器・配管の破損及び溢水量の算出

地震に起因する溢水は、地震により破損する機器（配管、容器）及び使用済燃料プールのスロッシングを溢水源として考慮する。耐震 S クラス相当の機器については基準地震動  $S_s$  による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。B、C クラス機器であっても基準地震動  $S_s$  による地震力に対する耐震性が確保されているものについては溢水源から除く。

使用済燃料が装荷されている貯蔵ラック内は気体で満たされており、貯蔵ラックの外側を水冷することにより使用済燃料を冷却する構造となっている。使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水については、貯蔵プールには貯蔵ラックと厚さ約 2m のプール上蓋が設置されており、スロッシングによる溢水が発生するおそれがないことから、想定する溢水源としない。

基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、耐震評価対象となる耐震 B、C クラス機器、配管の構造強度評価を実施し、耐震性が確保されることを確認する。

耐震 B、C クラス配管の基準地震動  $S_s$  に対する耐震性評価結果を表 6.1 に示す。また、この結果をもとに各階における溢水量を評価した結果を表 6.2 に示す。区画内の溢水源として想定する機器（配管、容器）の属する系統の保有水のうち、当該フロアを含む上層階分の保有水量を溢水量として算出する。区画内の各溢水源からの溢水量を合計し、当該区画における地震に起因する溢水量とする。

#### 6.1.2 評価方法

地震時の溢水伝播評価においても想定破損時の伝播評価と同様、溢水伝播モデルを用いて溢水発生区画から最終滞留区画までの溢水経路に位置する溢水防護区画の溢水水位を評価する。評価に当たっては複数系統、複数箇所の同時破損であることを考慮の上、想定し得る最高水位を算出する。

#### 6.1.3 評価結果

評価の結果、溢水防護対象設備が、地震時の没水の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。評価結果を表 5.3 に示す。



表6.1(1/2) 耐震B,Cクラス機器の基準地震動Ssへの耐震性評価

設備名	機器名称	Ss 耐震性		溢水源		溢水源としての考え方
		耐震性有	耐震性無	該当	非該当	
炉容器冷却設備	炉容器冷却水サージタンク	○			○	
	炉容器冷却水冷却器	○			○	
	配管	○			○	
補助冷却設備	補助冷却水加圧器	○			○	
	補助冷却水補給タンク		○	○		
	補助冷却水空気冷却器	○			○	
	配管		○	○		
	原子炉格納容器内及びH-217室		○	○		
	それ以外	○			○	
加圧水冷却設備	純水タンク	○			○	
	加圧水加圧器		○	○		
	加圧水冷却空気冷却器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管		○	○		
	原子炉格納容器内及びH-209室		○	○		
	それ以外	○			○	
液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン系 廃液槽	○			○	
	機器ドレン系 ドレンピット	○			○	
	床ドレン系 廃液槽	○			○	
	洗浄廃液ドレン系 廃液槽	○			○	
	配管		○	○		
一般排水設備	一般排水設備排水槽	—	—	—	—	地下3階の床面より低い位置にあるため溢水源として考えない
	配管	○			○	
空調用冷水装置Ⅰ	冷凍機	○			○	
	冷水タンク	○			○	
	膨張タンク	○			○	
	原子炉建家Ⅰ系空調器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	放射能測定室系空調器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管	○			○	
空調用冷水装置Ⅱ	冷凍機	○			○	
	冷水タンク	○			○	
	膨張タンク	○			○	
	原子炉建家Ⅱ系空調器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	電気設備室系空調器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	中央制御室系空調器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管	○			○	

表 6.1(2/2) 耐震 B,C クラス機器の基準地震動 Ss への耐震性評価

設備名	機器名称	Ss 耐震性		溢水源		溢水源としての考え方
		耐震性有	耐震性無	該 当	非該当	
消火設備	消火用充水槽	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管	○			○	
蒸気供給設備	配管	○			○	
淡水供給設備	浄水供給設備 電気温水器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管					
使用済燃料貯蔵設備	プール水冷却器	○				
	プール水フィルタ		○	○		
	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	○			○	
	配管		○	○		
1次ヘリウム純化設備冷水供給系	1次ヘリウム純化設備冷却器		○	○		
	1次ヘリウム純化設備再生系冷却器		○	○		
	冷水装置		○	○		
	膨張タンク		○	○		
	配管		○	○		
	2次ヘリウム純化設備冷却器		○	○		
非常用発電機	2次ヘリウム純化設備再生系冷却器		○	○		
	A系燃料小出槽	○			○	
	B系燃料小出槽	○			○	
	配管	○			○	

表 6.2 各フロアの溢水量

階層	溢水量[m <sup>3</sup> ]		
	非 管 理 区 域	管 理 区 域	原子炉格納容器内
2F	0	0	0
1F	0	0	0
B1F	0	0	0
B2F	34.2	10.4	0
B3F	0	16.4	43.2
合計	34.2	26.8	43.2

表 6.3 没水影響評価結果

防護 区画	対象設備名	防護区分	溢水源	防護対策	機能喪失 高さ(cm)	溢水水位 (cm)	結果	
							良	否
H-125	安全保護系用交流無停電 電源装置 B、安全保護系 用充電器盤 B	I、II	加圧水冷却設備及び 補助冷却設備 (B2F)	扉の開放	10.0	8.5	○	
H-126	安全保護系用交流無停電 電源装置 C、安全保護系 用予備充電器盤	I、II	加圧水冷却設備及び 補助冷却設備 (B2F)	扉の開放	10.0	8.5	○	
H-127	安全保護系用交流無停電 電源装置 A、安全保護系 用充電器盤 A	I、II	加圧水冷却設備及び 補助冷却設備 (B2F)	扉の開放	10.0	8.5	○	
H-181	安全保護系用蓄電池 B	I、II	—	—	20.0	—	○	
H-182	安全保護系用蓄電池 A	I、II	—	—	20.0	—	○	
H-314	中性子計装盤 I、主冷却 設備安全保護計装盤 I、 炉容器冷却設備計装盤 I、放射能計装盤 I、 制御棒スクラム装置盤 A	I、II	—	—	10.0	—	○	
H-315	安全保護ロジック盤 B、 安全保護シーケンス盤 B、補助冷却設備安全保 護計装盤 I	I、II	—	—	10.0	—	○	
H-318	安全保護ロジック盤 A、 安全保護シーケンス盤 A	I、II	—	—	10.0	—	○	
H-319	中性子計装盤 II・III、主 冷却設備安全保護計装盤 II・III、炉容器冷却設備 計装盤 II、補助冷却設備 安全保護計装盤 II・III、 放射能計装盤 II・III、制 御棒スクラム装置盤 B	I、II	—	—	10.0	—	○	
H-417	中央制御盤 (主盤、副盤)	I、II	—	—	46.0	—	○	
G-292	計装 (原子炉圧力容器上 鏡温度)	I、II	—	—	※	※	○	
G-293	計装 (原子炉圧力容器上 鏡温度)	I、II	—	—	※	※	○	
G-393	計装 (補助冷却器出口ヘ リウム圧力)、計装 (補 助冷却器ヘリウム流量)	I、II	—	—	—	—	○	
N-290	計装 (原子炉格納容器内 圧力)	I、II	—	—	—	—	○	
N-390L	計装 (格納容器内エリア 放射線量率)	I、II	—	—	—	—	○	

## 6.2 地震時の被水の影響評価

### 6.2.1 被水の影響評価における機器・配管の破損

被水の影響評価における溢水源となる機器・配管等の破損箇所は、5.1.1で評価した溢水源と同じ箇所とする。

### 6.2.2 評価方法

評価は、4.2.2に示した想定破損による被水の影響評価にのっとり行う。評価に当たっては複数系統・複数箇所の同時破損であることを考慮の上、評価する。

### 6.2.3 評価結果

評価の結果、地震時の被水の影響について、溢水防護対象設備が設置されている区画に破損を想定する溢水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がないことから、原子炉の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。

## 6.3 地震時の蒸気の影響評価

### 6.3.1 蒸気の影響評価における機器・配管の破損

蒸気の影響評価における溢水源となる機器・配管等の破損箇所は、5.1.1で評価した溢水源と同じ箇所とする。

### 6.3.2 評価方法

評価は、4.3.2に示した想定破損による蒸気の影響評価にのっとり行う。評価に当たっては複数系統・複数箇所の同時破損であることを考慮の上、想定し得る最大の蒸気影響を想定する。

### 6.3.3 評価結果

高エネルギー流体を内包する系統として、加圧水冷却設備及び蒸気供給設備がある。このうち、基準地震動 $S_s$ によって破損が生じる可能性のある機器は、耐震評価の結果から加圧水冷却設備のH-209室の配管のみである。この場所における蒸気影響評価は想定破損による蒸気の影響評価で行っており、溢水防護対象設備が、地震時の蒸気の影響に対して判定基準のいずれかを満足することから、原子炉の停止機能、原子炉の冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。

対策を施す等により原子炉の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵機能が維持されることを確認した。

## 7 溢水防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水の影響評価

屋外タンク等の溢水防護対象施設が設置されているエリア外の機器の破損により生じた溢水が、溢水防護対象設備が設置されている原子炉施設に及ぼす影響を確認する。

### 7.1 溢水防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水源の想定

H T T Rに対する施設外からの溢水として、H T T R周辺からの溢水、H T T R周辺外からの溢水及び降雨、洪水等による自然現象による溢水を想定する。

H T T R周辺以外の大洗研究所内で発生すると想定される溢水の溢水源として、他施設からの溢水及び降雨、洪水等による自然現象による溢水が考えられるが、地形及び表流水の状況からみてH T T Rに及ぼす溢水の影響はない。

よって、H T T R周辺に設置されている屋外タンク等の溢水源からの溢水を想定する。

### 7.2 溢水防護対象設備が設置されているエリア外からの溢水の影響評価

評価の結果、溢水源を全て破損させて瞬時放出した場合でも道路に冠水する水位は約0.08 mとなり、原子炉建家の堰の高さは約0.26 mであることから、原子炉建家は外部からの溢水の影響を受けないことを確認した。

## 8. 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価

### 8.1 概要

H T T Rの管理区域内の機器の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないことを確認する。

### 8.2 H T T Rにおける放射性物質を含む液体を内包する設備

配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない設備として、液体廃棄物の廃棄設備（廃液槽への配管）及び使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールの水が挙げられる。

### 8.3 評価対象

当該評価が必要な対象は以下の4か所である。

- (1) 管理区域内の放射能測定室（K-401室）
- (2) 管理区域である燃料取扱フロア（N-409室）
- (3) 管理区域である放射能測定室系換気空調機械室（K-408室）
- (4) 管理区域である出入管理室の手洗い室（K-403室）

### 8.4 評価結果

評価の結果、当該区画に溢水源がないまたは段差においてせき止められることから、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることはないことを確認した。

4. 4 第4編（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策機器(消防自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機等)）について

(1) 申請の概要

本申請の主要な内容は、設置変更許可申請書の設計方針に則り以下のとおり。

- 原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために、目張り等による原子炉建家の気密の改善、さらに使用済燃料貯蔵プールへの冷却水の注入による使用済燃料の冷却等、必要な措置を講じる設計とする。
- なお、本申請は、既設設備に対して工事を行うものではない。

本申請については、今後、非常用発電機（可搬型含む。）の仕様について詳細化するための補正を行う。

(2) 申請の範囲

その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策機器

(3) 設計

a.設計条件

i) 消防自動車・ホース

種類	条件
消防自動車	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消防用吸管を用いて、機械棟の貯水槽、夏海湖から消防自動車の水槽へ揚水できること。</li> <li>・ 消防自動車から補給水系配管まで（距離：約 40m）を送水できること。</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵プールに 1 日あたり 1.0m<sup>3</sup> 給水するために必要な容量の水槽を有していること。</li> </ul>
緊急注水用ホース	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消防自動車から補給水系配管まで（距離：約 40m）を接続できること。</li> <li>・ 消防自動車の吐出口（65A）及び補給水配管（1B(25A)）に接続できること。</li> </ul>
消防用吸管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 取水時の消防自動車の停止位置から水源まで（距離：約 10m）届くこと。</li> </ul>

ii) 可搬型計器・可搬型発電機

可搬型計器・可搬型発電機は、多重性を考慮するために2式を分散して保管するものとする。

種類	条件
ディストリビュータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・既設の計装盤から既設の伝送器に 24VDC を供給できること。</li> <li>・伝送器からの入力を 1～5VDC で出力できること。</li> </ul>
記録計	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1～5VDC の入力を記録できること。</li> <li>・既設の K タイプの熱電対の入力を記録できること。</li> <li>・3 チャンネル以上測定できること。</li> </ul>
キャリブレータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・既設の伝送器に内蔵の電源により 24VDC を供給できること。</li> <li>・電圧（入力信号）を電流に変換できること。</li> </ul>
温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ディストリビュータ 2 台、記録計 1 台が使用でき、これに加えて既設の計装盤を通じて中性子検出器を使用できる電力（単相交流、100V、2kVA）を供給できること。</li> <li>・軽油で稼働すること。</li> </ul>
中性子束監視用可搬型発電機	<ul style="list-style-type: none"> <li>・既設の計装盤を通じて中性子検出器を使用できる電力（単相交流、100V、1.5kVA）を供給できること。</li> <li>・軽油で稼働すること。</li> </ul>
後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機	<ul style="list-style-type: none"> <li>・後備停止系の電動機が作動できる電力（三相交流、200V、1.8kVA）を供給できること。</li> <li>・軽油で稼働すること。</li> </ul>

### iii) 常設の設備、機器等

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時にも機能を期待する以下の設備、機器等は、基準地震動による地震力に対して耐震余裕を有するものとする。このうち、機器・配管系は許容応力状態IV<sub>A</sub>S で耐震余裕を有するものとする。

設備、機器等	評価対象
使用済燃料貯蔵建家	—
後備停止系	現場盤、原子炉格納容器貫通部、後備停止系駆動装置
プール水冷却浄化設備	現場盤、計器スターション、補給水系配管
使用済燃料貯蔵設備	原子炉建家内及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック
監視に必要なその他の盤、計器	補助冷却器出口ヘリウム圧力、原子炉格納容器内圧力、原子炉圧力容器上鏡温度、中性子束、使用済燃料貯蔵プール水位の監視に必要な盤、計器



b.設計仕様

消防自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機については、同等以上の性能を有するものと交換できるものとする。

温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機は、全交流電源喪失時に用いる可搬型発電機と共用する。また、可搬型計器・可搬型発電機は、火山事象及び竜巻に関する対策に用いる可搬型計器及び可搬型発電機と共用する。

i) 消防自動車・ホース

緊急注水用ホースについて、本申請の範囲を第 4.4.1 図に示す。

種類	数量	仕様	
消防自動車	1 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプが動力消防ポンプの技術上の規格を定める省令における B-2 級以上であること。</li> <li>・1.0m<sup>3</sup> 以上の水槽を装備していること。</li> </ul>	
緊急注水用 ホース	媒介金具	1 個	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消防用ホースに使用する差込式の結合金具の技術上の規格を定める省令に適合した媒介金具（65A→40A）であること。</li> </ul>
	消防用 ホース	2 本	<ul style="list-style-type: none"> <li>・長さが合計で 40m（20m×2 本）以上で呼称 40A であること。</li> <li>・消防用ホースの技術上の規格を定める省令に適合した消防用ホースであること。</li> </ul>
	ネジ込み式フ ランジ	1 個	<ul style="list-style-type: none"> <li>・呼び径が 1B(25A)であること。</li> </ul>
消防用吸管	1 本	<ul style="list-style-type: none"> <li>・長さが 10m 以上であること。</li> <li>・消防用吸管の技術上の規格を定める省令に適合した消防用吸管であること。</li> </ul>	

ii) 可搬型計器・可搬型発電機

可搬型計器は原子炉建家内の 2 箇所に各 1 式を分散して保管し、可搬型発電機は原子炉建家以外の 2 箇所に 1 式を分散して保管するものとする。

可搬型計器・可搬型発電機について、本申請の範囲を第 4.4.2 図に示す。

種類	数量	仕様
ディストリビュータ	4 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・24VDC の伝送器に対応</li> <li>・出力 1～5VDC</li> </ul>
記録計	2 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・入力点数が 3 点以上</li> <li>・K タイプ熱電対に対応</li> <li>・1～5VDC 入力に対応</li> </ul>

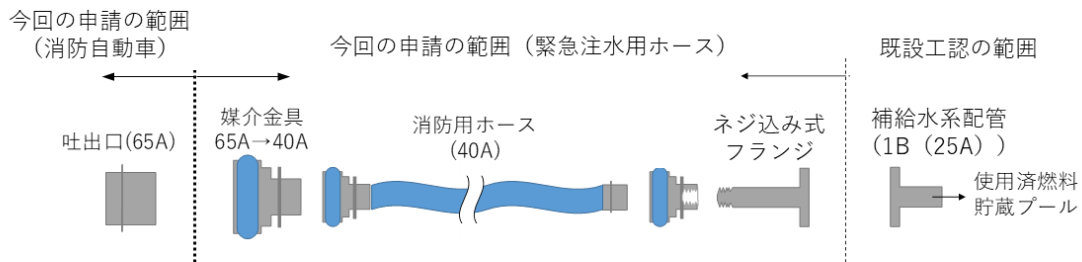
種類	数量	仕様
キャリブレータ	2台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ループ電源機能付で 24VDC の伝送器に対応</li> <li>・ 電源供給をしながら 4~20mADC を測定が可能</li> </ul>
温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機	2基	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 単相交流型発電機</li> <li>・ 定格電圧 100V</li> <li>・ 容量 2kVA 以上</li> <li>・ 燃料 軽油</li> </ul>
中性子束監視用可搬型発電機	2基	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 単相交流型発電機</li> <li>・ 定格電圧 100V</li> <li>・ 容量 1.5kVA 以上</li> <li>・ 燃料 軽油</li> </ul>
後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機	2基	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 三相交流型発電機</li> <li>・ 定格電圧 200V</li> <li>・ 容量 1.8kVA 以上</li> <li>・ 燃料 軽油</li> </ul>

以下の項目について、可搬型計器及び可搬型発電機を用いて測定する。

- ・ 原子炉圧力容器上鏡温度
- ・ 補助冷却器出口ヘリウム圧力
- ・ 原子炉格納容器内圧力
- ・ 貯蔵プール水位
- ・ 中性子束

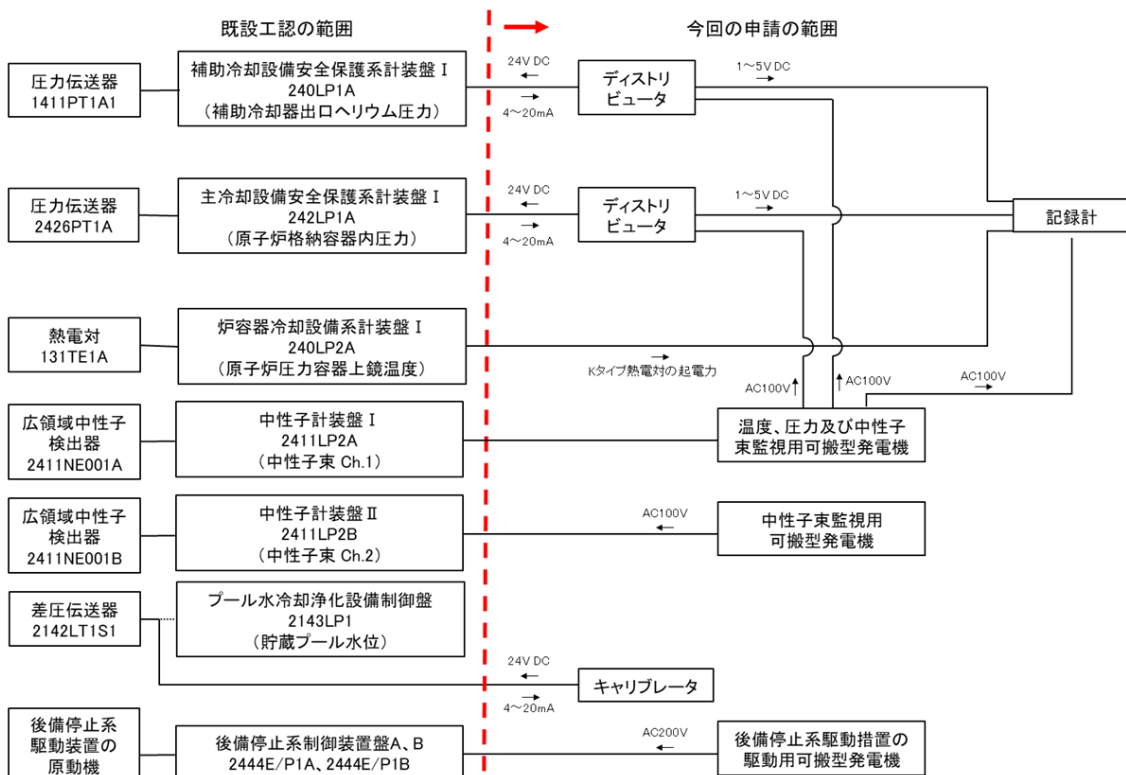
iii) 常設の設備、機器等

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時にも機能を期待する「a 設計条件 iii」に記す設備、機器等は、基準地震動による地震力に対して耐震余裕を有していること。このうち、機器・配管系は許容応力状態Ⅳ AS で耐震余裕を有していること。



原子炉建家外に消防自動車を設置し、消防用ホースをハッチから降ろして原子炉建家地下1階に設置されている補給水系配管に接続して給水する。  
給水経路は約35mであり、消防用ホース（20m×2本）で接続する。

第 4.4.図 緊急注水用ホースの概略図



後備停止系Aに8基、後備停止系Bに8基の合計16基が接続されている。  
各々の配線用遮断器(16台)に対して1台ずつ配線をつなぎ変えて電源を供給し後備停止系を投入する。

第 4.4.2 図 可搬型計器・可搬型発電機の接続イメージ

(4) 工事の方法

本申請に対する工事はない。

(5) 試験・検査

a.員数検査

設計仕様を満足する消防自動車・ホース、可搬型計器・可搬型発電機が所定の位置に所定の数量、保管されていることを確認する。

種類	位置・数量確認	設計仕様の確認方法
消防自動車	大洗研究所内に1台保管されていること	<ul style="list-style-type: none"> <li>・銘板によりポンプの等級がB-2級以上であることを確認する。</li> <li>・銘板により水槽の容量が1.0m<sup>3</sup>以上であることを確認する。</li> </ul>
緊急注水用ホース	媒介金具	<ul style="list-style-type: none"> <li>・カタログ等により呼称が(65A→40A)であることを確認する。</li> <li>・媒介金具表面の表示により消防用ホースに使用する差込式の結合金具の技術上の規格を定める省令の適合品であることを確認する。</li> </ul>
	消防用ホース	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消防用ホース表面の仕様表示により1本の長さが20m、呼称が40Aであることを確認する。</li> <li>・消防用ホース表面の表示により消防用ホースの技術上の規格を定める省令の適合品であることを確認する。</li> </ul>
	ネジ込み式フレンジ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・カタログ等により呼び径が1B(25A)であることを確認する。</li> </ul>
消防用吸管	大洗研究所内に1本保管されていること	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消防用吸管表面の仕様表示により長さが10mであることを確認する。</li> <li>・消防用吸管表面の表示により消防用吸管的技術上の規格を定める省令の適合品であることを確認する。</li> </ul>
ディストリビュータ	原子炉建家内の2か所に2台ずつ分散して保管されていること	<ul style="list-style-type: none"> <li>取扱説明書、校正記録等により以下を確認する。</li> <li>・24VDCの伝送器に対応していること。</li> <li>・出力が1～5VDCであること。</li> </ul>
記録計	原子炉建家内の2か所に1台ずつ分散して保管されていること	<ul style="list-style-type: none"> <li>取扱説明書、校正記録等により以下を確認する。</li> <li>・入力点数が3点以上であること。</li> <li>・Kタイプ熱電対に対応していること。</li> <li>・1～5VDC入力に対応していること。</li> </ul>

種類	位置・数量確認	設計仕様の確認方法
キャリブレータ	原子炉建家内の2か所に1台ずつ分散して保管されていること	取扱説明書、校正記録等により以下を確認する。 ・24VDCの伝送器に対応していること。 ・内蔵の電源により24VDCを供給しながら4～20mADCの範囲を測定できること。
温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機	機械棟及びHTTR建設管理棟西側倉庫の2か所に1基ずつ分散して保管されていること	取扱説明書等により以下を確認する。 ・単相交流型発電機であること。 ・定格電圧が100Vであること。 ・容量が2kVA以上であること。 ・燃料が軽油であること。
中性子束監視用可搬型発電機	機械棟及びHTTR建設管理棟西側倉庫の2か所に1基ずつ分散して保管されていること	取扱説明書等により以下を確認する。 ・単相交流型発電機であること。 ・定格電圧が100Vであること。 ・容量が1.5kVA以上であること。 ・燃料が軽油であること。
後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機	機械棟及びHTTR建設管理棟西側倉庫の2か所に1基ずつ分散して保管されていること	取扱説明書等により以下を確認する。 ・三相交流型発電機であること。 ・定格電圧が200Vであること。 ・容量が1.8kVA以上であること。 ・燃料が軽油であること。

#### b.作動検査

- ① 消防自動車のポンプにより揚水ができることを確認する。
- ② 消防自動車に緊急注水用ホースを構成する消防用ホース2本を接続し、2本分の距離である約40mの送水ができることを確認する。

#### c.作動検査

- ① 緊急注水ホースに貫通孔がないことを目視により確認する。

### (5) 耐震性評価の結果

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時にも機能を期待する設備、機器等が基準地震動による地震力に対して、耐震余裕を有していることを確認した。

耐震性評価は、応答倍率法による評価、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）に記載されている計算式による評価、解析コードを用いた評価により実施した。

代表例として、後備停止系駆動装置のうちホッパの評価結果を第 4.4.1 表に示す。ホッパの耐震性評価は応答倍率法により実施した。

第 4.4.1 表 ホッパの評価結果

機器	評価部位	分類	方法 1 (MPa)	方法 2 (MPa)	許容値 (MPa)	参考資料※
後備停止系 駆動装置	ホッパ	膜	15	11	264	IV-ニ-14
		膜+曲げ	160	273	396	

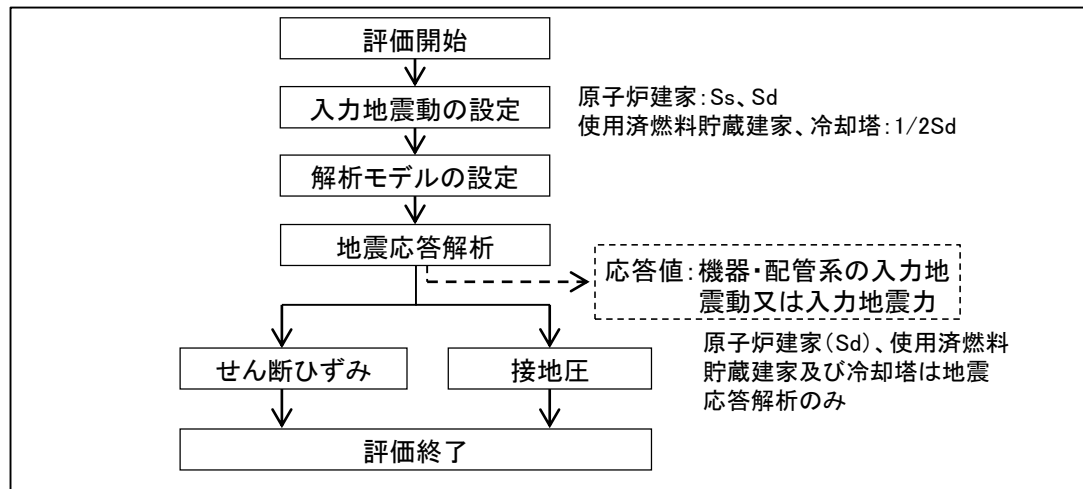
※ 既往の設工認添付計算書

「IV-ニ-14 後備停止系駆動装置の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)  
平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)

# 耐震評価の結果概要

# 建物・構築物の耐震性評価(地震応答解析)

- 添付書類1-2-1.から添付書類1-2-4.では、建物・構築物及び機器・配管系の評価に用いる床応答スペクトルの算出に必要な原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家及び冷却塔の地震応答解析を実施した。
- 原子炉建家については、Sクラス施設の間接支持構造物として、添付書類1-2-1. で基準地震動Ssに対して耐震余裕を有していることも確認した。



地震応答解析のフロー

地震応答解析に使用した解析コード

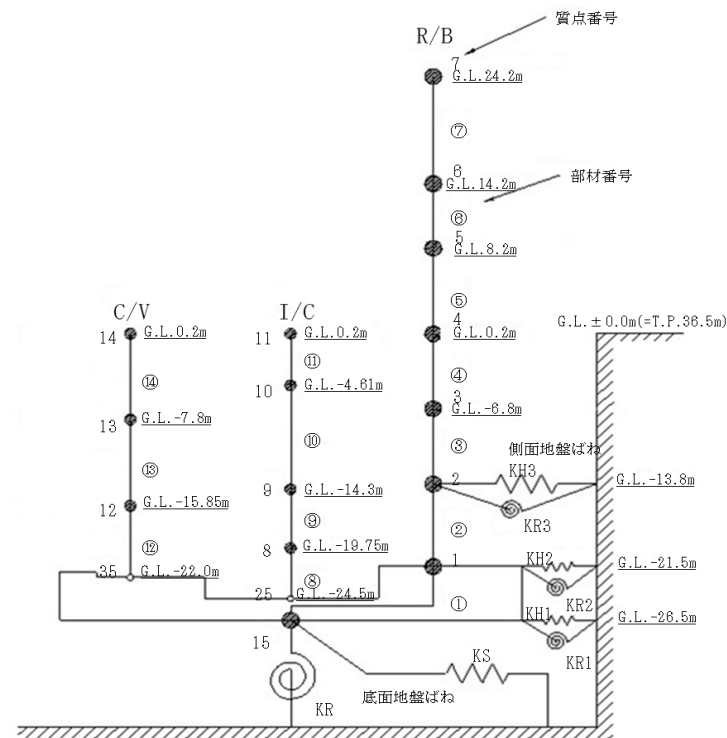
	入力地震動算定	建家の地震応答解析
原子炉建家	D-PROP※1	DYNA2E※1
使用済燃料貯蔵建家	KSHAKE※2	DYNA2E※1
冷却塔	KSHAKE※2	DYNA2E※1

※1 伊藤忠テクノソリューションズ株式会社

※2 清水建設株式会社

評価結果(原子炉建家)

評価項目	評価結果	評価基準値
耐震壁のせん断ひずみ	$0.20 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-3}$
最大接地圧	880kN/m <sup>2</sup>	1,900kN/m <sup>2</sup>

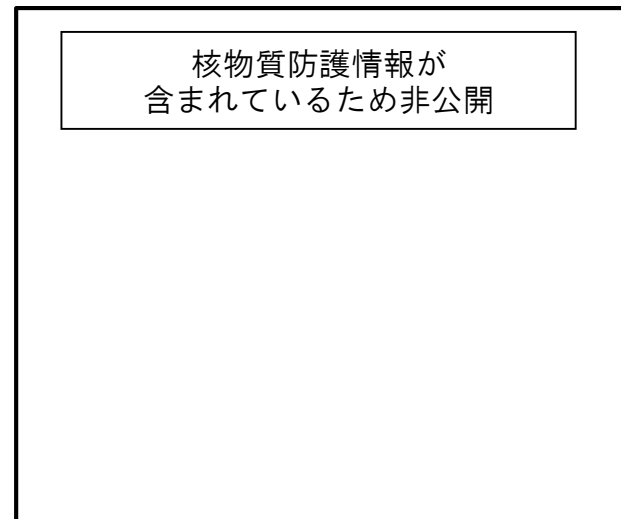
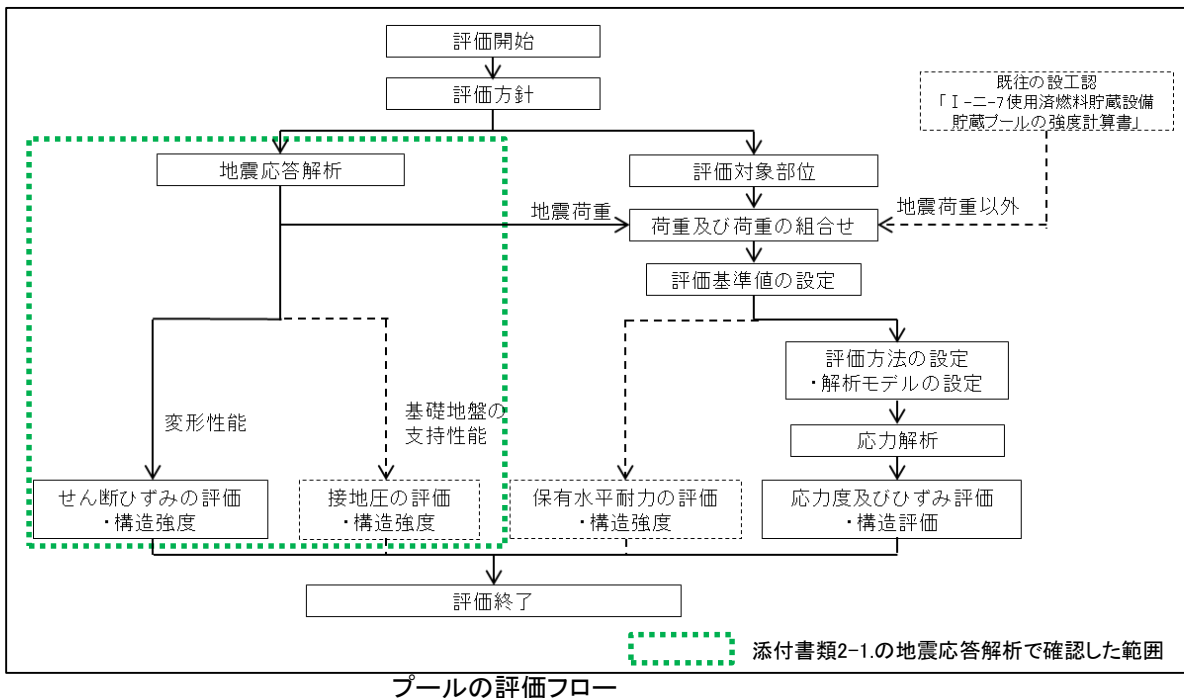


解析モデル(原子炉建家の水平方向)



# 建物・構築物の耐震性評価（貯蔵プール）

- 添付書類1-3-1.では、貯蔵プールが、基準地震動 $S_s$ 、弾性設計用地震動 $S_d$ 及び静的地震力 $3.0C_i$ に対して耐震余裕を有することを確認した。



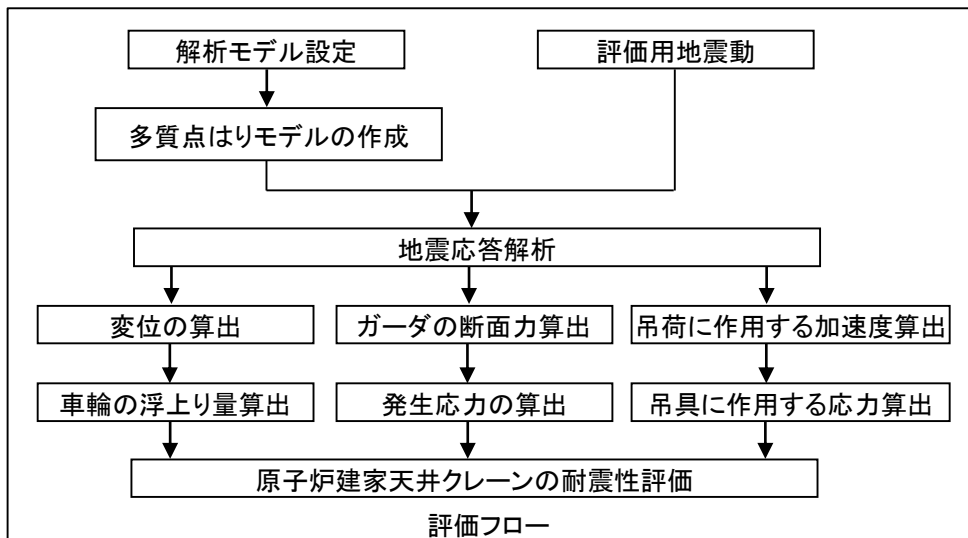
解析モデル(プール周辺)

応力解析に使用した解析コード  
 $S_d$  : MSC NASTRAN(MSC Software Corporation)  
 $S_s$  : FINAL(株式会社大林組)

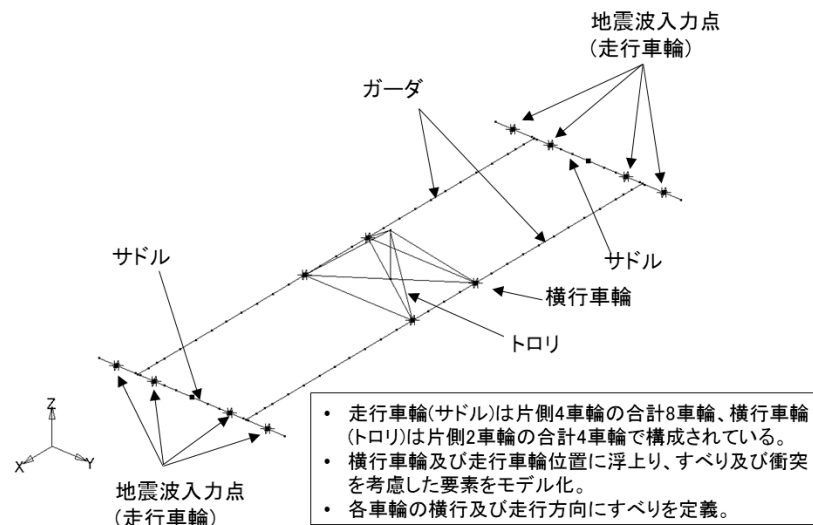
## 評価結果

地震動	評価項目	評価結果	評価基準値
$S_d$	鉄筋断面積	必要鉄筋断面積 鉛直方向: 25.2cm <sup>2</sup> 水平方向: 60.5cm <sup>2</sup>	設計鉄筋断面積が 必要鉄筋断面積以上であること 鉛直方向: 47.8cm <sup>2</sup> 水平方向: 95.7cm <sup>2</sup>
$S_s$	部材(コンクリート)の最大ひずみ	0.16 × 10 <sup>-3</sup>	3.00 × 10 <sup>-3</sup>
	部材(鉄筋)の最大ひずみ	0.32 × 10 <sup>-3</sup>	5.00 × 10 <sup>-3</sup>
	応力度(圧縮)	3.25N/mm <sup>2</sup>	23.5N/mm <sup>2</sup>
	応力度(面外せん断)	0.92N/mm <sup>2</sup>	1.48N/mm <sup>2</sup>

- 添付書類1-3-2.では、原子炉建家天井クレーンが1/2Sdに対して耐震余裕を有することを確認した。



- 幾何学的非線形を考慮した時刻歴応答解析を実施した。
- 車輪とレールの“すべり/浮上り/衝突”を考慮した。



解析モデル

応力解析に使用した解析コード:

ABAQUS (Dassault Systemes株式会社)

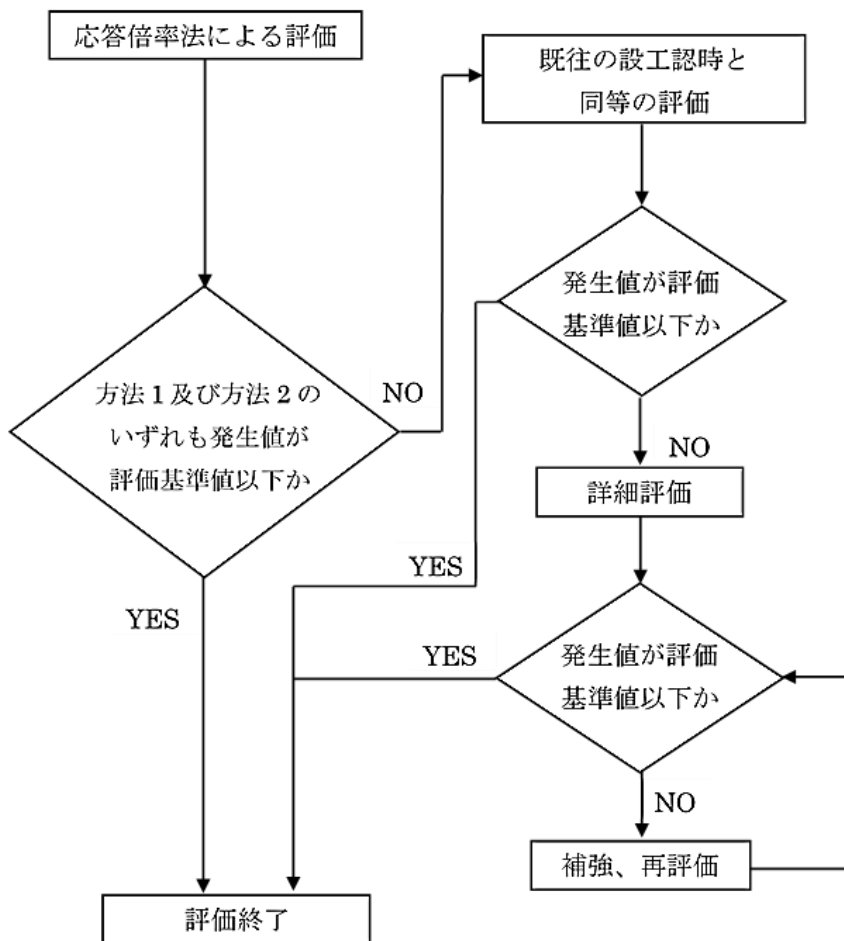
## 評価結果

評価箇所		評価応力	発生値*	評価基準値	
クレーン 本体	ガーダ中央部	組合せ (垂直+せん断)	133MPa	244MPa	
	ガーダ端部		119MPa	244MPa	
車輪	横行車輪	車輪つば	せん断	4MPa	310MPa
	走行車輪	車輪つば	せん断	5MPa	310MPa
レール	横行レール	取付ボルト	せん断	35MPa	135MPa
	走行レール	取付金物	せん断	16MPa	135MPa
吊具		ワイヤ	吊荷重量	2,436kN	7,600kN

\* 合計6波のうち1波の結果を代表例として記載

# 機器・配管系の耐震性評価(概要)

- 添付書類1-4.では、「原子炉本体」、「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」、「原子炉冷却系統施設」、「計測制御系統施設」、「放射性廃棄物の廃棄施設」、「放射線管理施設」、「原子炉格納施設」及び「その他原子炉の附属施設」を対象として、耐震性評価を実施した。
- 添付書類1-4-1.では、機器・配管系の評価手法及び解析に用いる床応答スペクトル(FRS)を記載した。



耐震性評価のフロー

✓ 機器・配管系の評価は、以下の3つにより行う。

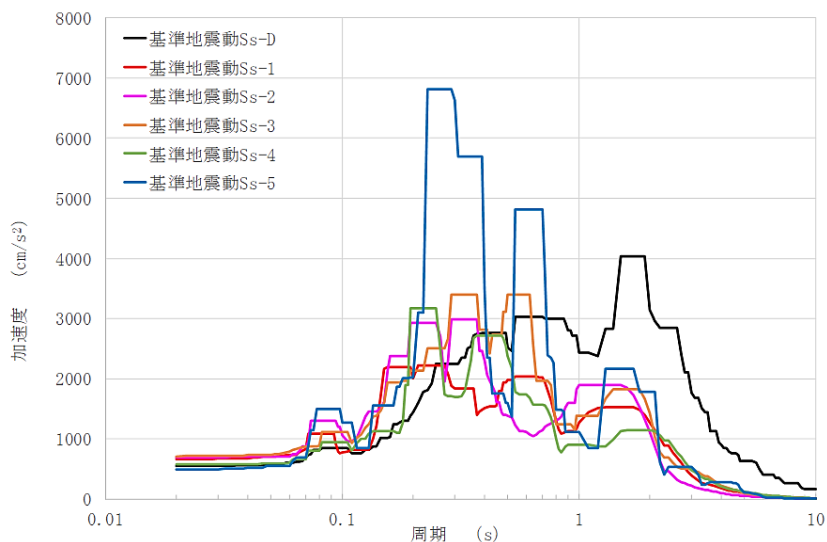
- 応答倍率法による評価
- 既往の設工認時と同等の評価
- 詳細評価

✓ 評価フローは、左図のとおりとする。

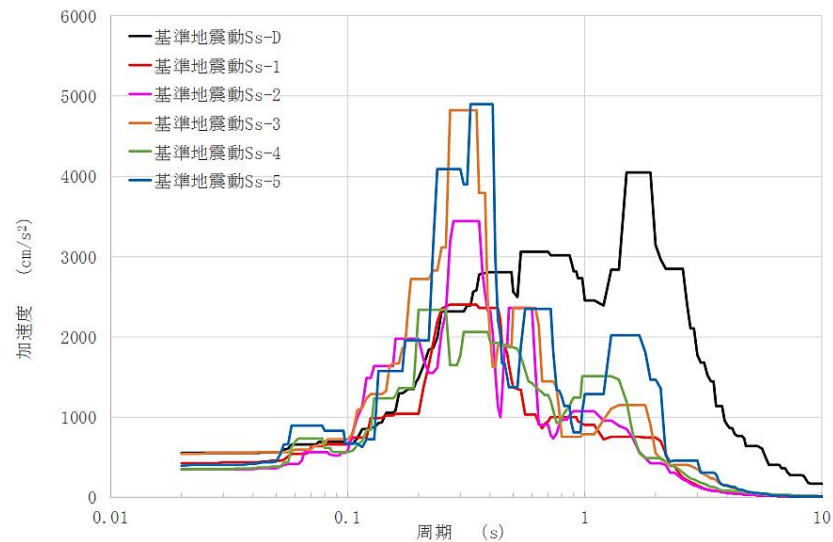
✓ 床応答スペクトルは、時刻歴加速度応答にて作成し、周期軸方向の±10%拡幅する

✓ なお、Bクラスの機器・配管系については、共振のおそれのあるもの(1次固有周期が20Hz未満)に対して、1/2Sdの時刻歴加速度及び床応答スペクトルを用いて評価する。

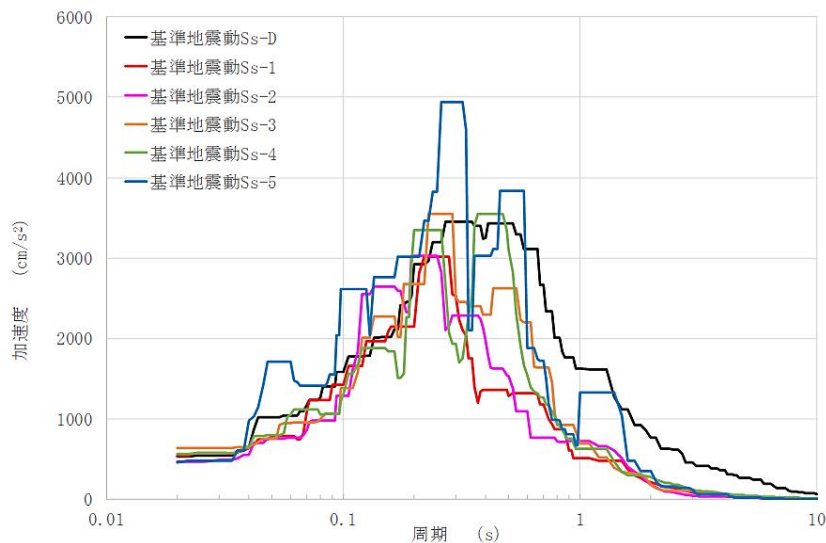
# 機器・配管系の耐震性評価(FRS)(1/2)



(NS成分)



(EW成分)

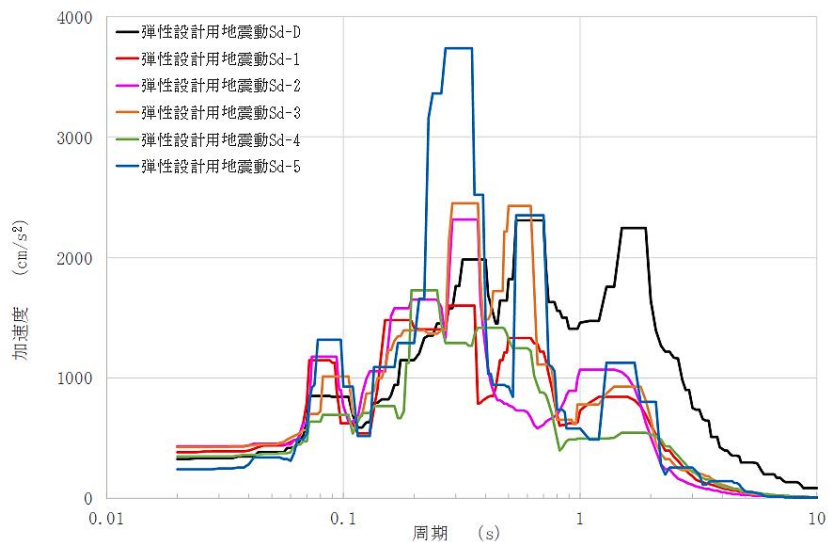


(UD成分)

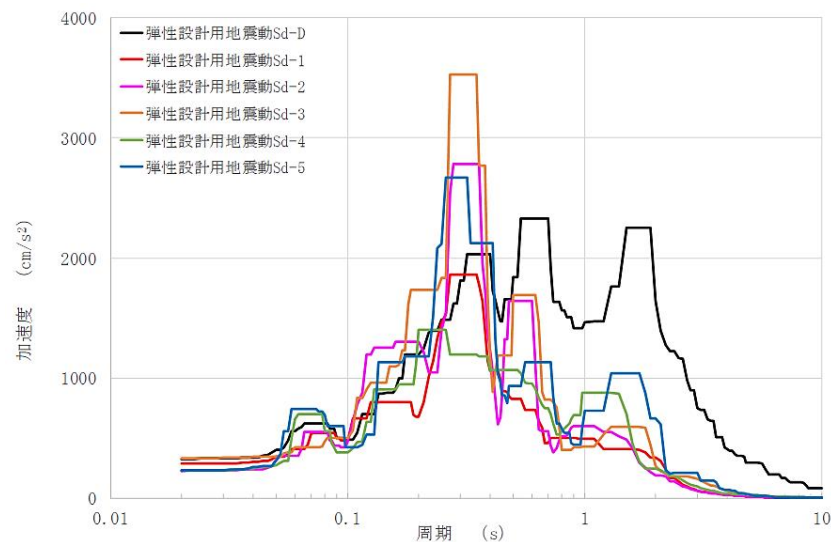
解析に用いる原子炉建家の床応答スペクトル

【代表例】  
基準地震動 Ss  
原子炉建家地上1階  
(減衰定数0.5%)

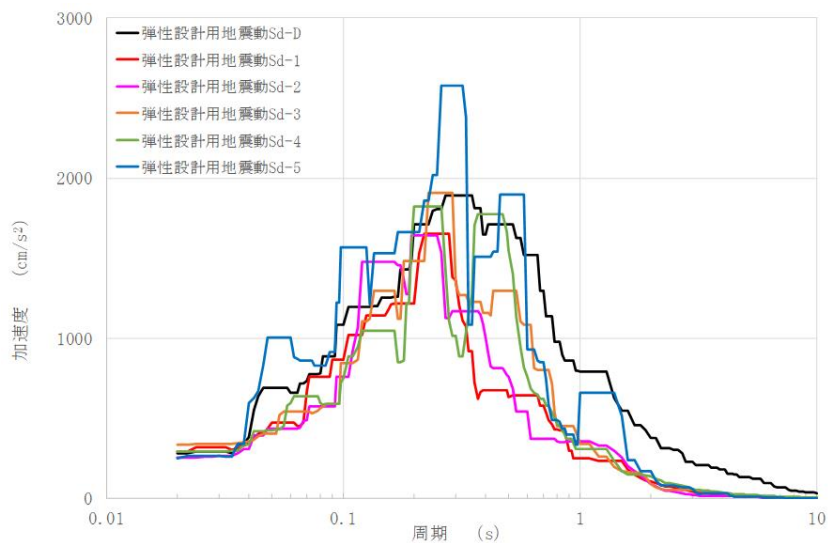
# 機器・配管系の耐震性評価(FRS) (2/2)



(NS成分)



(EW成分)

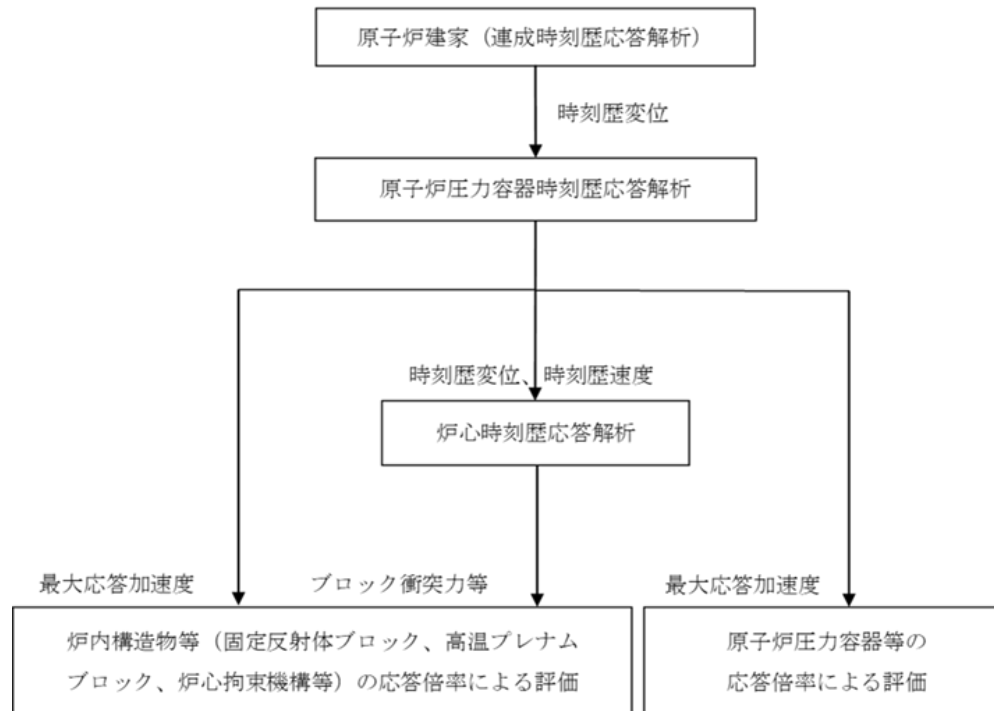


(UD成分)

解析に用いる原子炉建家の床応答スペクトル

【代表例】  
弾性設計用地震動 Sd  
原子炉建家地上1階  
(減衰定数0.5%)

- 添付書類1-4-2.では、原子炉本体の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 原子炉圧力容器に対して、既往の設工認と同等の評価を実施した。
- サポートポスト、レストレイントリング、拘束バンド等に対して、応答倍率法による評価を実施した。
- 原子炉圧力容器、炉内構造物については、解析に用いる地震力(加速度、せん断力、モーメント、軸力、衝突力等)と既往の設工認時の地震力との比を求め、応答倍率法による評価を実施した。
- 炉心構成要素(制御棒案内ブロック、燃料体、可動反射体ブロック)の評価に用いる地震動は、制御棒案内ブロックに対しては $S_s$ 、左記以外に対しては $1/2S_d$ とする。



原子炉圧力容器、炉内構造物の解析フロー

## 原子炉圧力容器、炉内構造物等の解析の概念図

核物質防護情報が含まれているため非公開

原子炉建家モデル 概念図

原子炉圧力容器モデル 概念図

炉内構造物モデル 概念図

原子炉建家の時刻歴  
応答解析の結果を入力

原子炉圧力容器の時刻歴  
応答解析の結果を入力

炉内構造物の解析より、加速度、ブロック衝突力等の結果を入手し、応答倍率法による評価に用いる。

原子炉本体の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

評価対象設備	耐震クラス	分類	方法1	方法2	許容値
サポートポスト	S	軸圧縮荷重	10 [MPa]	14 [MPa]	30 [MPa]

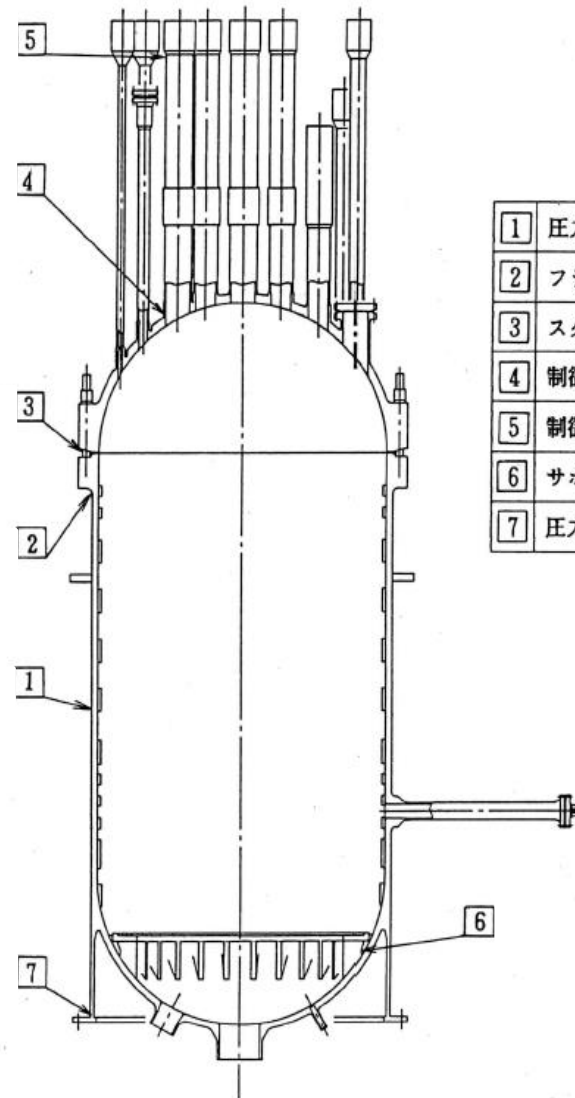


## 原子炉圧力容器の解析

- ✓ 原子炉本体の解析で得られた機械的荷重を原子炉圧力容器の部分モデルに入力することで解析する。

圧力容器円筒胴の評価結果(一次応力の制限)(一例)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態Ⅲ	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	401	-	106	169	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401	$6.63 \times 10$	103	270	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	401	-	106	254	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401	$6.63 \times 10$	103	312	$K_t = 1.16$
運転状態Ⅳ	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	110	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	$1.50 \times 10^2$	105	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	111	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	$1.50 \times 10^2$	105	129	$K_t = 1.04$



評価箇所

1	圧力容器円筒胴
2	フランジ
3	スタッドボルト
4	制御棒スタンドパイプ管台
5	制御棒スタンドパイプ
6	サポートリブ
7	圧力容器スカート

原子炉圧力容器の評価箇所



- 添付書類1-4-3.では、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 全ての設備(原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック、燃料交換機、床上ドアバルブ等)に対して、応答倍率法による評価を実施した。

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

評価対象設備	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値[MPa]
原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック	S	胴部	膜	18	30	254
			1次+2次	24	54	315
		取付ボルト	引張	30	67	153
燃料交換機	B	上部胴	一次一般膜	68	76	196
		取付ボルト	引張	229	257	371
			せん断	35	39	285

- 添付書類1-4-4.では、原子炉冷却系統施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 1次ヘリウム配管(二重管)、1次ヘリウム主配管(単管)、1次加圧水冷却器、中間熱交換器、1次ヘリウム循環機、1次冷却設備の主要弁等に対して、既往の設工認時と同等の評価を実施した。
- 1次ヘリウム純化設備入口フィルタ、補助冷却水系主配管、炉容器冷却設備主配管等に対して、応答倍率法による評価を実施した。

原子炉冷却施設の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

評価対象設備	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値[MPa]
1次ヘリウム純化設備 入口フィルタ	S	胴部	1次一般膜	127	92	253
			1次	127	92	379
			1次+2次	6	13	309
		基礎ボルト	引張	24	53	212
			せん断	7	16	163
補助冷却水系 (主配管1)	B	配管	一次応力	61	57	167
			一次+二次	35	59	335

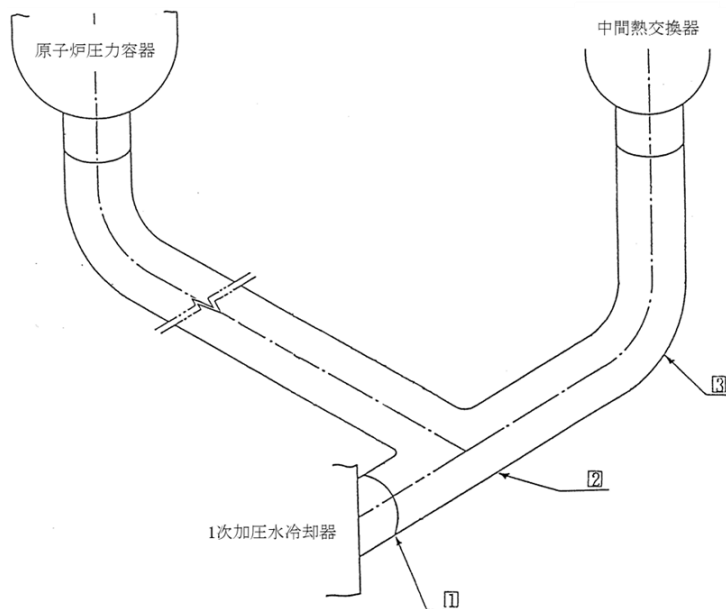
## 1次ヘリウム配管(二重管)の解析

- ✓ 原子炉本体の解析で作成したFRSを1次ヘリウム配管(二重管)モデルに入力し、評価を実施する。
- ✓ 1次ヘリウム配管(二重管)モデルには、右記のモデルを組み込んでいる。
- ✓ 組み込まれたモデルは、配管解析で得られた荷重を用いて評価を実施する。

### 組み込んでいるモデル

- 加圧水冷却器(PPWC)まわり配管
- 中間熱交換器(IHX)まわり配管
- PPWC
- IHX
- 1次ヘリウム循環機
- 1次冷却設備の主要弁

①	1次加圧水冷却器管台接続部
②	ティー
③	エルボ



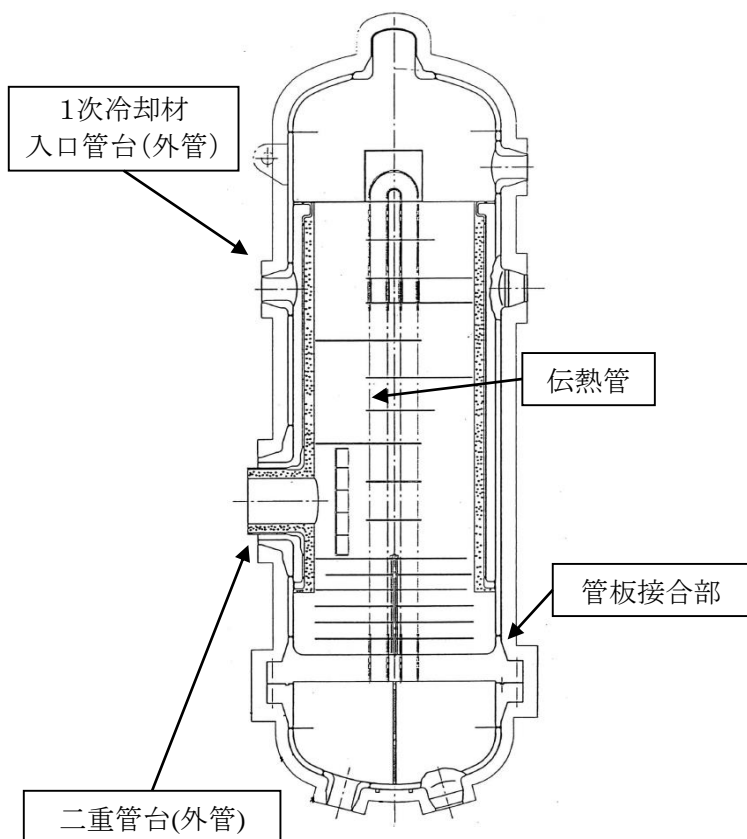
1次ヘリウム配管(二重管)の評価箇所

### 1次加圧水冷却器管台接続部の評価結果(一次応力の制限)(一例)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態 III	$P_s + P_s^* \leq 1.2 S_m$	430	-	45	166	
	$P_s \leq S_t$	430	$3.00 \times 10^2$	44	202	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	430	-	54	222	$K_s=1.34$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	430	$3.00 \times 10^2$	44	230	$K_t=1.13$
運転状態 IV	$P_s + P_s^* \leq 2 S_m$	430	-	48	278	
	$P_s \leq 2S_R/3$	430	$3.00 \times 10$	47	252	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 2K_s S_m$	430	-	62	371	$K_s=1.34$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	430	$3.00 \times 10$	47	287	$K_t=1.14$

## 1次加圧水冷却器 (PPWC) の解析

- ✓ PPWCの解析は、1次ヘリウム配管(二重管)の解析で得られた荷重を、別途作成するPPWCの解析モデルに入力することで実施する。

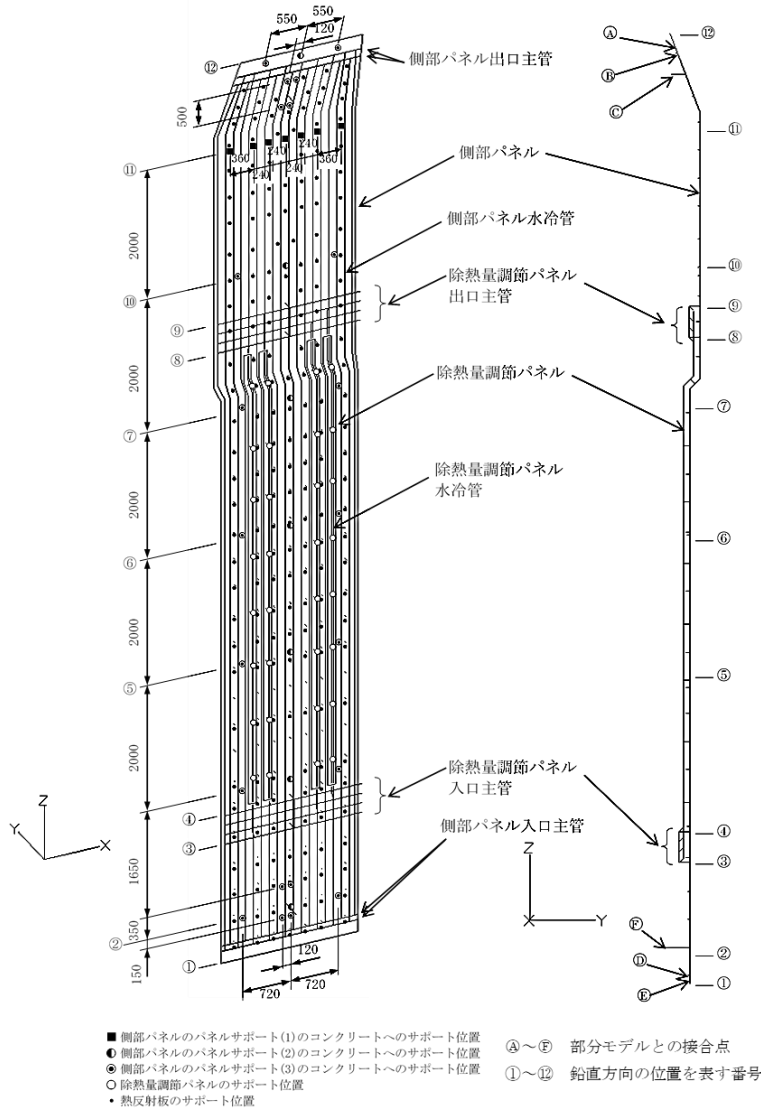


PPWCの評価箇所

1次冷却材入口管台の評価結果(一次応力の制限)(一例)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	410	-	93	169	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	410	1.00 × 10	84	276	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	410	-	175	253	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	410	1.00 × 10	146	309	$K_t = 1.12$
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	399	-	95	284	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2 S_R/3$	375	1.40 × 10	84	285	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	399	-	177	427	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2 K_t S_R/3$	375	1.40 × 10	146	320	$K_t = 1.12$

## 炉容器冷却パネルの解析



## 解析条件

- ✓ 炉容器冷却パネルは同型のパネル12面で構成され、解析モデルは12面のうち1面とする。
- ✓ 炉容器冷却パネルはパネルの剛性があるため、ほとんど面内には応答せず、面外方向に応答する。
- ✓ そのため、パネル面外方向にNS方向地震+鉛直地震、パネル面外方向にEW方向地震+鉛直地震の2パターンを実施する。

### 評価対象部位

No.	名称
1	側部パネル水冷管
2	側部パネル水冷管と主管の接続部
3	側部パネル主管の入口管台(N-4)
4	除熱量調節パネル水冷管
5	除熱量調節パネル水冷管と主管の接続部
6	パネルサポート(1)
7	パネルサポート(2)
8	パネルサポート(3)
9	側部パネル水冷管フィン
10	除熱量調節パネル水冷管フィン

### 側部パネル水冷管の評価結果(一例)

地震種別	許容応力状態	発生応力				一次応力評価		一次+二次応力評価	
		① 内圧 (MPa)	② 自重 (MPa)	③ 面外地震 (MPa)	④ 鉛直地震 (MPa)	計算応力(MPa) ①+②+③+④	許容応力 (MPa)	計算応力(MPa) 2×(③+④)	許容応力 (MPa)
1/2Sd-1 EW+UD	ⅢAS	2	112	14	18	146	234	64	468
1/2Sd-1 NS+UD	ⅢAS	2	112	2	22	138	234	48	468

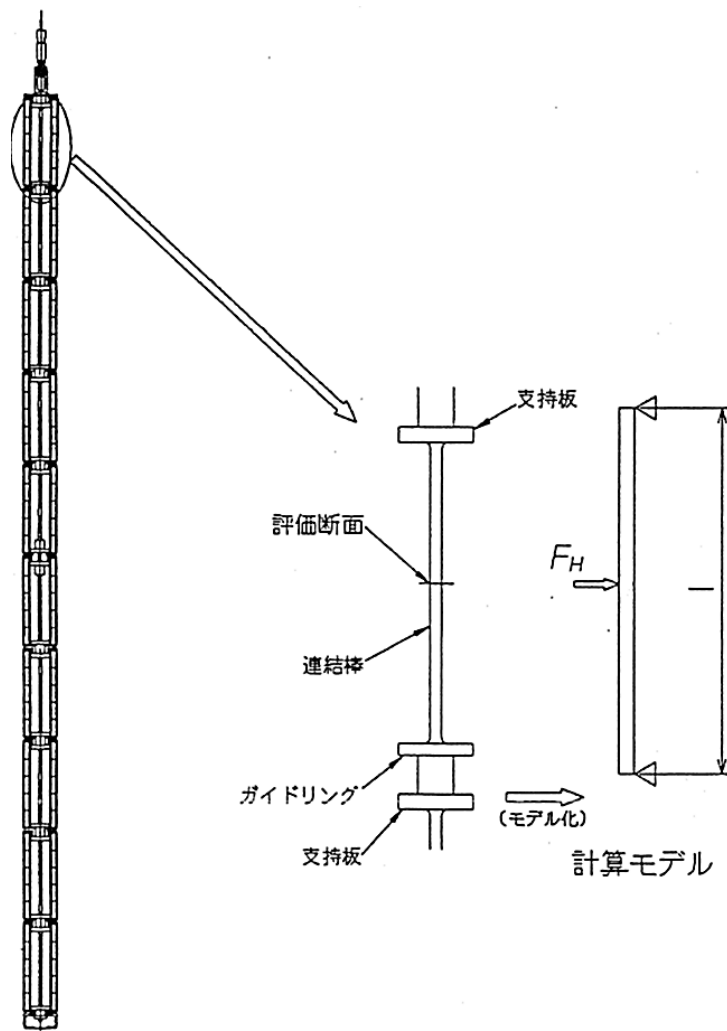
- 添付書類1-4-5.では、計測制御系統施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 制御棒に対して、既往の設工認時と同等の評価を実施した。
- 制御棒駆動装置、中央制御盤、後備停止系駆動装置等に対して、応答倍率法による評価を実施した。

計測制御系統施設の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

評価対象設備	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値[MPa]
制御棒駆動装置	S	制御棒案内管	膜	13	9	255
			膜+曲げ	184	295	383
中央制御盤主盤	S	溶接	組合せ	2	4	161
後備停止系駆動装置	B	ホツパ	膜	4	4	159
			膜+曲げ	44	69	239

## 制御棒の評価

- 発生する応力が許容応力以下であることを確認する。
- 許容応力及び応力の算出式を以下に示す。



### 【算出式】

- $\sigma_{m1} = \frac{W}{A}$
- $\sigma_{b1} = \frac{M_b}{Z}$
- $M_b = \frac{1}{4} F_H l$
- $\sigma_{m2} = \frac{F_V}{A}$

$\sigma_{m1}$  評価断面部の軸方向膜応力(自重)  
 $\sigma_{b1}$  評価断面部の軸方向曲げ応力  
 $M_b$  評価断面部の曲げモーメント  
 $\sigma_{m1}$  評価断面部の軸方向膜応力(鉛直地震)  
 $W$  制御棒1本当たりの重量  
 $A$  評価断面部の断面積  
 $Z$  評価断面部の断面係数  
 $l$  はり計算モデルにおけるはりの全長  
 $F_H$  水平方向地震力  
 $F_V$  鉛直方向地震力

### 評価結果

評価点	地震動	一次一般膜応力 [MPa]		一次一般膜応力 + 一次曲げ応力 [MPa]	
		計算値 $\sigma_{m1} + \sigma_{m2}$	許容値	計算値 $\sigma_{m1} + \sigma_{m2} + \sigma_{b1}$	許容値
連結棒	Sd	18	156	198	234
	Ss	21	249	283	374

制御棒の計算モデル(左)と応力評価断面(右)

- 添付書類1-4-6.では、放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- バッファタンク、減衰タンクに対して、応答倍率法による評価を実施した。

放射性廃棄物の廃棄施設の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

機器	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値[MPa]
バッファタンク	B	胴板	1次一般膜	6	6	192
			1次	7	7	192
		基礎ボルト	引張	2	2	176
			せん断	1	1	135
減衰タンク	B	胴板	1次一般膜	74	68	170
			1次	76	69	170
		基礎ボルト	引張	4	4	161
			せん断	4	4	124



- 添付書類1-4-7.では、放射線管理施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 事故時ガンマ線エリアモニタ検出器、事故時ガンマ線エリアモニタ前置増幅器に対して、応答倍率法による評価を実施した。

放射線管理施設の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

評価対象設備	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値 [MPa]
事故時ガンマ線 エリアモニタ検出器	S	取付ボルト	引張	7	15	198
			せん断	3	5	152
事故時ガンマ線 エリアモニタ前置増幅器	S	取付ボルト	引張	3	7	220
			せん断	2	4	169

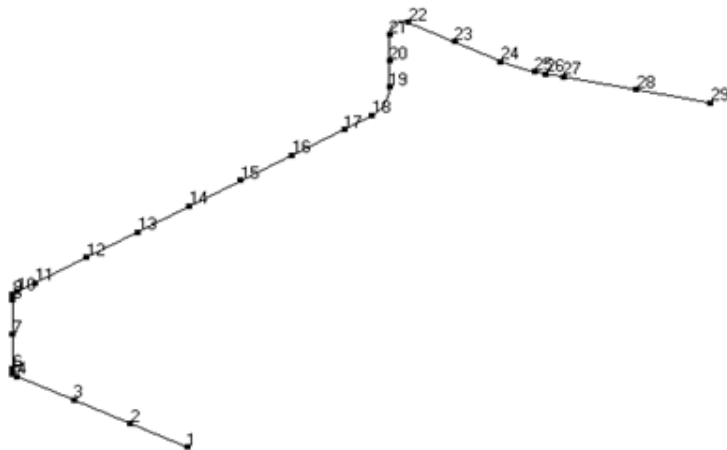
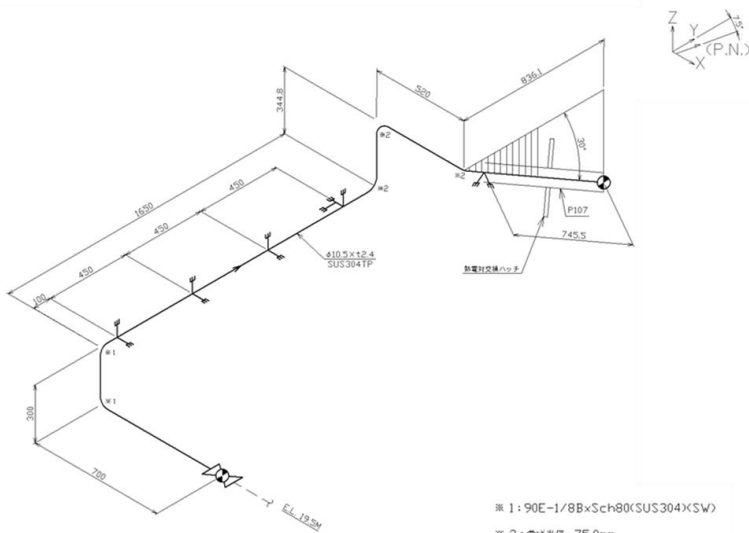
- 添付書類1-4-8.では、原子炉格納施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 原子炉格納容器貫通部配管、非常用空気浄化設備主ダクトに対して、応答倍率法による評価を実施した。
- 原子炉格納容器貫通部配管(応答倍率法による評価でNGのもの)に対して、既往の設工認時と同等の評価を実施した。

原子炉格納施設の評価結果(応答倍率法による評価)(一例)

評価対象設備	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値 [MPa]
P101(1100) 「容器外」	S	配管	1次	23	21	379
			1次+2次	43	95	309
主ダクト	B	配管	1次	70	82	196

## 評価方針

- ✓ Sクラス配管に対しては、基準地震動 $S_s$ による発生値と許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sとの比較を行う。発生値が許容値以下であれば、弾性設計用地震動 $S_d$ による発生値についても、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S以下であることから弾性設計用地震動 $S_d$ による評価を満足するものとする。
- ✓ 上記にて、基準地震動 $S_s$ による発生値と許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sを上回った場合は、弾性設計用地震動 $S_d$ による発生値と許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sを比較するものとする。
- ✓ Bクラス配管に対しては、弾性設計用地震動 $S_d$ に2分の1を乗じた地震動による発生値と許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sとの比較を行う。



## 動的地震力

入力地震動	地震の種類	設計用床応答スペクトル	減衰定数
スペクトル波	S <sub>s</sub> 波(Sクラス) 0.5S <sub>d</sub> 波(Bクラス)	水平方向 X方向	保温材有1.0% 保温材無0.5%
		水平方向 Y方向	
		鉛直方向 Z方向	

## 応力評価結果(一次応力)(一例)

節点番号	許容応力状態	一次応力評価 [MPa]				
		発生応力			評価	
		① 内圧応力	② 自重応力	③ 地震応力	計算応力 ①+②+③	許容応力
1	Ⅲ <sub>A</sub> S	6	4	6	16	126

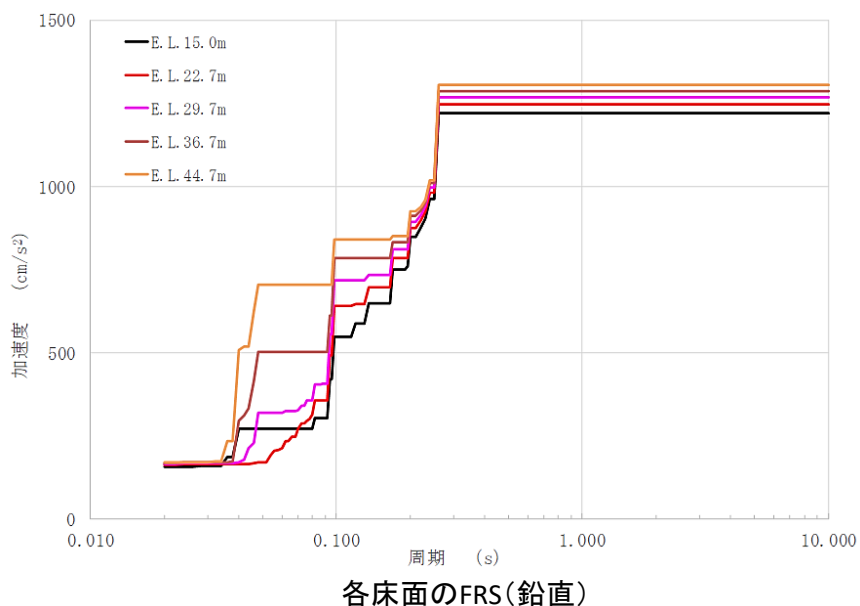
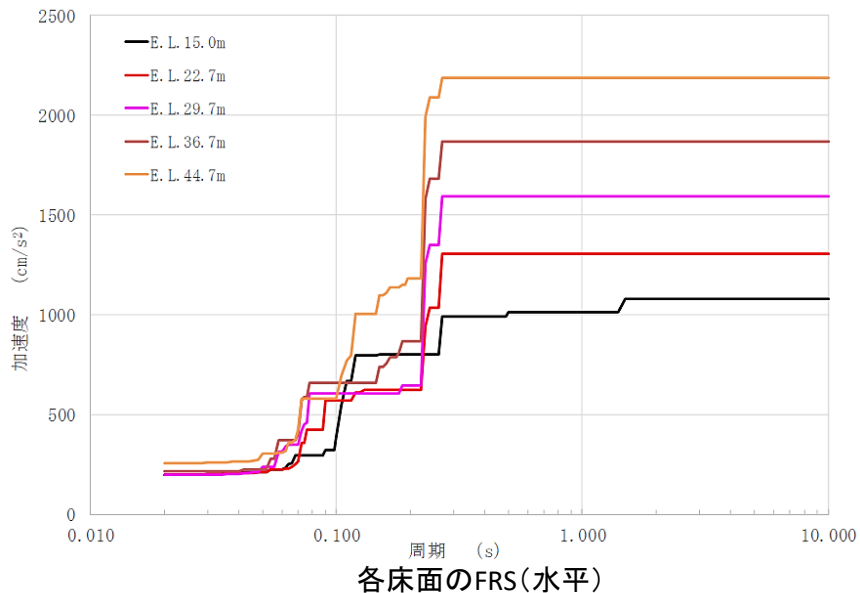
配管のアイソメ図(上)と解析モデル(節点番号)(下)

- 添付書類1-4-9.では、その他試験研究用等原子炉の附属施設の耐震性評価を実施し、耐震余裕を有していることを確認した。
- 非常用発電機の主配管(始動用空気配管)に対して、既往の設工認時と同等の評価を実施した。
- 制御棒交換機に対して、応答倍率法による評価を実施した。

制御棒交換機の評価結果(応答倍率法による評価)

評価対象設備	耐震クラス	評価部位	分類	方法1 [MPa]	方法2 [MPa]	許容値 [MPa]
制御棒交換機	B	本体胴	一次一般膜	33	31	202
		取付ボルト	引張	75	70	537

## 非常用発電機の主配管(始動用空気配管)の評価



### 計算方法 (定ピッチスパン法)

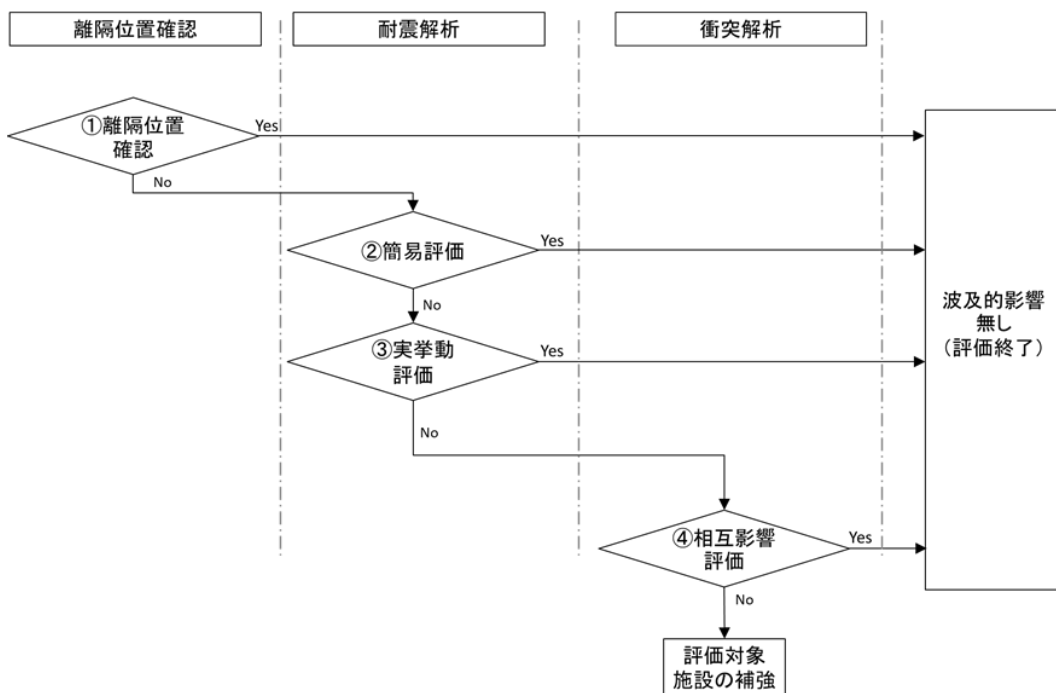
- ・ 計算に用いる加速度  
 水平方向: 2,187 [gal]  
 鉛直方向: 1,305 [gal]
- ・ 配管重量  
 配管自体の重量に保守的に安全率1.05を乗じる。
- ・ 配管応力  
 配管に生ずる応力としては、地震力による応力の他に、内圧、自重による各応力を求める。

### 直管部最大支持間隔及び応力の解析結果

主要寸法		支持間隔 [m]	一次応力		一次+二次応力	
外径 [mm]	厚さ [mm]		応力 [MPa]	許容値 [MPa]	応力 [MPa]	許容値 [MPa]
27.2	2.9	4.0	157	179	299	358
60.5	3.9	6.3	166	179	307	358

# 波及的影響評価

- 添付書類1-5-1.では、波及的影響に関する解析の方針及び評価方法を記載した。
- 添付書類1-5-2.から1-5-7.では、「原子炉建家屋根トラス」、「原子炉格納容器」、「原子炉建家天井クレーン」、「排気筒」、「燃料交換機」及び「制御棒交換機」を対象として、波及的影響評価を実施した。



※評価の順序を限るものではない。

✓ 機器・配管系の評価は、以下の3つにより行う。

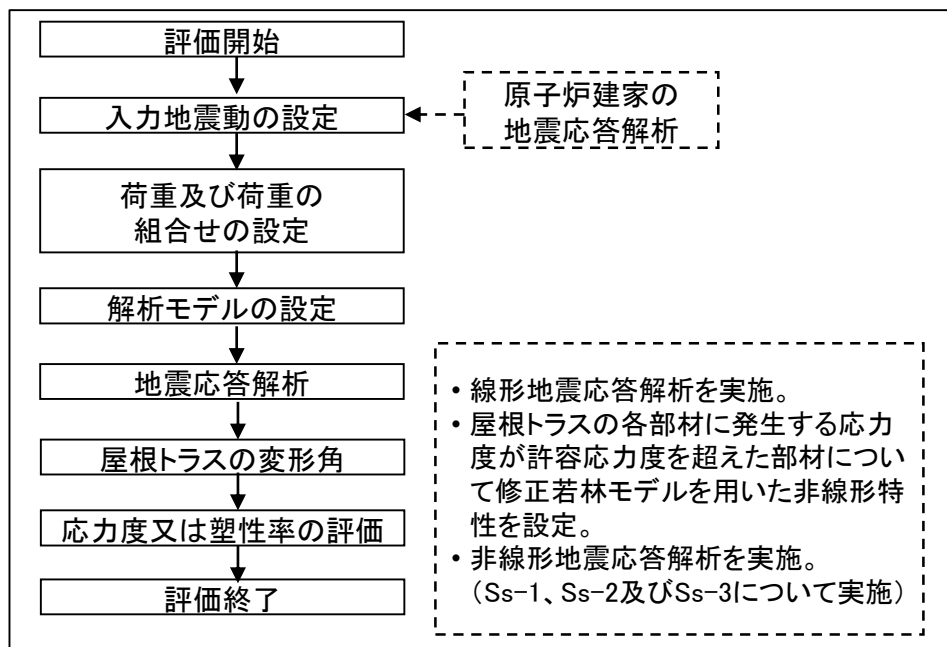
- 離隔位置確認
- 簡易評価
- 実挙動評価
- 相互影響評価(衝突解析)

✓ 評価フローは、左図のとおりとする。

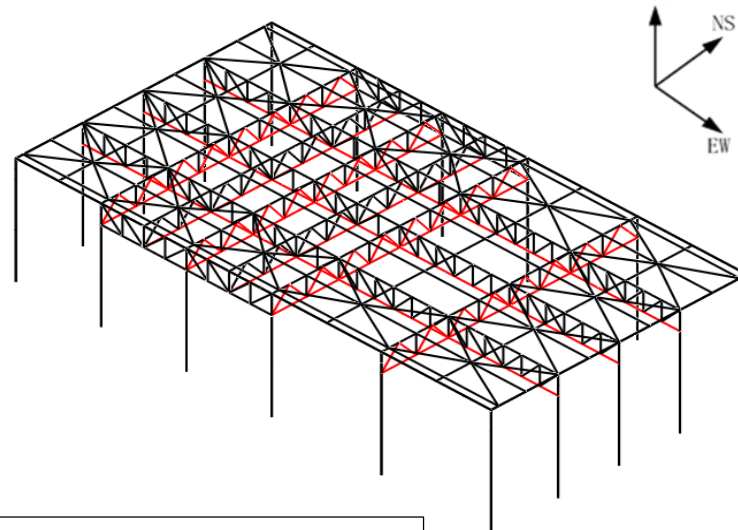
波及的影響評価のフロー

# 波及的影響評価(原子炉建家屋根トラス)

- 添付書類1-5-2.では、原子炉建家屋根トラスは、基準地震動 $S_s$ の地震が発生した場合でもSクラスの貯蔵プール及び原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。



屋根トラスの評価フロー



—: 非線形特性を設定した部材  
—: 線形部材

解析モデル

地震応答解析に使用した解析コード:

Soil Plus(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)

## 評価結果

評価項目	評価結果	評価基準値
屋根トラスの変形角	0.20/100	1/100

評価項目	評価結果	評価基準値
最大塑性率	下弦材:0.6	4.0
	斜材:0.8	

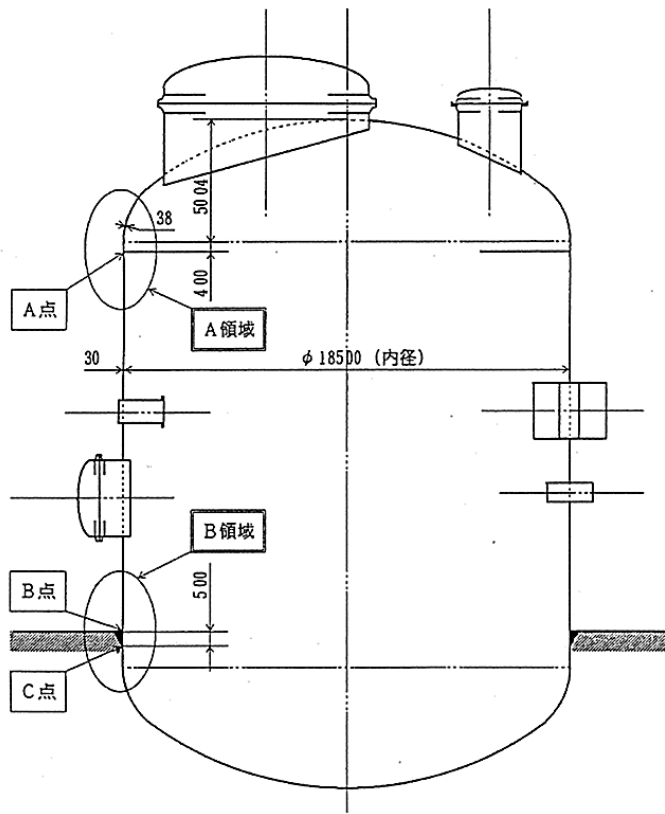
評価項目		発生応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	検定値	組合せ 検定値	評価 基準値
上弦材	軸力	79.4	258	0.31	0.54	1.00
	曲げ	115.2	258	0.45		
下弦材	軸力	105.3	190	0.55	0.80	
	曲げ	75.0	249	0.30		
斜材	軸力	183.8	258	0.71	0.89	
	曲げ	46.1	256	0.18		
束材	軸力	70.3	204	0.34	0.34	
	曲げ	—	—	—		

# 波及的影響評価(原子炉格納容器)

- 添付書類1-5-3.では、原子炉格納容器は、基準地震動 $S_s$ の地震が発生した場合でも格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。
- 原子炉格納容器の本体胴及び原子炉格納容器の附属機器の取付部の評価は、既往の設工認時の評価に対して、簡易的かつ保守的に $S_s$ による発生値を足し合わせて実施した。

本体胴の応力計算  
・ 計算式による計算

- ✓  $S_s$ の地震荷重により、軸方向応力は9MPaとなる。
- ✓ 既往の設工認の計算結果に対して9MPaを足し合わせて評価を実施した。
- ✓  $\sigma_2 - \sigma_3$ は、地震荷重が加わらないため足し合わせを実施しない。



応力強さ(一例)

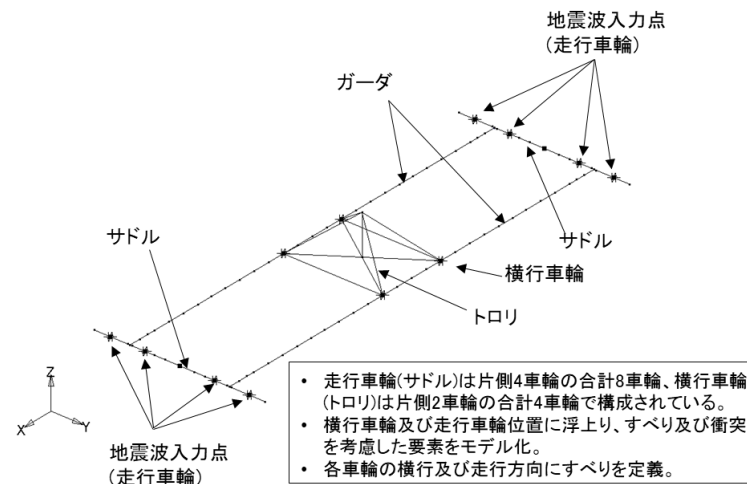
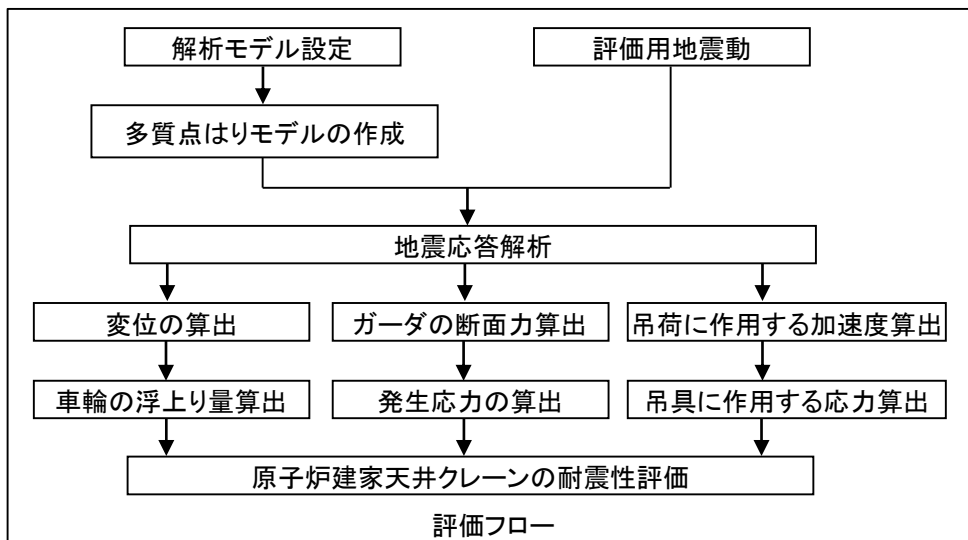
領域 \ 応力		一次一般膜応力強さ (MPa)			一次応力強さ (MPa)		
		$\sigma_1 - \sigma_2$	$\sigma_2 - \sigma_3$	$\sigma_3 - \sigma_1$	$\sigma_1 - \sigma_2$	$\sigma_2 - \sigma_3$	$\sigma_3 - \sigma_1$
A	内側	-64 (=-55-9)	122	-76 (=-67-9)	-78 (=-69-9)	145 (=136+9)	-77 (=-68-9)
	外側	-64 (=-55-9)	122	-76 (=-67-9)	-78 (=-69-9)	145 (=136+9)	-77 (=-68-9)
B	内側	-64 (=-55-9)	122	-76 (=-67-9)	-68 (=-59-9)	135 (=126+9)	-76 (=-67-9)
	外側	-64 (=-55-9)	122	-76 (=-67-9)	-68 (=-59-9)	135 (=126+9)	-76 (=-67-9)
許容値		S = 131			1.5S = 197		

原子炉格納容器の本体胴の評価点



# 波及的影響評価(原子炉建家天井クレーン)

- 添付書類1-5-4.では、原子炉建家天井クレーンは基準地震動Ssの地震が発生した場合でもSクラスの貯蔵プール及び原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。



解析モデル

応力解析に使用した解析コード:

ABAQUS (Dassault Systemes株式会社)

- 幾何学的非線形を考慮した時刻歴応答解析を実施した。
- 車輪とレールの“すべり/浮上り/衝突”を考慮した。

## 評価結果

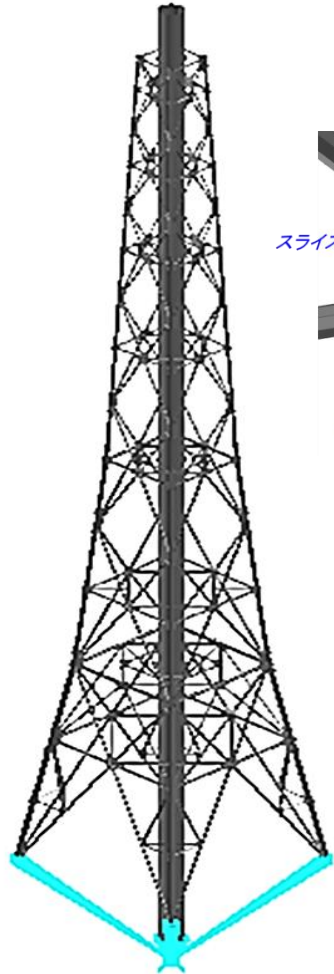
評価箇所		評価応力	発生値*	評価基準値	
クレーン 本体	ガーダ中央部	組合せ (垂直+せん断)	273MPa	279MPa	
	ガーダ端部		178MPa	279MPa	
浮上り※	横行車輪	1車輪	浮上り回数	0回	∞
		2車輪	浮上り回数	1回	∞
		3車輪	浮上り回数	0回	0回
		4車輪	浮上り回数	0回	0回
	走行車輪	1車輪	浮上り回数	0回	∞
		2車輪	浮上り回数	0回	∞
		3車輪	浮上り回数	0回	0回
		4車輪	浮上り回数	0回	0回
車輪	横行車輪	車輪つば	せん断	4MPa	310MPa
	走行車輪	車輪つば	せん断	12MPa	310MPa
レール	横行レール	取付ボルト	せん断	35MPa	160MPa
	走行レール	取付金物	せん断	40MPa	160MPa
吊具		ワイヤ	吊荷重量	4,482kN	7,600kN

\* 合計6波のうち1波の結果を代表例として記載

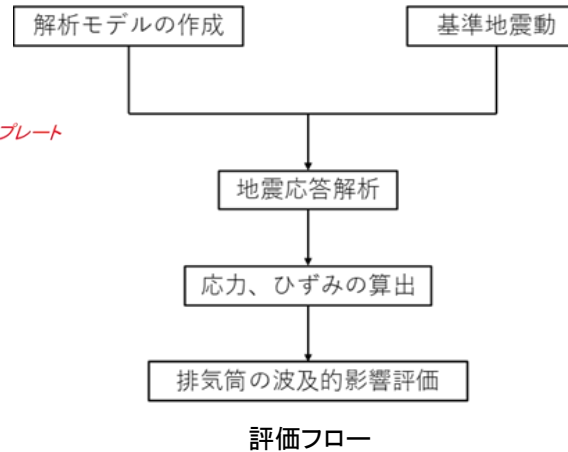
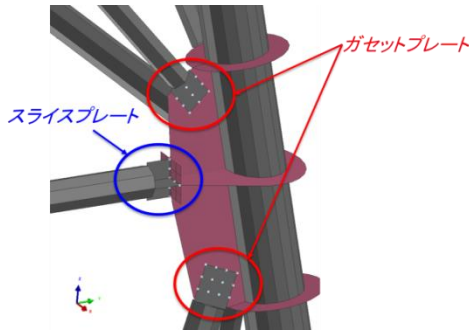
※横行車輪、走行車輪について、3車輪以上に浮上りが発生した場合に落下の危険性があると判断する。

# 波及的影響評価(排気筒)

- 添付書類1-5-5.では、排気筒は基準地震動 $S_s$ の地震が発生した場合でもSクラスの貯蔵プール及び原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。
- 排気筒は3次元の実形状モデルを用いて、 $S_s$ が発生した際の挙動を評価する。
- 排気筒の損傷、転倒及び落下等が発生するか否かは塑性変形を考慮して評価する。



排気筒の解析モデル



- 解析プログラム  
Virtual Performance Solution  
(日本イーエスアイ株式会社)
- 解析モデル  
地盤近傍のアンカーボルト等(水色部)は、剛体としてモデル化
- 地震動及び地盤ばね  
地震動及び地盤ばねは、筒身直下のT.P.+28.7mに入力

判断基準は、筒身及び鉄塔の破断の有無とした。筒身及び鉄塔が破断する場合とは、鉄塔の破断塑性ひずみの閾値0.156(15.6[%])を超過することである。

評価結果

	解析結果	破断閾値	解析結果	許容応力
	最大相当塑性ひずみ[%]	破断伸び(塑性ひずみ) [%]	最大相当応力 [MPa]	引張強さ [MPa]
筒身	0.9	15.6	256	469
鉄塔	13.3	15.6	535	574

# 波及的影響評価(燃料交換機)

- 添付書類1-5-6.では、燃料交換機は基準地震動 $S_s$ の地震が発生した場合でもSクラスの貯蔵プール及び原子炉格納容器内のSクラスの機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。
- 取付ボルトの破断の有無を評価し、燃料交換機の損傷、転倒及び落下等が発生するか否かを判断する。

## 算出式

【せん断応力】

$$\tau_b = \frac{F_H}{NA_b}$$

【引張応力】

$$\sigma_b = \frac{F_V + N_v}{NA_b}$$

【許容せん断応力】

$$f_{sb} = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.5\sqrt{3}}$$

【許容引張応力】

$$f_{ts} = 1.4Su - 1.6\tau_b$$

$$f_{ts} \leq Su$$

$$F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u]$$

$\tau_b$  せん断応力

$\sigma_b$  引張応力

$F_H$  水平方向地震によるせん断力

$F_V$  水平方向地震による引張力

$N_v$  鉛直方向地震による引張力

$N$  ボルト本数

$A_b$  ボルト断面積

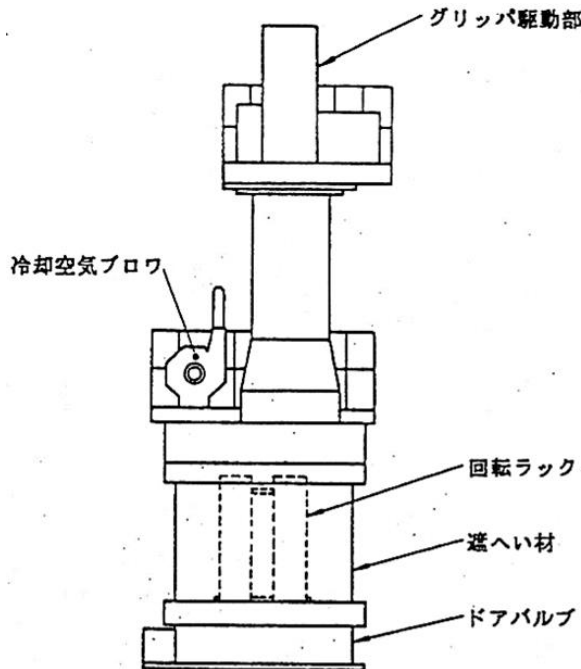
$F^*$  許容応力算定用の基準値

$f_{sb}$  許容せん断応力

$f_{ts}$  許容引張応力

$S_y$  設計降伏点

$S_u$  設計引張強さ



燃料交換機の概略形状

判断基準は、取付ボルトの破断の有無とした。取付ボルトが破断する場合とは、取付ボルトに発生する応力が設計引張強さを超過することである。

燃料交換機の評価結果(一例)

評価対象設備	評価部位	分類	発生値 [MPa]	許容値 [MPa]
燃料交換機	ドアバルブの 取付ボルト	せん断	153	323
		引張	446	800

# 動的機器の機能維持確認

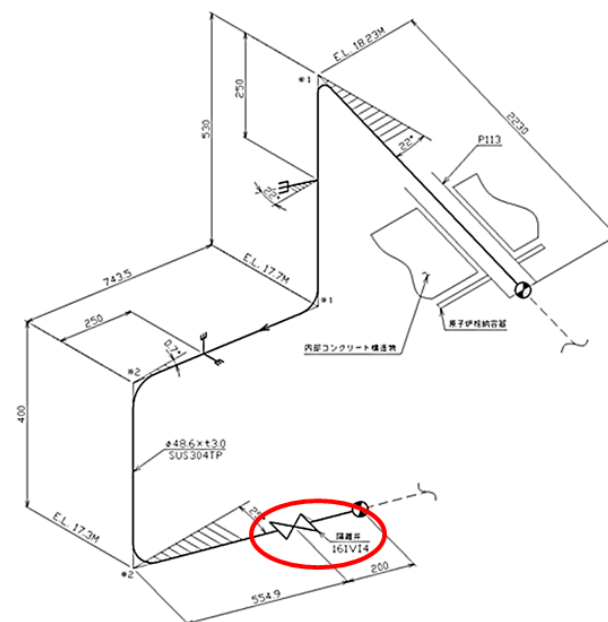
- 添付書類1-6.及び1-6-1では、地震時に動作を要求する動的機器は基準地震動Ssの地震が発生した場合でも、当該設備に要求される機能が維持されることを確認した。
- 地震時に動作を要求する動的機器は、原子炉格納容器バウンダリに属する弁(1次冷却材を内蔵するもの)である。
- 当該弁に発生する基準地震動による応答加速度が、原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)に定められた弁駆動部の機能確認済加速度以下であることの確認をもって、地震時の機能維持を満足するものとする。

## 【発生する応答加速度】

- 完全固定点に設置されている弁に当たっては、添付書類1-2-1.に示す最大応答加速度の1.2倍とする。
- 上記以外の弁に当たっては、配管系の解析により求める。

## 【確認結果】

- 完全固定点に設置されている弁の応答加速度は、添付書類1-2-1.の示す最大応答加速度の1.2倍の中で最大値の水平1.5G及び鉛直0.9Gである。左記に対して、機能維持確認済加速度は、水平6.0G及び鉛直6.0G(逆止弁)である。
- 上記以外の弁の結果は、下表のとおり。



弁の機能維持確認結果

弁番号	設備	応答加速度 [G]		機能維持確認済加速度 [G]		備考
		水平	鉛直	水平	鉛直	
161VI4	1次ヘリウム 純化設備	0.51	0.44	6.0	6.0	逆止弁
161VI6	1次ヘリウム 純化設備	0.36	0.38	6.0	6.0	逆止弁