

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第4条（地震による損傷の防止）

2022年11月15日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所高速実験炉部

第4条：地震による損傷の防止

目次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 耐震設計の基本方針
 - 4.2 耐震重要度分類
 - 4.3 地震力の算定法
 - 4.4 荷重の組合せと許容限界
 - 4.5 要求事項（試験炉設置許可基準規則第4条）への適合性説明

 ：本日の説明範囲

(別紙)

別紙1： 「炉心の変更」に関する基本方針

別紙2： 耐震重要度分類の考え方と耐震Sクラス施設及び耐震Bクラス施設の構造概要

別添1： 既許可の旧分類と新分類との対応

別紙3： 「1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設」に基準地震動による地震力が作用した場合の影響

別添1： 地震時における格納容器（床下）窒素雰囲気維持

別紙4： 「2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設」に基準地震動による地震力が作用した場合の影響

別紙5： 「原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系」に基準地震動による地震力が作用した場合の影響

別紙6： 弾性設計用地震動の設定の考え方

別紙 7： Sクラス施設への波及的影響を考慮すべき設備の検討

別紙 8： 「常陽」耐震設計における基準・規格の適用性

別紙 9： 「常陽」耐震設計における基本方針の補足

別添 1： 設計用減衰定数と床応答スペクトルの設定

別添 2： 「常陽」耐震設計における既設工認からの変更点

別添 3： ナトリウム配管の耐震工事（現場調査と対策検討）

別紙 10： 耐震重要度分類Sクラスに属する動的機器の機能維持に係る基本方針（制御棒挿入性
に係る評価を含む。）

別添 1： 地震時の制御棒挿入性について

別紙 11： 耐震Sクラスの施設を有する建物の設置状況

別紙 12： 「常陽」新規制基準適合に係る耐震評価の設計成立性

別添 1： 原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析

別添 2： 主冷却機建物の地震応答解析

別添 3： 地震観測シミュレーションによる原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析モデルの妥当性確認

別添 4： 地震観測シミュレーションによる主冷却機建物の地震応答解析モデルの妥当性確認

別添 5： 機器・配管系の解析に用いる設計用床応答スペクトル（設計成立性確認用）

別添 6： 機器・配管系の耐震評価の設計成立性について

添付 1： 原子炉容器の耐震評価（設計成立性）

添付 2： 炉周囲遮へいコンクリート内の1次主冷却系配管の耐震評価（設計成立性）

参考 1： 1次主冷却系配管の二重管構造について

添付 3： 炉周囲遮へいコンクリート内の1次補助冷却系配管の耐震評価（設計成立性）

添付 4： 炉周囲遮へいコンクリート内の1次ナトリウム充填・ドレン系配管の耐震評価（設計成立性）

添付 5： 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 貯蔵ラックの耐震評価（設計成立性）

添付 6： 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 水冷却池の耐震評価（設計成立性）

添付 7： 炉心バレル構造物、炉心支持構造物の耐震評価（設計成立性）

添付 8： 主中間熱交換器の耐震評価（設計成立性）

添付 9： 1次主循環ポンプの耐震評価（設計成立性）

添付 10： 原子炉格納容器の耐震評価（設計成立性）

添付 11： 炉周囲遮へいコンクリート内の1次オーバフロー系配管の耐震評価（設計成立性）

添付 12： 炉周囲遮へいコンクリート内の1次アルゴンガス系配管の耐震評価（設計成立性）

添付 13： 回転プラグの耐震評価（設計成立性）

添付 14： 安全容器の耐震評価（設計成立性）

別紙 13： 床応答スペクトルの算定における材料物性のばらつきの影響確認

別添 1： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮した地震応答解析条件について

別添 2： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動の影響確認のための地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数について

別添 3： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認（設計成立性確認）に使用する基準地震動について

別添 4： 地盤物性のばらつきに係る影響確認結果について

(添付)

添付 1： 設置許可申請書における記載

添付 2： 設置許可申請書の添付書類における記載（安全設計）

添付 3： 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

添付 4： 設置許可申請書の添付書類における記載（気象等）

添付 5： 設置許可申請書の添付書類における記載（設備）

耐震重要度分類の考え方と

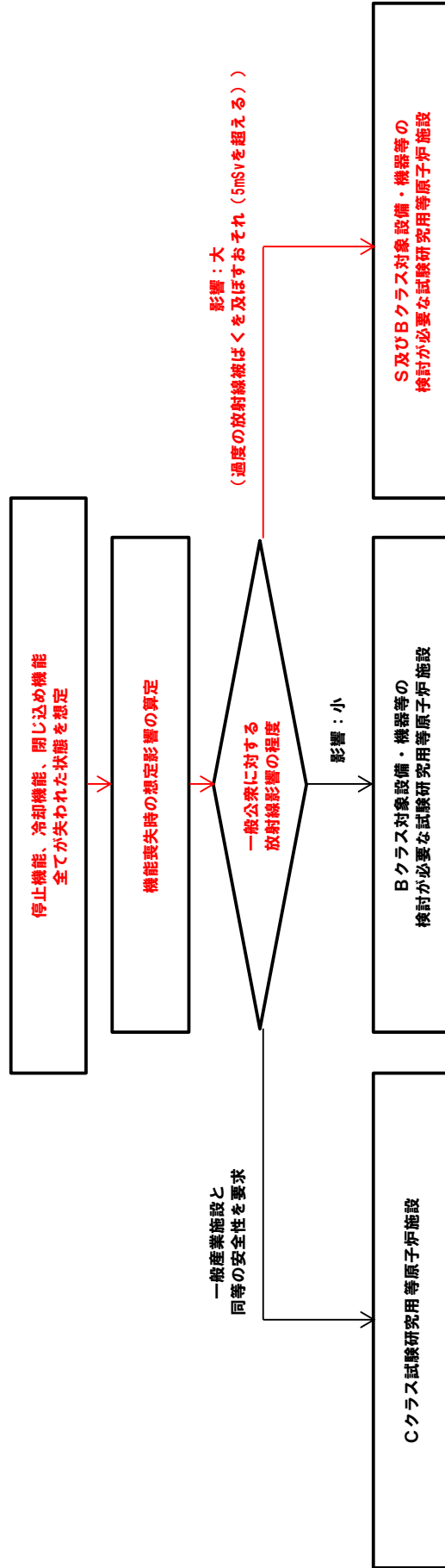
耐震 S クラス施設及び耐震 B クラス施設の構造概要

1. 概要

耐震重要度は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」等を参考として設定した。当該設定のプロセスを以下に示す。

2. 施設全体としての耐震重要度分類

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」に基づく、施設全体としての耐震重要度分類の決定フローを第2.1図に示す。「常陽」は、停止機能、冷却機能、閉じ込め機能が全て失われた状態を想定した場合に、一般公衆に対する放射線影響の程度が大きく、「S及びBクラス対象設備・機器等の検討が必要な試験研究用等原子炉施設」に分類される。



第 2.1 図 施設全体としての耐震重要度分類の決定フロー

3. 耐震Sクラス施設の選定プロセス

耐震Sクラス施設の選定結果を以下に示す。当該選定には、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」に示されたプロセスを適用した。

- (i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系
- (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設
- (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- (v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設
- (vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- (vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設
- (viii) その他

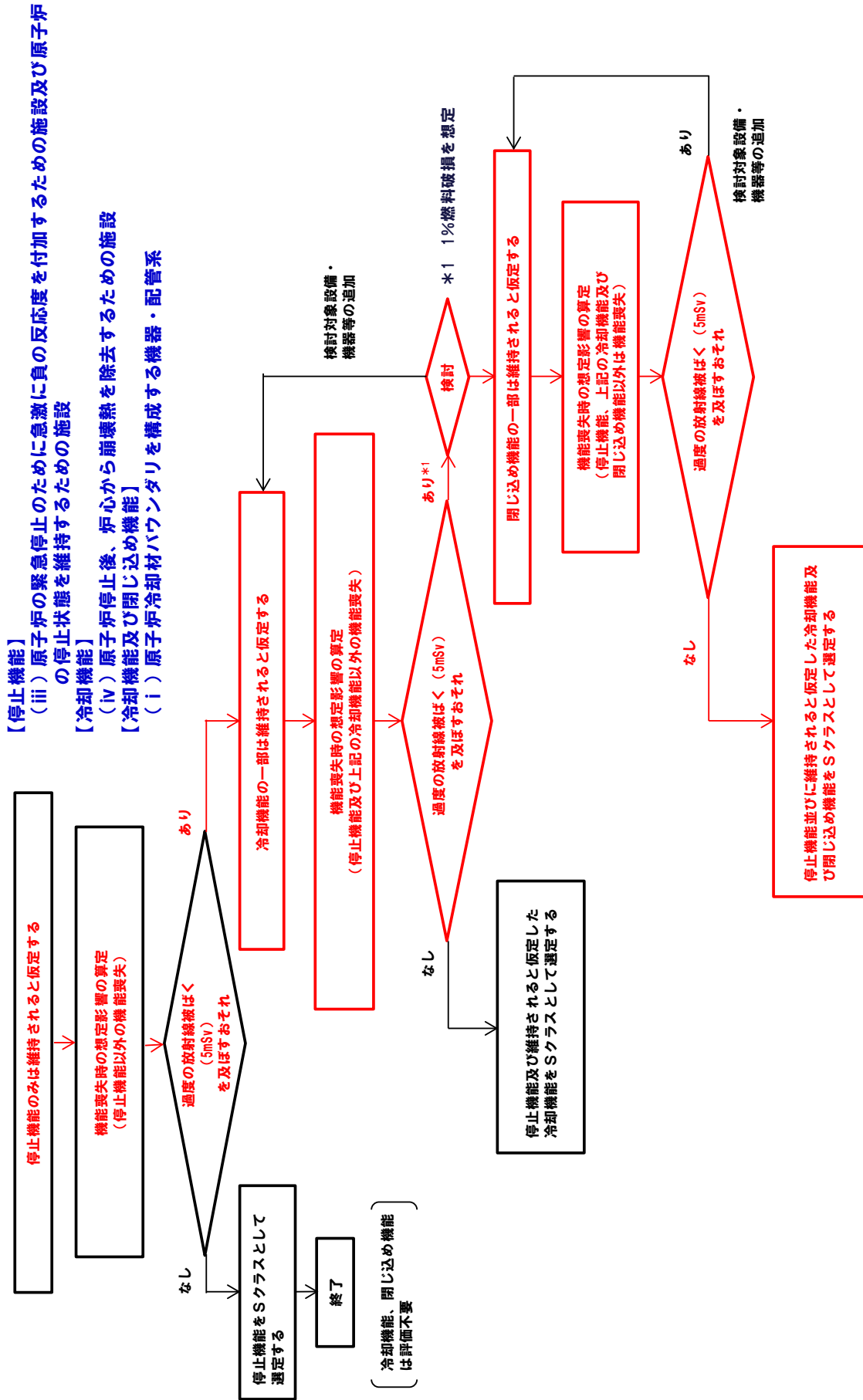
『「停止機能喪失」→「冷却機能喪失」→「閉じ込め機能喪失」』に係る耐震重要度分類の選定プロセスを第3.1図に示す。「停止機能：(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設」は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」に基づき、耐震Sクラスとした。なお、「原子炉保護系(スクラム)」は、関連機能として「(viii) その他」に考慮する。「常陽」にあつては、停止機能以外の機能喪失が生じた場合、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがあるため、冷却機能の一部をSクラスとし、当該機能が維持されとすることが必要がある。ここでは、「冷却機能：(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系及び(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」を耐震Sクラスとすることで、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれの発生を防止することができる(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る評価結果に包絡される)。

『「停止機能喪失」→「閉じ込め機能喪失」→「冷却機能喪失」』に係る耐震重要度分類の選定プロセスを第3.2図に示す。「停止機能：(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設」は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」に基づき、耐震Sクラスとした。なお、「原子炉保護系(スクラム)」は、関連機能として「(viii) その他」に考慮する。「常陽」にあつては、停止機能以外の機能喪失が生じた場合、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがあるため、閉じ込め機能の一部をSクラスとし、当該機能が維持されとすることが必要がある。ここでは、「閉じ込め機能：(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系」を耐震Sクラスとした。また、上記に鑑み、「冷却機能：(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系及び(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」を耐震Sクラスとすることで、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれの発生を防止することができる(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る評価結果に包絡される)。

また、ここでは、原子力発電所耐震設計技術規程等との比較検討も実施することとした。比較検討結果を第 3.3 図に示す。当該検討に基づき、耐震 S クラスとした施設は、(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設、(v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1 次冷却材の漏えいを低減するための施設、(vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設、(vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記 (vi) 以外の施設である。ただし、一部の施設カテゴリにあっては、機能喪失が生じた場合に、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがあるかどうかを鑑み、耐震重要度分類を実施した。

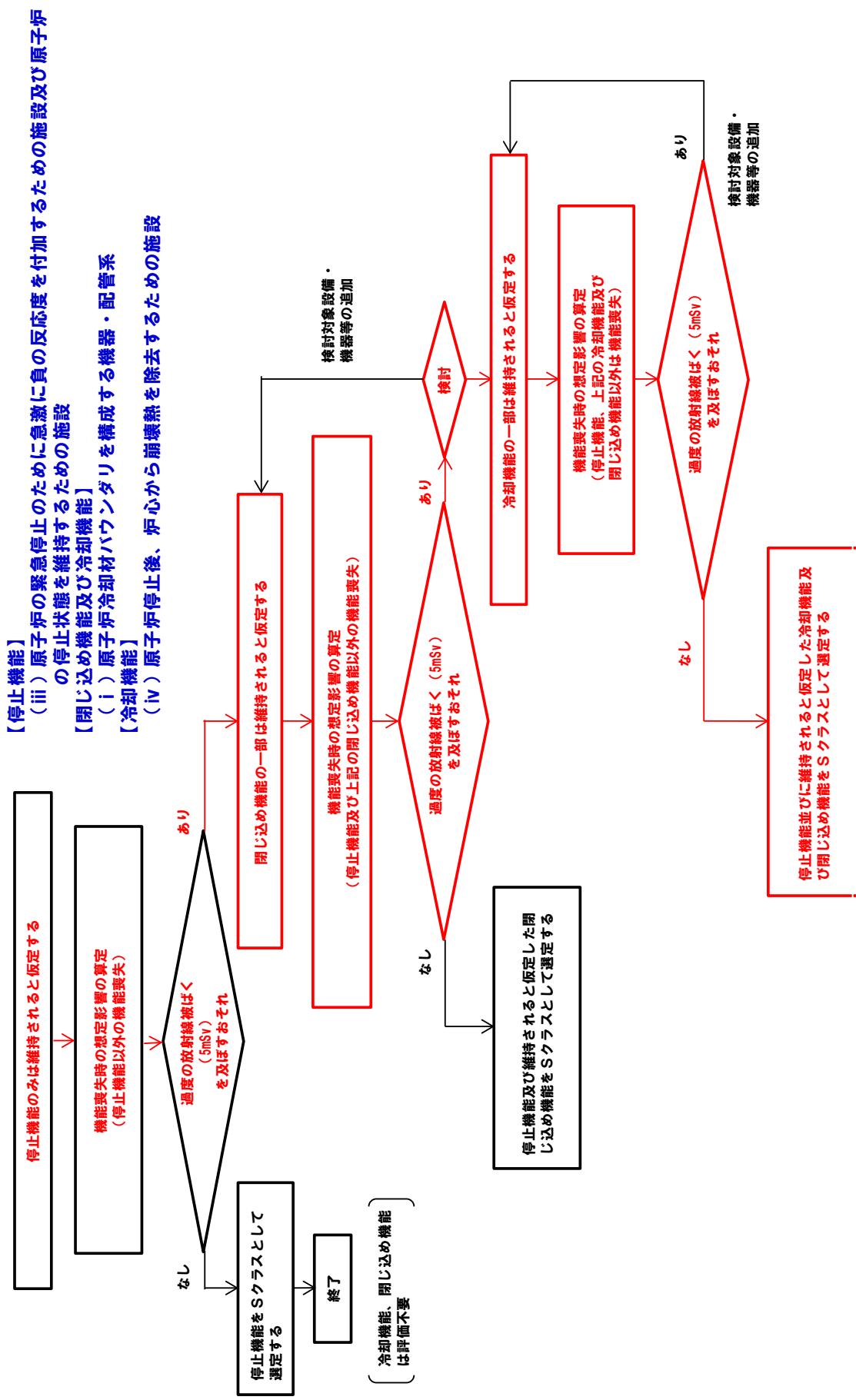
「停止機能→冷却機能→閉じ込め機能」のケース

以下に示す施設をSクラスとすることで、過度の放射線被ばくを排除可能



第3.1図 『「停止機能喪失」→「冷却機能喪失」→「閉じ込め機能喪失」に係る耐震重要度分類の選定プロセス

以下に示す施設をSクラスとすることで、過度の放射線被ばくを排除可能

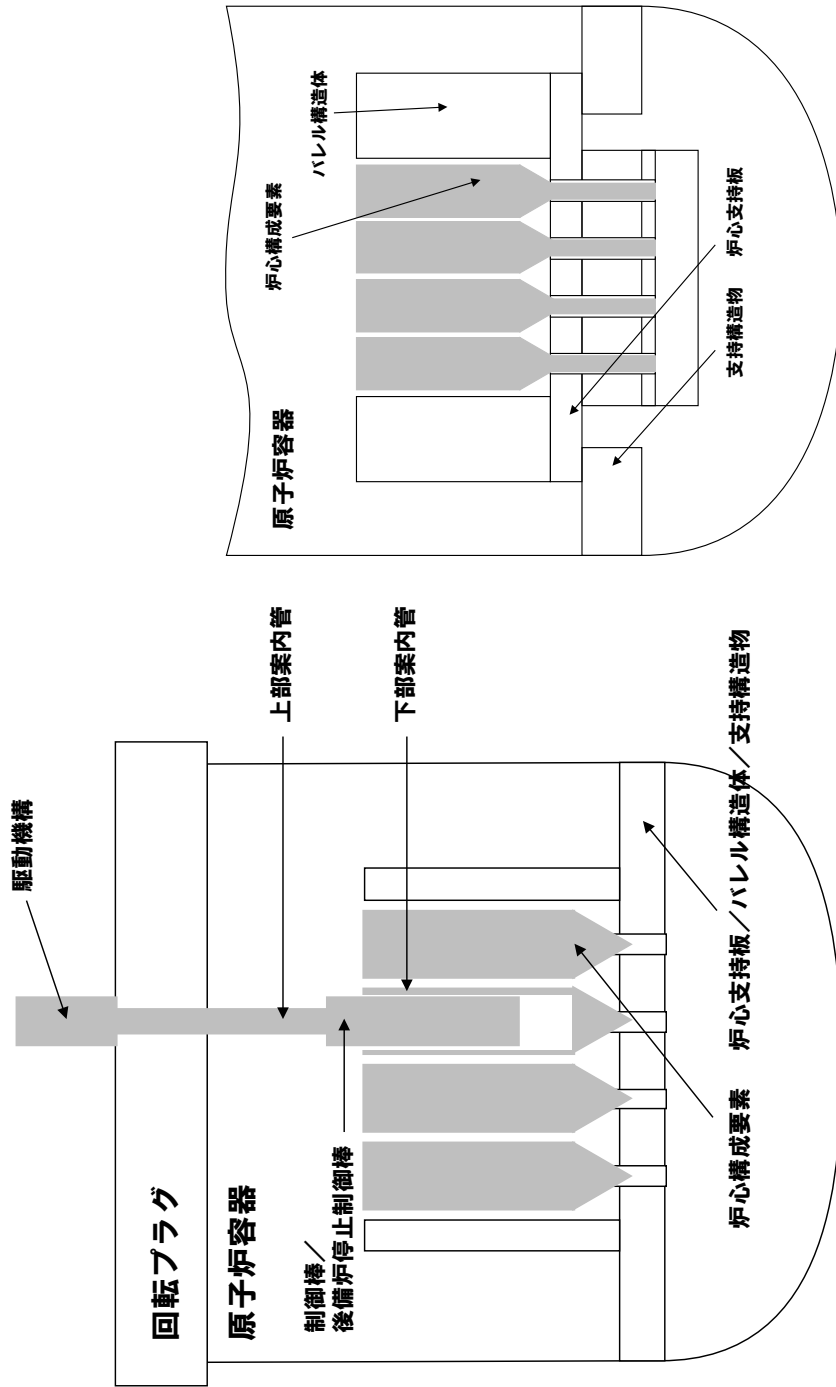


第 3.2 図 『「停止機能喪失」→「閉じ込め機能喪失」→「冷却機能喪失」に係る耐震重要度分類の選定プロセス

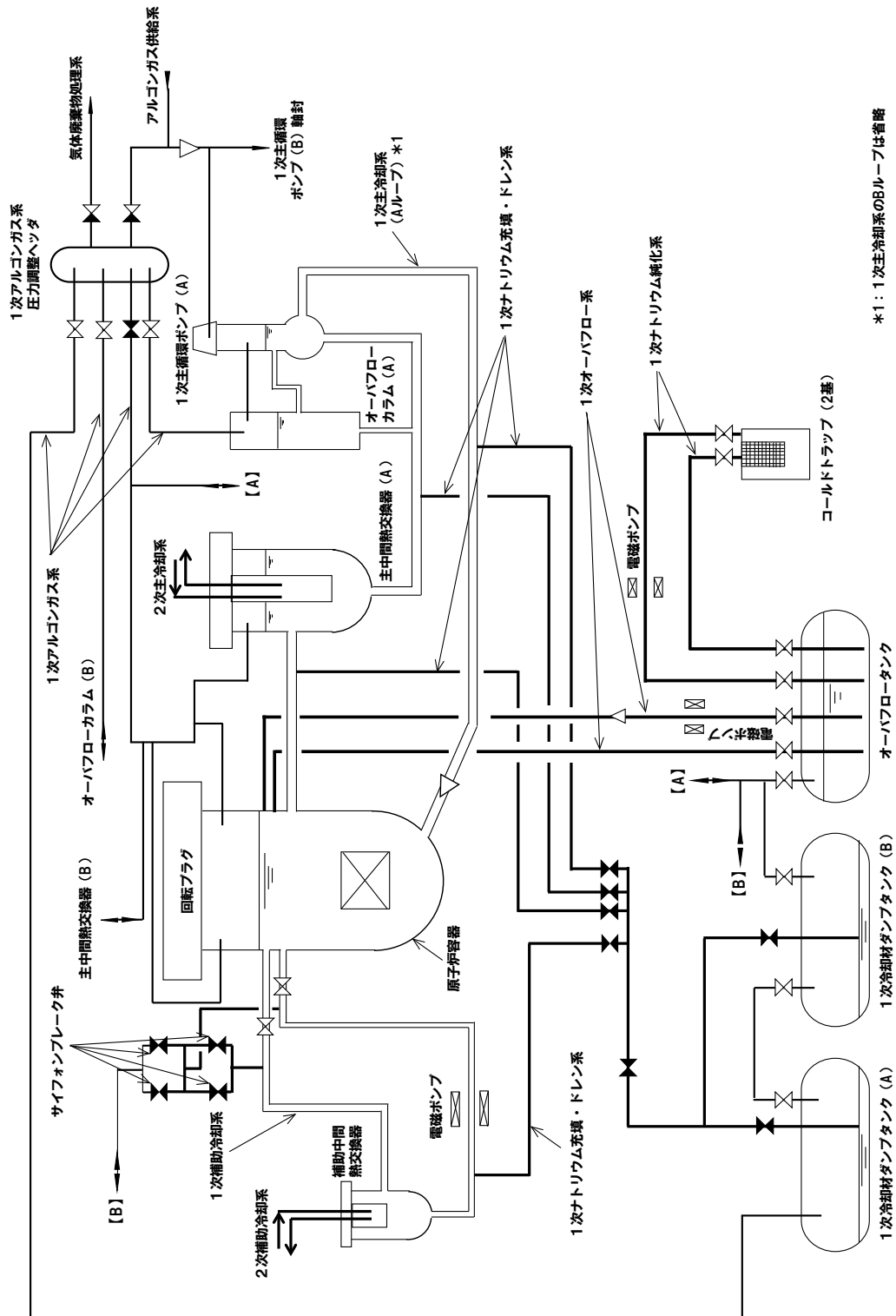
<p>原子力発電所耐震設計技術規程 J EAC4601-2015</p>	<p>原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J EAC4601-補-1984</p>	<p>「常陽」重要度分類</p>
<p>【Sクラス】 (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設 (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 (iv) 原子炉停止後、炉心から前壊熱を除去するための施設 (v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から前壊熱を除去するための施設 (vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放出を直接防ぐための施設 (vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設 (viii) 津波防護機能を有する施設及び浸水防止機能を有する設備 (ix) 軟地における津波監視機能を有する設備</p>	<p>【A・S・Aクラス】 (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器 (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設 (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 (iv) 原子炉停止後、炉心から前壊熱を除去するための施設 (v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から前壊熱を除去するための施設 (vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放出を直接防ぐための施設 (vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設 (viii) その他</p>	<p>【Sクラス】 (i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系 (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設 (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 (iv) 原子炉停止後、炉心から前壊熱を除去するための施設 (v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設 (vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放出を直接防ぐための施設 (vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、上記(vi)以外の施設 (viii) その他</p>
<p>【Bクラス】 (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されている、一次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設 (ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公案に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く） (iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 (iv) 使用済燃料を冷却するための施設 (v) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設</p>	<p>【Bクラス】 (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されている、一次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設 (ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公案に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く） (iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 (iv) 使用済燃料を冷却するための施設 (v) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、耐震A S及びAクラスに属さない施設</p>	<p>【Bクラス】 (i) 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設 (ii) 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設 (iii) 原子炉カプセル等のバウンダリを構成する機器・配管系 (iv) 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって公案に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く） (v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設 (vi) 使用済燃料を冷却するための施設で、Sクラス以外の施設 (vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設 (ix) その他</p>
<p>【Cクラス】 (i) 上記Sクラス、Bクラスに属さない施設</p>	<p>【Cクラス】 (i) 原子炉の反応度を制御するための設備で耐震A S、A及びBクラスに属さない施設 (ii) 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した設備で耐震A S、A及びBクラスに属さない施設 (iii) 放射線安全に関係しない設備等</p>	<p>【Cクラス】 (i) Sクラス及びBクラス以外の施設</p>

第3.3図 原子力発電所耐震設計技術規程等との比較検討

【耐震Sクラス施設及び耐震Bクラス施設の
構造概要（参考図）】

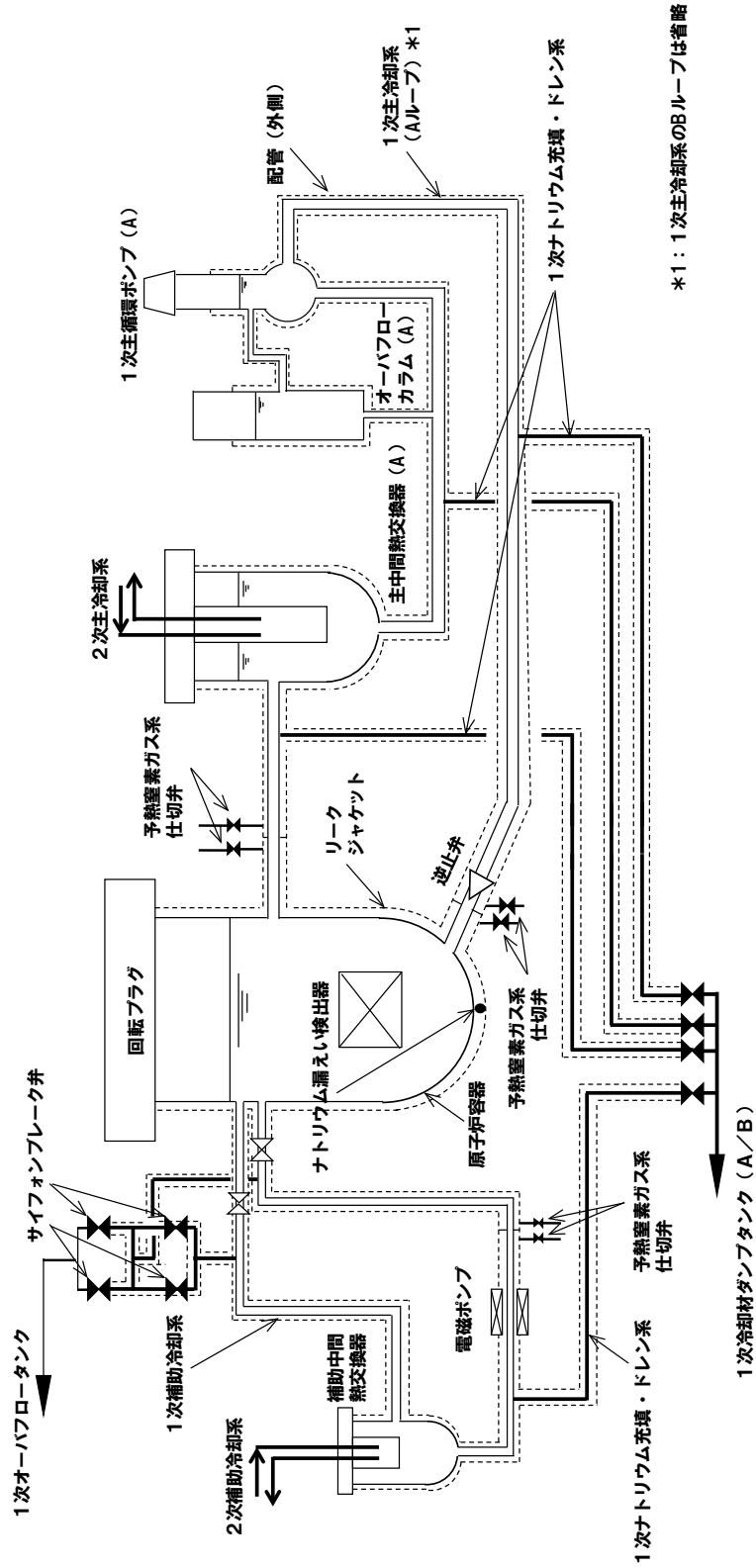


参考図1 原子炉本体の構造概要

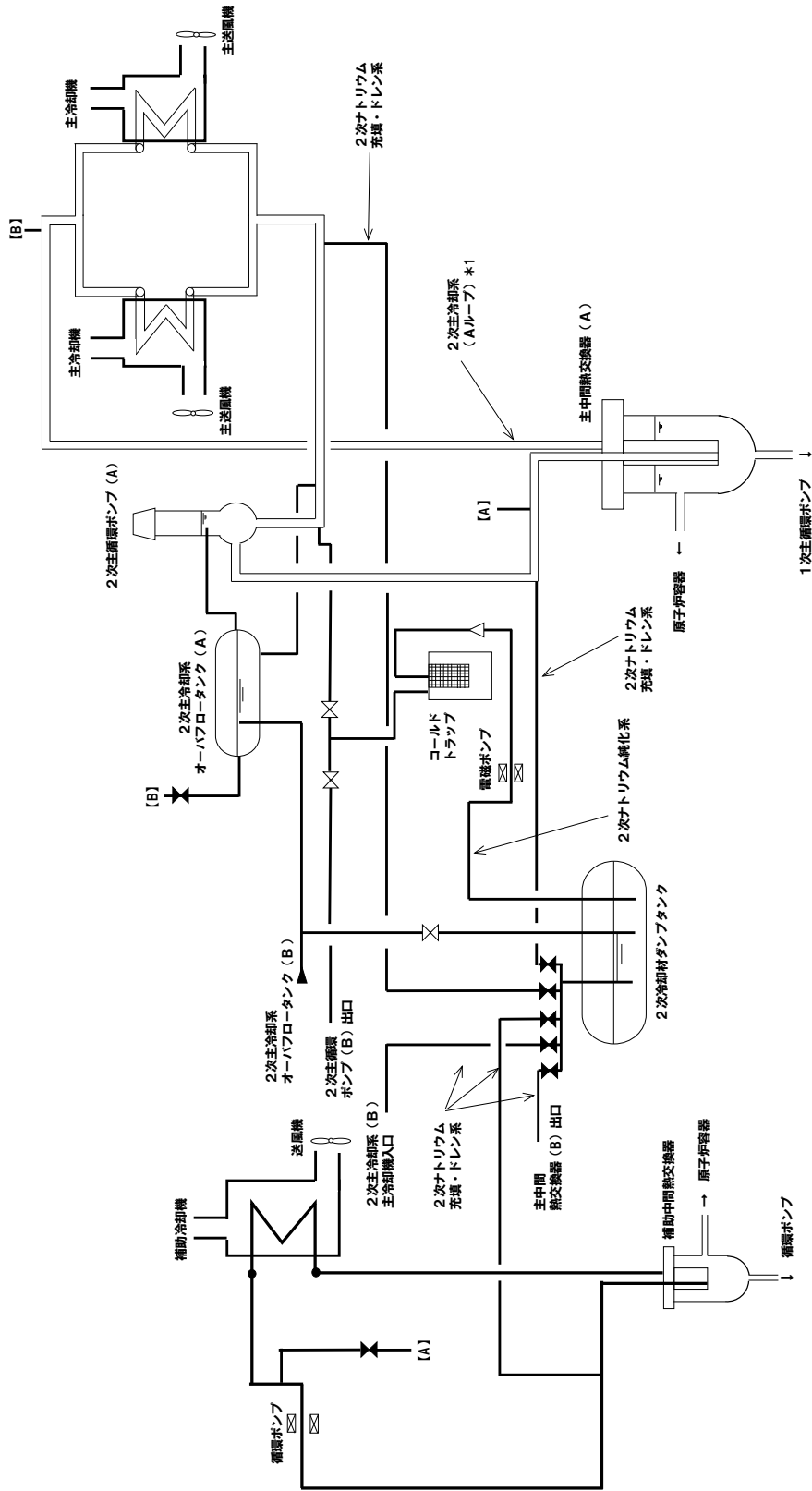


*1: 1次主冷却系のBループは省略

参考図2 原子炉冷却系統施設の構造概要 (1/3)

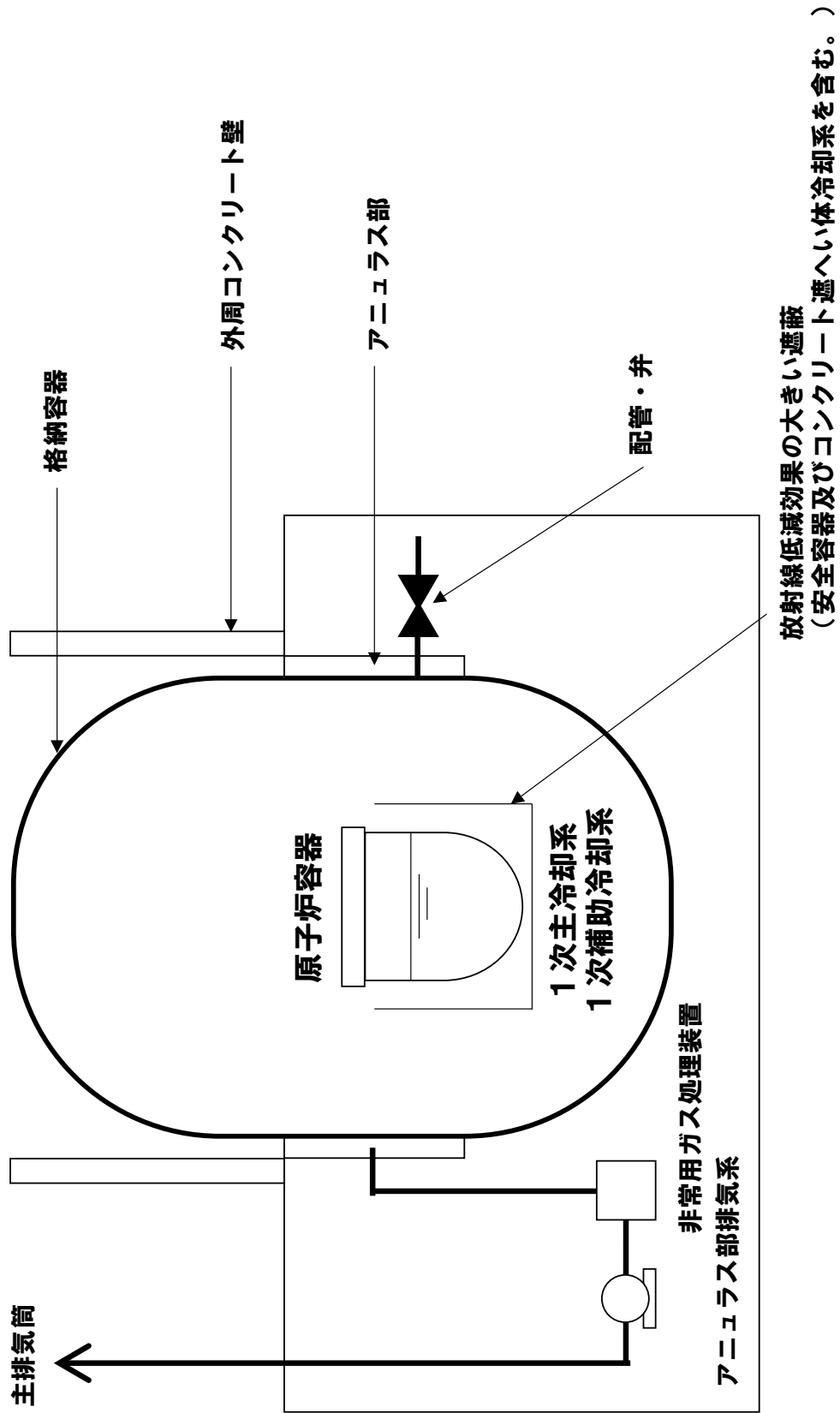


参考図2 原子炉冷却系統施設の構造概要 (2/3)



*1: 2次主冷却系のBループは省略

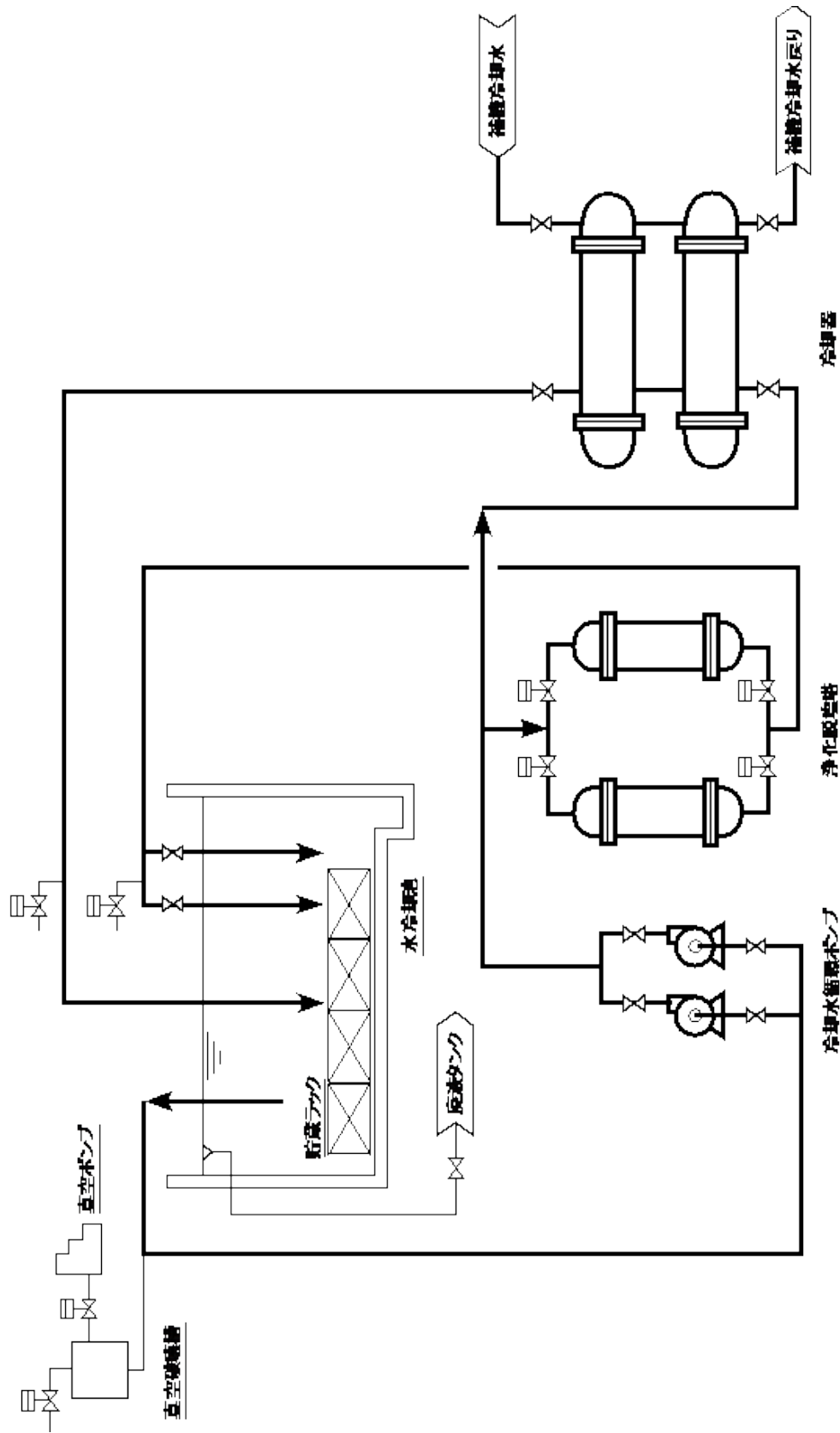
参考図3 原子炉冷却系統施設の構造概要 (3/3)



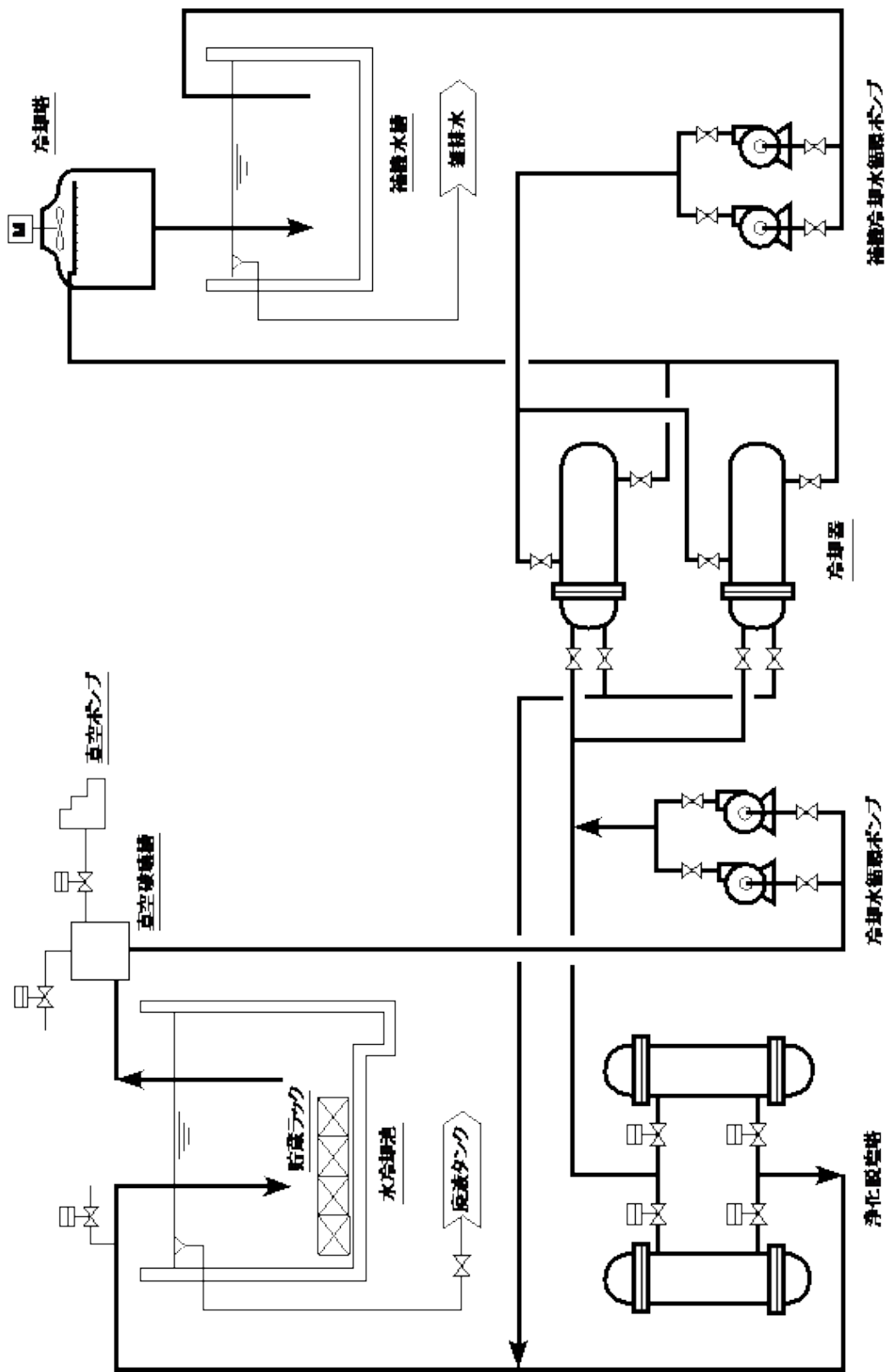
参考図4 原子炉格納施設の構造概要

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

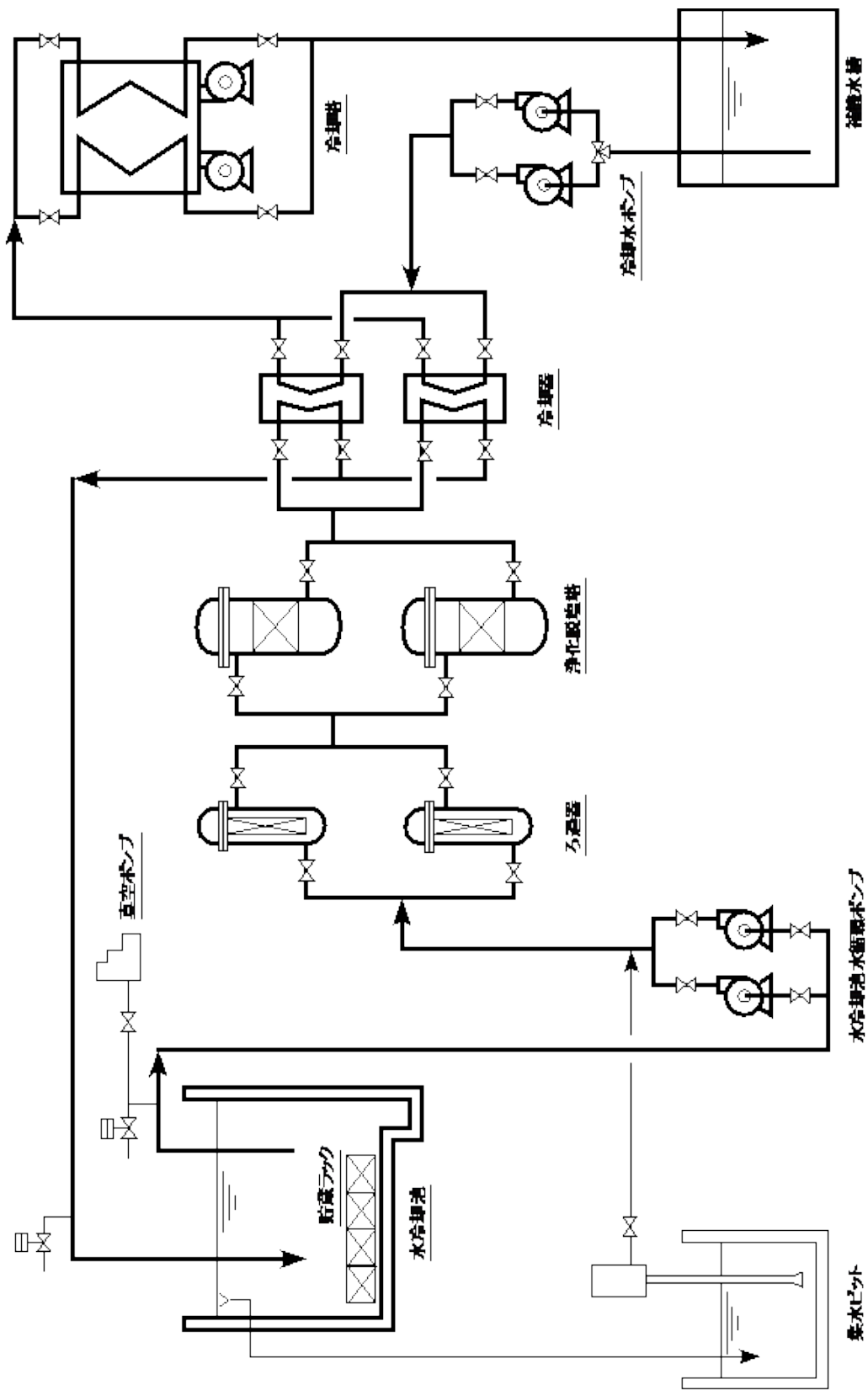
参考図5 核燃料物質取扱設備の構造概要



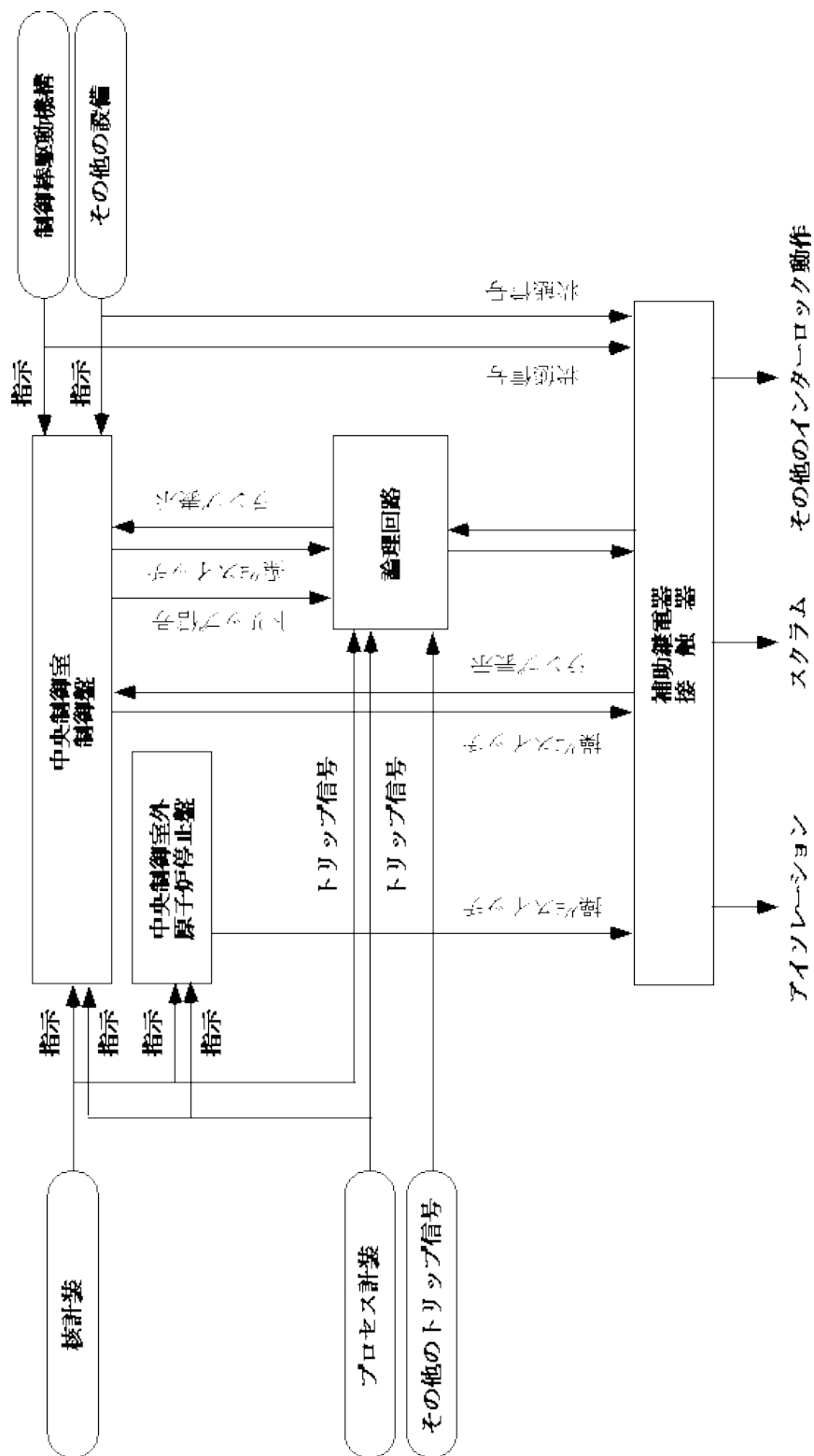
参考図6 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の構造概要



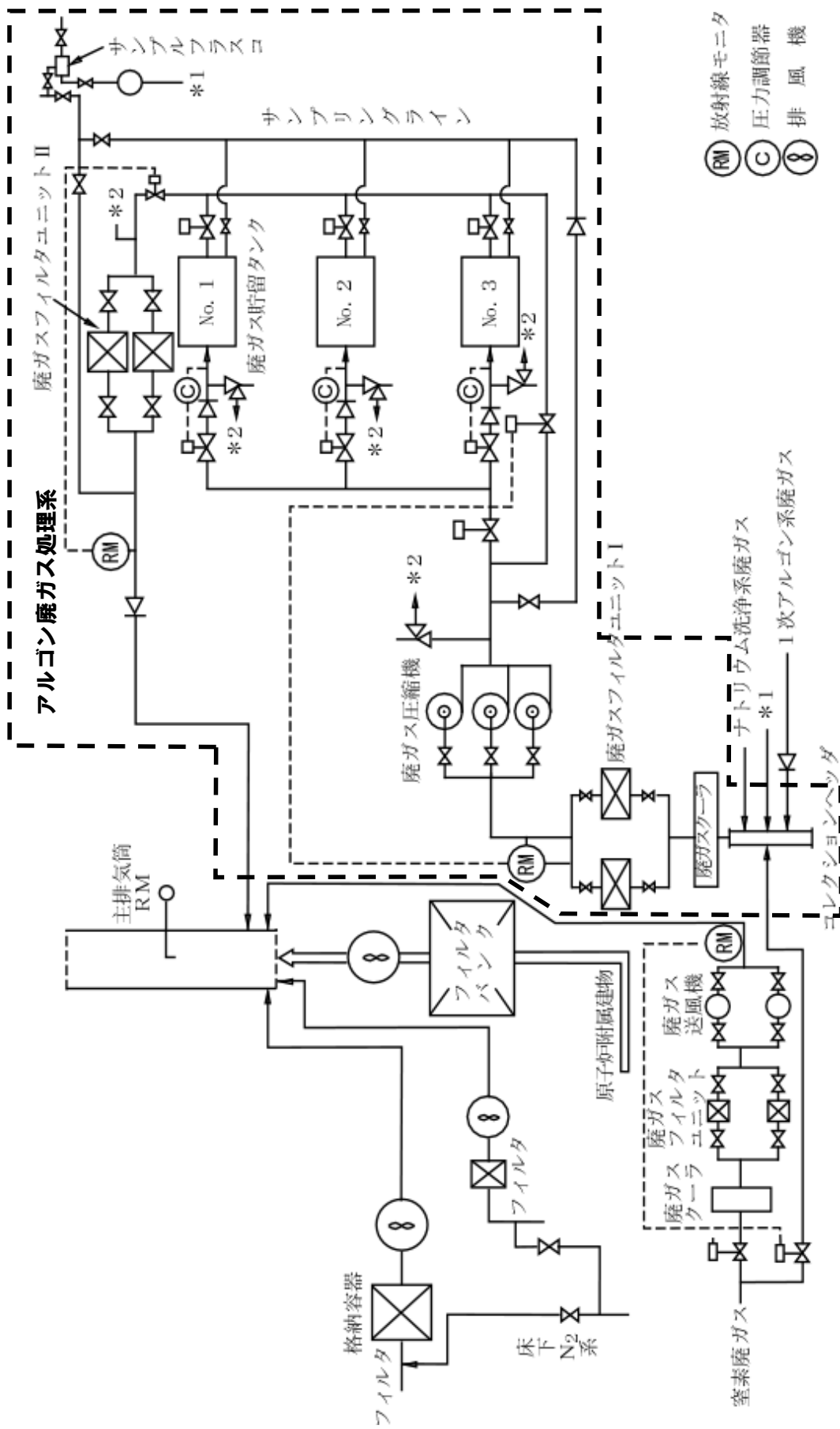
参考図7 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の構造概要



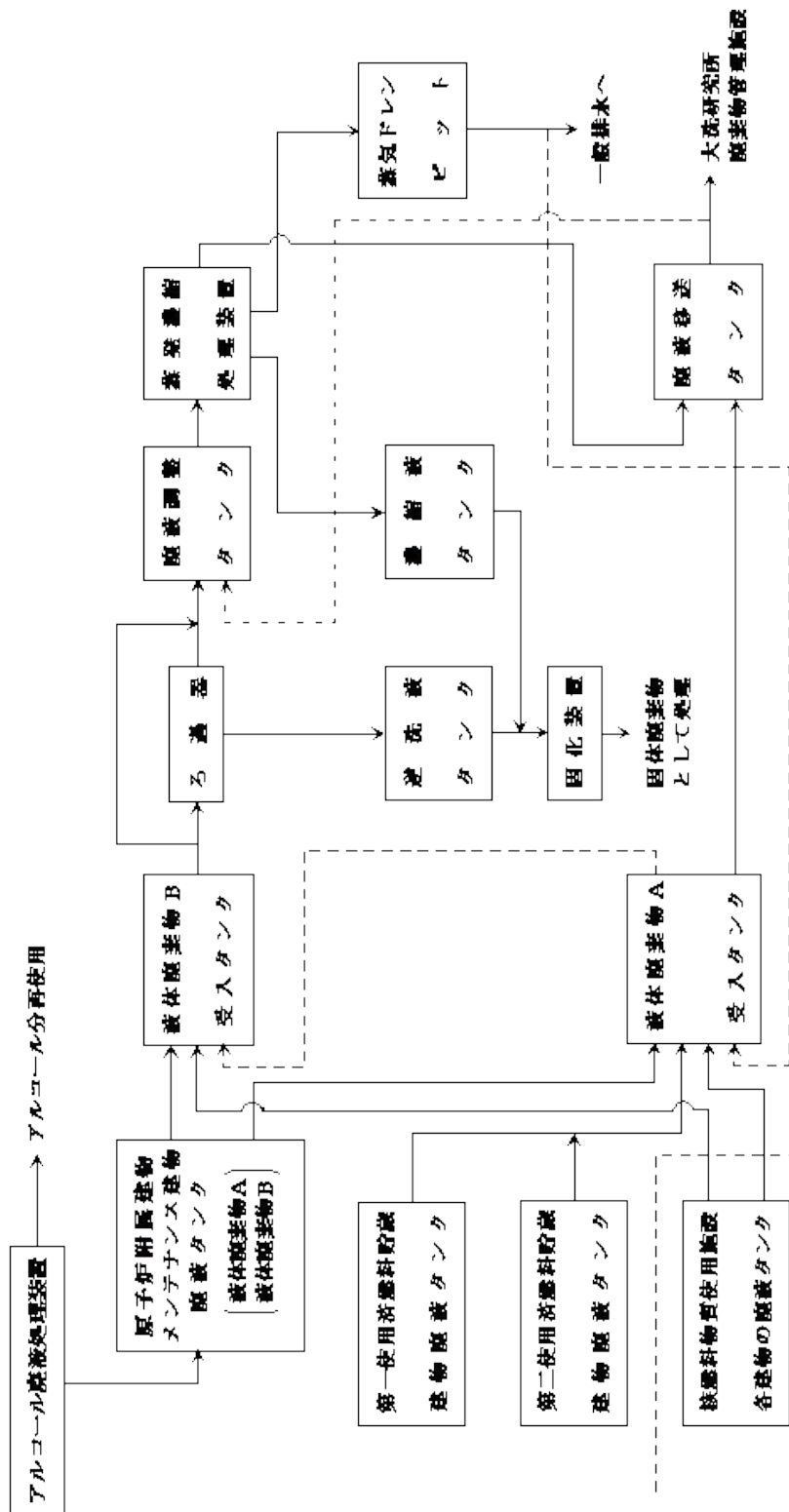
参考図8 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の構造概要



参考図9 安全保護回路の構造概要



参考図10 気体廃棄物処理系の構造概要



参考図11 液体廃棄物処理系の構造概要

既許可の旧分類と新分類との対応

既許可の旧分類と新分類との対応を第 1.1 図に示す。旧分類 A s クラス施設は、新分類 S クラス施設としている。旧分類 A クラス施設は、一部を新分類 S クラス施設、一部を新分類 B クラス施設としている。旧分類 A クラス施設のうち、新分類 B クラス施設には、

- 「(i) 1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、S クラス以外の施設」
- 「(ii) 2 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、S クラス以外の施設」
- 「(iii) 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系 (一部)」
- 「(v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、S クラス以外の施設 (一部)」
- 「(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、S クラス以外の施設」
- 「(viii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、S クラス以外の施設」
- 「(ix) その他 (一部)」

が該当する。これらの施設を新分類 B クラス施設としたプロセス等を以下に示す。

1.1 1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、S クラス以外の施設

「1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、S クラス以外の施設」には、1 次ナトリウム純化系、1 次オーバフロー系、1 次ナトリウム充填・ドレン系のうち、1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる容器・配管・ポンプ・弁 (S クラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。) が該当する。これらは、S クラスに属する弁等により、原子炉冷却材バウンダリから隔離された施設であり、機能喪失を想定しても、原子炉停止後、炉心から崩壊熱が除去され、燃料体の健全性が確保されるため、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないことから、新分類 B クラス施設とした。なお、機能喪失を想定した場合の敷地境界外における実効線量は、設計基準事故である「1 次冷却材漏えい事故」に包絡される (5mSv を下回る。)

ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない (ナトリウムを漏えいしない) ように整備する (新分類 S クラス相当)。

1.2 2 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、S クラス以外の施設

「2 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、S クラス以外の施設」には、2 次ナトリウム純化系、2 次補助冷却系、2 次ナトリウム充填・ドレン系のうち、2 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる容器・配管・ポンプ・弁 (S クラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。) が該当する。これらは、S クラスに属する弁等により、冷却材バウンダリから隔離された施設であり、機能喪失を想定しても、原子炉停止後、炉心から崩壊熱が除去され、燃料体の健全性が確保されるため、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないことから、新分類 B

クラス施設とした。また、放射性物質を有しない施設であり、機能喪失を想定しても、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない（ナトリウムを漏えいしない）ように整備する（新分類Sクラス相当）。

1.3 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系（一部）

「原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系」には、1次アルゴンガス系のうち、原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）、及び回転プラグ（ただし、計装等の小口径のものを除く。）が該当する。原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁は既許可よりBクラス施設であり、これらの取扱いに変更はなく、回転プラグが、旧分類Aクラス施設のうち、新分類Bクラス施設としたものに該当する。回転プラグは、原子炉カバーガス等のバウンダリの一部であり、機能喪失を想定しても、原子炉停止後、炉心から崩壊熱が除去され、燃料体の健全性が確保される。また、敷地境界外における実効線量は、設計基準事故である「1次アルゴンガス漏えい事故」に包絡される（5mSvを下回る。）。

ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない（1次アルゴンガスを漏えいしない）ように整備する（新分類Sクラス相当）。

1.4 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設（一部）

「放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設」には、核燃料物質取扱設備（Sクラスに属するものを除く。）及び放射線低減効果の大きい遮蔽（安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。）が該当する。核燃料物質取扱設備及び放射線低減効果の大きい遮蔽は、既許可よりBクラス施設であり、これらの取扱いに変更はない。一方、安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系については、仮想事故時において、冷却材保持機能及び崩壊熱除去機能に期待しており、既許可では旧分類Aクラス施設としてきたが、ここでは、当該機能喪失を想定しても、原子炉停止後、炉心から崩壊熱が除去され、燃料体の健全性が確保されるため、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはないことから、Bクラスに属する「放射線低減効果の大きい遮蔽」を支持等するための施設として、当該施設と同等とした。

ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する（新分類Sクラス相当）。

1.5 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設

「使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設」には、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック及び水冷却池が該当する。

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で1年以上冷却貯蔵された

ものとしている。また、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にあつては 600 体、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にあつては 350 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する（合計：950 体）。燃料集合体の燃焼度が一様に最大燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガス及びよう素の 100%に相当する量（950 体の同時破損を想定）が、瞬時に水中に放出され、さらに、水中に存在する希ガス及びよう素の 100%が建物内に瞬時に放出され、その全量が直接大気中に放出されるものとした場合の敷地境界外における実効線量は、以下に示すように 5mSv を下回る。なお、燃料集合体は、最大燃焼度に達した後、13 日間の燃料交換、60 日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵、5 日間の燃料取扱作業及び 365 日の原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における冷却を考慮している。その他の条件は、設計基準事故の「燃料取替取扱事故」と同じである。

【大気中に放出される核分裂生成物】

- ・ よう素（I-131 換算） : 約 6.5×10^2 Bq
- ・ 希ガス（ γ 線 0.5MeV 換算） : 約 3.6×10^{13} Bq

【敷地境界外における実効線量】

- ・ よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 1.8×10^{-8} mSv
- ・ 希ガスの γ 線による外部被ばく : 約 2.5×10^{-1} mSv
- ・ 合計 : 約 2.5×10^{-1} mSv

1.6 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設

「放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設」には、外周コンクリート壁、アニュラス部排気系（アニュラス部常用排気フィルタを除く。）、非常用ガス処理装置、主排気筒が該当する。

設計基準事故である「1次冷却材漏えい事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「気体廃棄物処理設備破損事故」では、すべての燃料集合体の燃焼度が一様に最大燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されるものとした評価を実施している。「1次冷却材漏えい事故」及び「1次アルゴンガス漏えい事故」において、格納容器内に放出された希ガス及びよう素は、①アニュラス部→アニュラス部排気系・非常用ガス処理装置→主排気筒から放出（主排気筒放出）、②格納容器ドーム部から直接放出（地上放出）の経路で大気中に放出される。「気体廃棄物処理設備破損事故」においては、①空調換気設備→主排気筒から放出（主排気筒放出）、②直接放出（地上放出）の経路で大気中に放出される。非常用換気設備のフィルタにおけるよう素の除去効率を無視するとともに、希ガス及びよう素は主排気筒を経由せず、直接大気放出（地上放出）されるものとした場合の敷地境界外における実効線量は、以下に示すように 5mSv を下回る。なお、その他の条件は、設計基準事故の「1次冷却材漏えい事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「気体廃棄物処理設備破損事故」と同じである。設計基準事故の評価条件との比較を第 4.1 表に示す。

ただし、基本的に、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する（新分類 S クラス相当）。ここで、アニュラス部排風機は、基準地震動による地震力により、ベルトが外れ、動的機能維持が難しいため、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整

備するものの対象外とするが、当該施設の補修（ベルトの再装着）の措置を講じることで、機能を復旧できるものとする。

1 次冷却材漏えい事故

【大気中に放出される核分裂生成物】

- ・ よう素（I-131 換算） : 約 1.4×10^{11} Bq
- ・ 希ガス（ γ 線 0.5MeV 換算） : 約 5.0×10^{11} Bq

【敷地境界外における実効線量】

- ・ よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.0mSv
- ・ 希ガスの γ 線による外部被ばく : 約 2.6×10^{-3} mSv
- ・ 合計 : 約 2.0mSv

1 次アルゴンガス漏えい事故

【大気中に放出される核分裂生成物】

- ・ よう素（I-131 換算） : 約 9.0×10^8 Bq
- ・ 希ガス（ γ 線 0.5MeV 換算） : 約 1.8×10^{13} Bq

【敷地境界外における実効線量】

- ・ よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 1.4×10^{-2} mSv
- ・ 希ガスの γ 線による外部被ばく : 約 9.4×10^{-2} mSv
- ・ 合計 : 約 1.1×10^{-1} mSv

気体廃棄物処理設備破損事故

【大気中に放出される核分裂生成物】

- ・ よう素（I-131 換算） : 約 1.6×10^9 Bq
- ・ 希ガス（ γ 線 0.5MeV 換算） : 約 1.6×10^{13} Bq

【敷地境界外における実効線量】

- ・ よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 4.3×10^{-2} mSv
- ・ 希ガスの γ 線による外部被ばく : 約 1.1×10^{-1} mSv
- ・ 合計 : 約 1.5×10^{-1} mSv

1.7 その他（一部）

「その他」には、中央制御室（Sクラスに属するものを除く。）、非常用ディーゼル電源系（Sクラスに属するものを除く。）、交流無停電電源系（Sクラスに属するものを除く。）、直流無停電電源系（Sクラスに属するものを除く。）、電気計装設備（事故時監視計器の一部）、補機冷却設備（上記（i）～（vii）に関連するもの）、空調換気設備（上記（i）～（vii）に関連するもの）が該当する。これらは、上記の分類変更に対応し、該当する部分の分類を変更したものである。

第 1.1 表 設計基準事故の評価条件との比較

事故	冷却材中→ 格納容器内 雰囲気への移行	格納容器内 プレート外等 による減衰	冷却材中→ カバークラス中 への移行	格納容器内 雰囲気→ 大気中への移行	ダンプタンク等 における減衰	建物内雰囲気→ 大気中への移行
設計基準事故	1 次冷却材 漏えい事故	希ガス：無視 よう素： 無機：半減期 1h 有機：無視	希ガス：100% よう素：10%	主排気筒 又は直接*1		
	1 次 アルゴンガス 漏えい事故	希ガス：無視 よう素：無視	希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %	主排気筒 又は直接*1		
	気体廃棄物 処理設備 破損事故		希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %		希ガス：考慮 よう素：考慮	主排気筒：90% 直接：10%
耐震重要度分類 評価用 (放射性物質の 放出を伴うよう な事故の際にそ の外部放散を抑 制するための施 設で、Sクラス以 外の施設)	1 次冷却材 漏えい事故	希ガス：無視 よう素： 無機：半減期 1h 有機：無視		直接：100%*2		
	1 次 アルゴンガス 漏えい事故	希ガス：無視 よう素：無視	希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %	直接：100%*2		
	気体廃棄物 処理設備 破損事故		希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %		希ガス：考慮 よう素：考慮	直接：100%

*1： 主排気筒は非常用換気設備を経由（非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率：90%）。それぞれの経路から大気中に放出されるよう素（I-131 換算）、希ガス（ γ 線 0.5MeV 換算）の量を以下に示す。

「1 次冷却材漏えい事故」；主排気筒放出：よう素 1.4×10^{10} Bq、希ガス 4.9×10^{11} Bq、直接放出：よう素 2.5×10^8 Bq、希ガス 8.9×10^8 Bq
「1 次アルゴンガス漏えい事故」；主排気筒放出：よう素 9.0×10^{10} Bq、希ガス 1.8×10^{13} Bq、直接放出：よう素 1.7×10^6 Bq、希ガス 3.3×10^{10} Bq

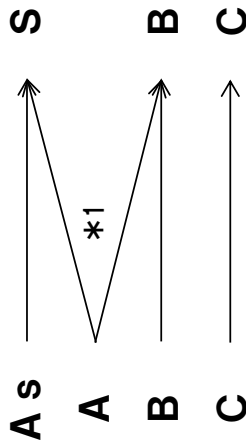
*2： ①アニュラス部→原子炉附属建物から直接放出（地上放出）、②格納容器ドーム部から直接放出（地上放出）の経路がある。なお、経路①において、非常用換気設備を経由しないものとし、非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率を無視する。それぞれの経路から大気中に放出されるよう素（I-131 換算）、希ガス（ γ 線 0.5MeV 換算）の量を以下に示す。設計基準事故と比較したとき、放出量としては、経路①のよう素の量が異なるのみであるが、経路①の相対線量及び相対濃度についても経路②と同様に地上放出のものを使用しているため、放出量の違い以上に実効線量が大きくなる。

「1 次冷却材漏えい事故」；経路①：よう素 1.4×10^{11} Bq、希ガス 4.9×10^{11} Bq、経路②：よう素 2.5×10^8 Bq、希ガス 8.9×10^8 Bq
「1 次アルゴンガス漏えい事故」；経路①：よう素 9.0×10^{10} Bq、希ガス 1.8×10^{13} Bq、経路②：よう素 1.7×10^6 Bq、希ガス 3.3×10^{10} Bq

注： 下線は設計基準事故の評価条件と異なる箇所を示す。

旧分類

新分類



*1: 機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある(5mSv超)設備・機器等を有する施設を「S」、過度の放射線被ばくを与えるおそれのない(5mSv以下)設備・機器等を有する施設を「B」に分類。

クラス別施設	「旧分類Aクラス→新分類Bクラス」に該当する主な施設	備考
(i) 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設	1次ナトリウム純化系、1次オーバーフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系(Sクラスに属する弁等により、原子炉冷却材ハウンドリから隔離された施設)	※ ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備
(ii) 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設	2次ナトリウム純化系、2次補助冷却系、2次ナトリウム充填・ドレン系(Sクラスに属する弁等により、冷却材ハウンドリから隔離された施設)	※ ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備
(iii) 原子炉カバーガス等のハウンドリを構成する機器・配管系 ※ 一部が該当	回転プラグ (原子炉カバーガス等のハウンドリの一部)	※ ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備
(v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設で、Sクラス以外の施設 ※ 一部が該当	安全容器及びコングリート遮へい体冷却系 (Bクラスに属する「放射線低減効果の大きい遮蔽」を支持等するための施設)	※ ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備
(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設	第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の水冷却池及び貯蔵ラック	
(viii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設で、Sクラス以外の施設	主排気筒及び非常用ガス処理装置	※ ただし、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備
(ix) その他 ※ 一部が該当	(上記の分類変更に対応し、該当する部分の分類を変更)	

第 1.1 図 既許可の旧分類と新分類との対応

【旧分類Aクラス施設のうち、
新分類Bクラス施設としたものの安全機能の重要度分類】

「旧分類Aクラス→新分類Bクラス」 に該当する主な施設	該当する安全機能の重要度分類	備考
1次ナトリウム純化系 1次オーバフロー系 1次ナトリウム充填・ドレン系 (Sクラスに属する弁等により、原子炉冷却材バウンダリから隔離された施設)	PS-3: 1次冷却材を内蔵する機能 (PS-1以外のもの) ※ 1次ナトリウム純化系、1次オーバフロー系、及び1次ナトリウム充填・ドレン系の一部は、PS-2の「原子炉カバーガス等のバウンダリ機能」にも属する。	
2次ナトリウム純化系 2次補助冷却系 2次ナトリウム充填・ドレン系 (Sクラスに属する弁等により、冷却材バウンダリから隔離された施設)	該当なし	※ 2次補助冷却系については、BDBA資機材として、Sクラス相当
回転プラグ (原子炉カバーガス等のバウンダリの一部)	PS-2: 原子炉カバーガス等のバウンダリ機能	※ 回転プラグについては、BDBA資機材として、Sクラス相当
安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系 (Bクラスに属する「放射線低減効果の大きい遮蔽」を支持等するための施設)	MS-2: 放射線の遮蔽及び放出低減機能	※ 安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系については、BDBA資機材として、Sクラス相当
第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物の水冷却池及び貯蔵ラック	PS-2: 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	
主排気筒及び非常用ガス処理装置	MS-2: 放射線の遮蔽及び放出低減機能	

設計用減衰定数と床応答スペクトルの設定

【建物・構築物の設計用減衰定数】

建物・構築物の地震応答解析に用いる設計用減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987、(社)日本電気協会」に記載されている減衰定数を用いる。第 1 表に建物・構築物の設計用減衰定数を示す。

第 1 表 建物・構築物の設計用減衰定数

構造形式	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
鉄筋コンクリート構造物	5.0	
鉄骨	2.0	
鋼製格納容器	1.0	

【機器・配管系の設計用減衰定数】

機器・配管系の地震応答解析に用いる設計用減衰定数は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版、(社)日本電気協会」、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 及び 2015、(社)日本電気協会」に記載されている減衰定数を設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認されている値を用いる。第 2 表及び第 3 表に機器・配管系の主な設計用減衰定数を示す。

第 2 表 機器の設計用減衰定数

設備	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	
ボルト及びリベット構造物	2.0	
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	
電気盤	4.0	1.0
使用済燃料貯蔵ラック	1.0	
クレーン、燃料移送機	2.0	
燃料交換機	1.0	

第 3 表 配管系の設計用減衰定数

配管区分		減衰定数 (%)	
		保温材有	保温材無
I	スナバ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、その支持具（スナバ又は架構レストレイント）数が 4 個以上のもの。	3.0	2.0
II	スナバ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、その支持具（アンカ及び U ボルトを除く）数が 4 個以上で、配管区分 I に属さないもの。	2.0	1.0
III	配管区分 I 及び II に属さないもの。	1.5	0.5

【設計用床応答スペクトルの作成】

床応答スペクトルは、建物の地震応答解析から得られた各質点の床応答時刻歴波形を入力として、1質点系モデルの最大応答値をプロットして求めた床応答スペクトルを必要な減衰定数の値に対して作成する。

床応答スペクトルは、建物等の卓越周期におけるスペクトル特性を適切に設定できるように、固有周期の計算間隔を第4表のとおりとして算定する。

設計用床応答スペクトルは、作成した床応答スペクトルに変動を与える地盤物性、建物剛性、地盤ばね定数の算出式及び減衰定数、地震動の位相特性等の因子の変動をカバーできることが確認されている周期軸方向に±10%拡幅したものとする。

第4表 周期の計算間隔

固有周期 (s)	計算間隔 (ΔT : s)
0.02~0.1	0.002
0.1~0.2	0.005
0.2~0.5	0.01
0.5~1.0	0.02
1.0~5.0	0.1
5.0~10.0	0.2

「常陽」耐震設計における既設工認からの変更点

建物・構築物及び機器・配管系の評価に関して、評価手法、解析条件などが、既設工認と異なる予定であるものを表 1～表 15 に示す。なお、解析モデルについては、今後、多少の変更が生じる場合がある。

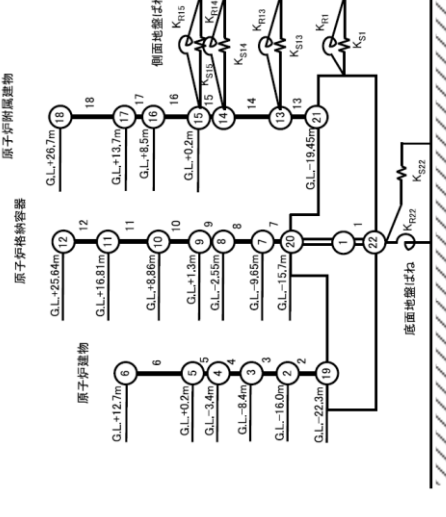
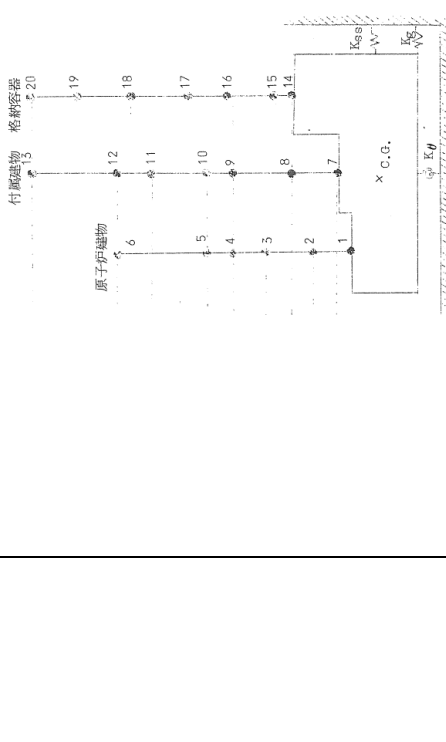
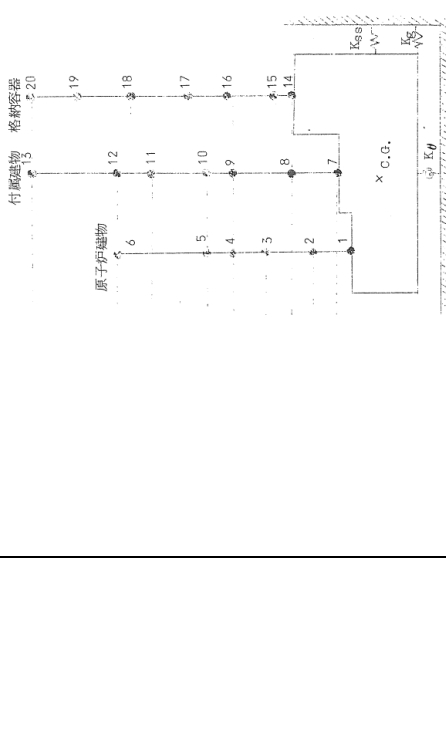
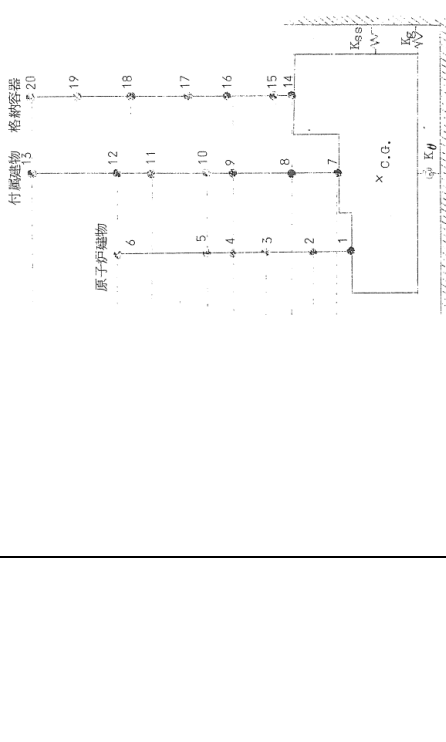
- 表 1 原子炉建物及び原子炉附属建物（原子炉格納容器を含む）
- 表 2 主冷却機建物
- 表 3 原子炉容器
- 表 4 1次主循環ポンプ
- 表 5 1次冷却系配管
- 表 6 2次主循環ポンプ
- 表 7 2次冷却系配管
- 表 8 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備使用済燃料貯蔵ラック
- 表 9 燃料出入機
- 表 10 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン
- 表 11 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機
- 表 12 原子炉建物旋回式天井クレーン
- 表 13 燃料交換機
- 表 14 燃料取扱用キャスクカー
- 表 15 配管系の地震応答解析への重心位置スペクトル法の適用

表 1 建物・構築物の設工認からの変更点（原子炉建物及び原子炉附属建物（原子炉格納容器を含む）の地震応答解析）

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
入力地震動の算定	水平	地盤振動調査結果に基づき、以下を基礎底面の入力地震動を設定している。 EL Centro NS 1940 (短周期成分の代表) Akita Record EW 1964 (長周期成分の代表)	基準地震動 S_s ($S_s-D, S_s-1 \sim S_s-6$ (2E)) を解放基盤表面に入力し、解放基盤表面から地表面までの地震応答解析を1次元等価線形解析により行い、基礎底面の入力地震動を算定している。	規則に基づき基準地震動を変更
	鉛直	なし		
地震応答解析（水平）	解析モデル	多質点系3軸モデル	多質点系3軸モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表1参照)
	材料特性	コンクリート基準強度： 225kg/cm ² ヤング率： 2.11×10 ⁶ t/m ² (コンクリート) 2.11×10 ⁷ t/m ² (鋼構造) ポアソン比： 0.17 (コンクリート) 0.3 (鋼構造)	コンクリート基準強度： 22.1N/mm ² ヤング率： 2.21×10 ⁷ kN/m ² (コンクリート) 2.05×10 ⁸ kN/m ² (鋼構造) ポアソン比： 0.2 (コンクリート) 0.3 (鋼構造)	現在の規格・規準等*に基づき設定 *：側面回転ばねについては、水平ばねと同様に JEAC4601-2008、2015 に記載されている NOVAK の方法を適用
	減衰定数	コンクリート：5.0% 鋼構造：1.0%	コンクリート：5.0% 鋼構造：1.0%	
	底面ばね	水平及び回転ばねを考慮 (建物の支持砂層の弾性波速度、弾性係数に基づき算定)	水平及び回転ばねを考慮 (田治見の振動アトミタンス理論により算定)	
	側面ばね	側面水平ばねを考慮 (建物の支持砂層の弾性波速度、弾性係数に基づき算定)	側面水平及び回転ばねを考慮 (建物地下部分の3面以上が周辺地盤と接しているため、埋込み効果が期待できる NOVAK の方法により算定)	

項目	内容	既設工認	今回工認	変更理由
地震応答解析（鉛直）	解析モデル	なし	多質点系3軸モデル	現在の規格・規準に基づき設定
	材料特性		コンクリート基準強度： 22.1N/mm^2 ヤング率： $2.21 \times 10^7 \text{kN/m}^2$ （コンクリート） $2.05 \times 10^8 \text{kN/m}^2$ （鋼構造） ポアソン比： 0.2（コンクリート） 0.3（鋼構造）	
	減衰定数		コンクリート：5.0% 鋼構造：1.0%	
	底面ばね		鉛直ばねを考慮 （田治見の振動アドミッタンス理論により算定）	
	側面ばね		なし	

補足表 1 建物・構築物の設工認からの変更点 (原子炉建物及び原子炉附属建物 (原子炉格納容器を含む) の地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>	<p>EW 方向 (NS 方向と回転慣性、せん断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p> 	<p>EW 方向 (NS 方向と回転慣性、せん断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p> 
	<p>NS 方向 (EW 方向と回転慣性、せん断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p> 	<p>NS 方向 (EW 方向と回転慣性、せん断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p> 

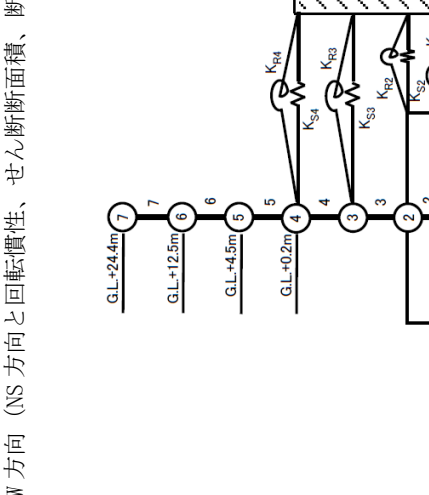
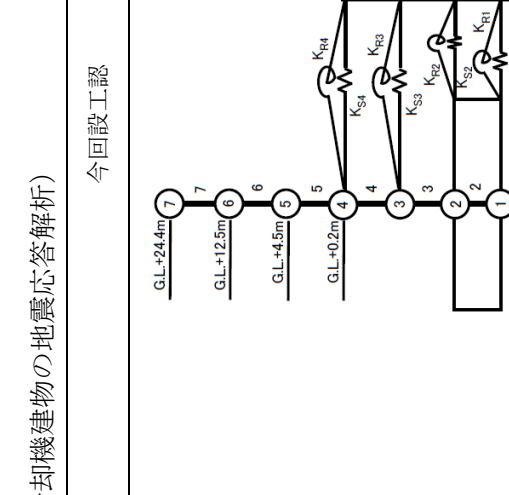
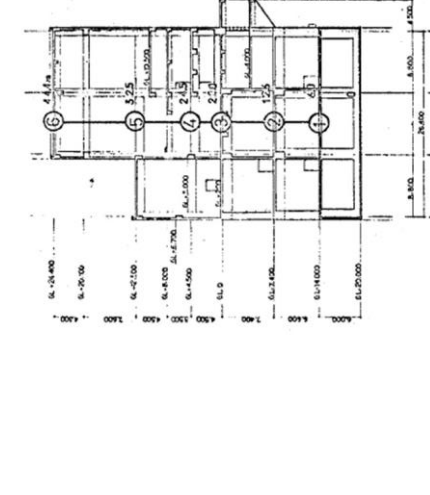
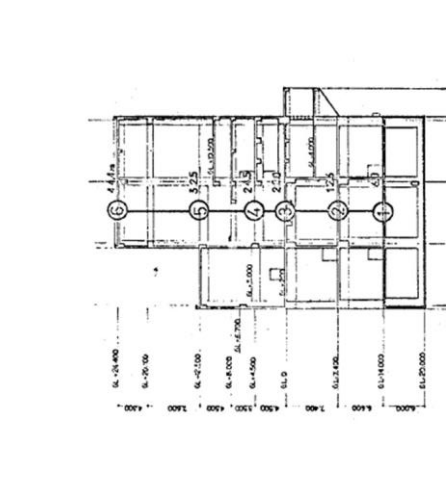
<p>項目</p>	<p>既設工認</p>	<p>今回設工認</p>
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 2 建物・構築物の設工認からの変更点 (主冷却機建物の地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由	
入力地震動の算定	水平	地盤振動調査結果に基づき、以下を基礎底面の入力地震動を設定している。 EL Centro NS 1940 (短周期成分の代表) Akita Record EW 1964 (長周期成分の代表)	基準地震動 Ss (Ss-D, Ss-1~Ss-6 (2E)) を解放基盤表面に入力し、解放基盤表面から地表面までの地震応答解析を 1 次元等価線形解析により行い、基礎底面の入力地震動を算定している。	規則に基づき基準地震動を変更。	
	鉛直	なし			
地震応答解析 (水平)	解析モデル	多質点系 1 軸モデル	多質点系 1 軸モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 2 参照)	
	材料特性	コンクリート基準強度： 210kg/cm ² ヤング率： 2.11×10 ⁶ t/m ² (コンクリート) ポアソン比： 0.17 (コンクリート)	コンクリート基準強度： 20.6N/mm ² ヤング率： 2.21×10 ⁷ kN/m ² (コンクリート) ポアソン比 0.2 (コンクリート)	現在の規格・規準等*に基づき設定 *：側面回転ばねについては、水平ばねと同様に JEAC4601-2008、2015 に記載されている NOVAK の方法を適用	
	減衰定数	コンクリート：5.0%	コンクリート：5.0%		
	底面ばね	水平及び回転ばねを考慮 (建物の支持砂層の弾性波速度、弾性係数に基づき算定)	水平及び回転ばねを考慮 (田治見の振動アトミタンス理論により算定)		
	側面ばね	側面水平ばねを考慮 (建物の支持砂層の弾性波速度、弾性係数に基づき算定)	側面水平及び回転ばねを考慮 (建物地下部分の 3 面以上が周辺地盤と接しているため、埋込み効果が期待できる NOVAK の方法により算定)		

項目	内容	既設工認	今回工認	変更理由
地震応答解析（鉛直）	解析モデル	なし	質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定
	材料特性		コンクリート基準強度： 20.6N/mm^2 ヤング率： $2.21 \times 10^7 \text{kN/m}^2$ （コンクリート） ポアソン比： 0.2（コンクリート）	
	減衰定数		コンクリート：5.0%	
	底面ばね		鉛直ばねを考慮 （田治見の振動アドミッタンス理論により算定）	
	側面ばね		なし	

補足表 2 建物・構築物の設工認からの変更点 (主冷却機建物の地震応答解析)

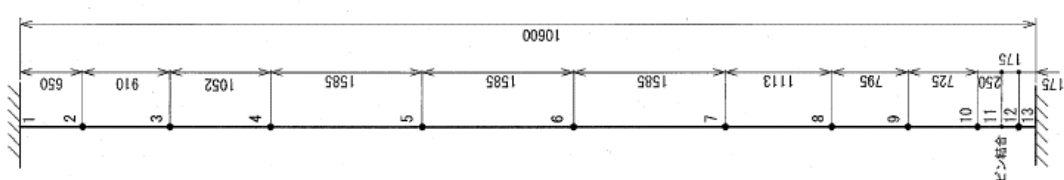
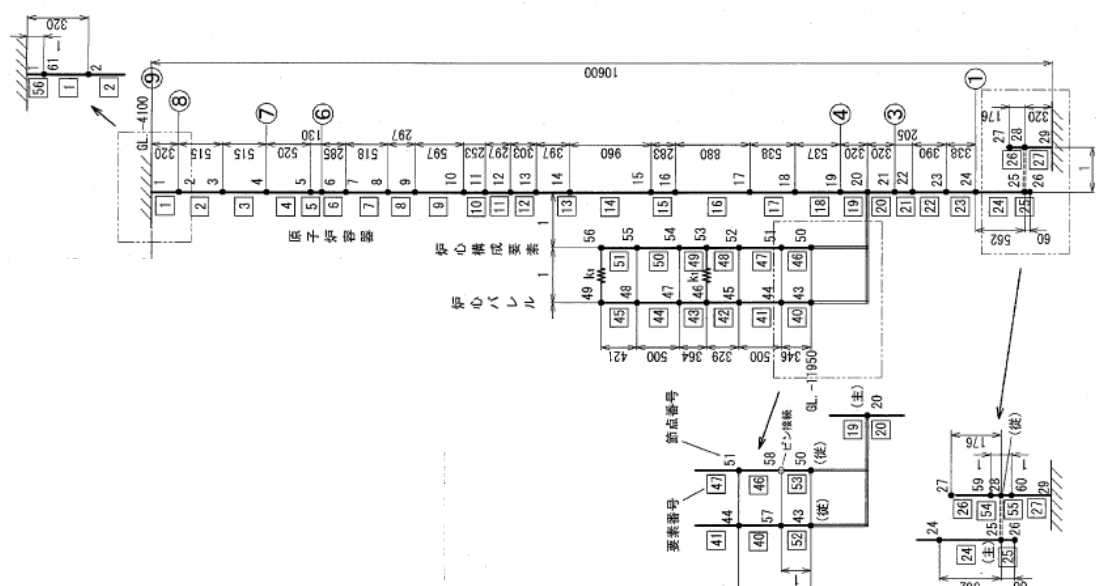
項目	既設工認	今回設工認
解析モデル (水平)	 <p>EW 方向 (NS 方向と回転慣性、せん断断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p>	 <p>EW 方向 (NS 方向と回転慣性、せん断断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p>
解析モデル (水平)	 <p>NS 方向 (EW 方向と回転慣性、せん断断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p>	 <p>NS 方向 (EW 方向と回転慣性、せん断断面積、断面 2 次モーメントが異なる)</p>

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	<p>The diagram illustrates a vertical pile foundation system. The pile is represented by a vertical line with nodes numbered 1 through 7. Node 1 is at the top of the pile, and Node 2 is at the base of the pile. The pile is supported by a fixed base with stiffness K_y. The ground surface is at G.L. ±0.0m. The pile top is at G.L. +24.4m (Node 7). The pile base is at G.L. +0.2m (Node 4). Other nodes are at G.L. +12.5m (Node 6), G.L. +4.5m (Node 5), G.L. -7.4m (Node 3), and G.L. -14.0m (Node 2). The building base is at G.L. -20.0m.</p>

表 3 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉容器の地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析 (水平)	解析モデル	多質点系 1 軸モデル (原子炉容器のみ梁要素でモデル化し、炉心バレル、炉心構成要素は質量のみ考慮して原子炉容器に付加)	多質点系 3 軸モデル (原子炉容器、炉心バレル、炉心構成要素を梁要素でモデル化)	炉心構成要素用入力算定のため 3 軸モデルに変更 (補足表 3 参照)
	材料特性	ヤング率： $1.62 \times 10^{11} \text{kg/mm}^2$ (SUS304) ポアソン比 0.3	ヤング率： $1.59 \times 10^{11} \text{N/mm}^2$ (SUS304) ポアソン比 0.302	現在の規格・規準に基づき設定
	減衰定数	1.0%	1.0%	
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル	なし	多質点系 3 軸モデル (原子炉容器、炉心バレル、炉心構成要素を梁要素でモデル化)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 3 参照)
	材料特性	なし	ヤング率： $1.59 \times 10^{11} \text{N/mm}^2$ (SUS304) ポアソン比 0.302	現在の規格・規準に基づき設定
	減衰定数	なし	1.0%	現在の規格・規準に基づき設定

補足表 3 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉容器の地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p> 		<p>今回設工認</p>

<p>項目</p>	<p>既設工認</p>	<p>今回設工認</p>
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 4 機器・配管系の設工認からの変更点（1次主循環ポンプの地震応答解析）

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析（水平）	解析モデル	なし （重心に質量が集中するものとした1質点系による公式計算の結果、固有振動数が28.2Hzとなることから、剛構造として取扱っている）	多質点系3軸モデル （ロータ、インナーケーシング、アウトケーシングの3軸でモデル化）	現在の規格・規準に基づき設定 （補足表4参照）
	材料特性		ヤング率： 1.73×10 ⁵ N/mm ² (SUS304) 2.01×10 ⁵ N/mm ² (炭素鋼) ポアソン比 0.3	
	減衰定数		1.0%	
地震応答解析（鉛直）	解析モデル	なし	多質点系3軸モデル （原子炉容器、炉心バレル、炉心構成要素を梁要素でモデル化）	現在の規格・規準に基づき設定 （補足表4参照）
	材料特性		ヤング率： 1.73×10 ⁵ N/mm ² (SUS304) 2.01×10 ⁵ N/mm ² (炭素鋼) ポアソン比 0.3	
	減衰定数		1.0%	

補足表 4 機器・配管系の設工認からの変更点（1次主循環ポンプの地震応答解析）

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>	<p>なし (重心に質量が集まるものとした1質点系による公式計算の結果、固有振動数が28.2Hzとなることから、剛構造として取扱っている)</p>	

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

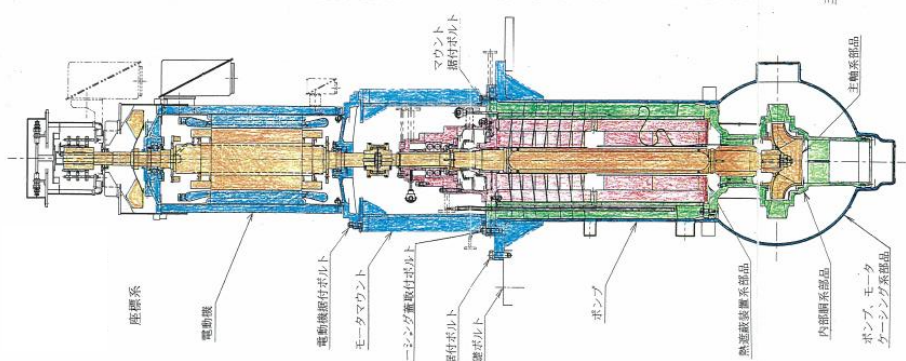
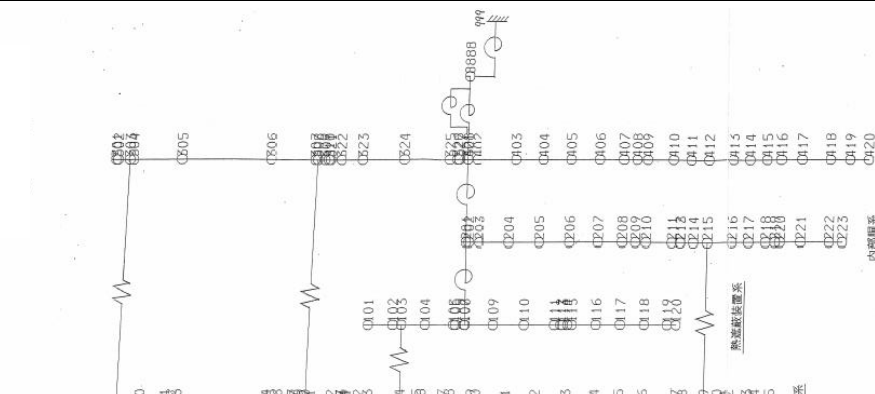
表 5 機器・配管系の設工認からの変更点（1次冷却配管の地震応答解析）

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析（水平）	解析モデル	多質点系モデル	多質点系モデル	現在の規格・規準等*に基づき設定 *：JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	材料特性	ヤング率 系統温度、材質による各種設定 ポアソン比 0.3	ヤング率 系統温度、材質による各種設定 ポアソン比 0.3～0.302 (SUS304) 0.3 (炭素鋼)	
	減衰定数	1.0%	0.5%～3.0%	
地震応答解析（鉛直）	解析モデル	多質点系モデル (静的震度のみ評価)	同上	現在の規格・規準等*に基づき設定 *：JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	材料特性			
	減衰定数			

表 6 機器・配管系の設工認からの変更点（2次主循環ポンプの地震応答解析）

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由	
地震応答解析（水平）	解析モデル	なし (重心に質量が集中するものとした1質点系による公式計算の結果、固有振動数が81.5Hzとなることから、剛構造として取扱っている)	多質点系4軸モデル (ロータ、熱遮蔽、内部胴、ケーシングの4軸でモデル化)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表6参照)	
	材料特性				ヤング率： 1.73×10 ⁵ N/mm ² (SUS304) 1.99×10 ⁵ N/mm ² (炭素鋼) ポアソン比 0.3
	減衰定数				1.0%
地震応答解析（鉛直）	解析モデル	なし	多質点系4軸モデル (ロータ、熱遮蔽、内部胴、ケーシングの4軸でモデル化)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表6参照)	
	材料特性				ヤング率： 1.73×10 ⁵ N/mm ² (SUS304) 1.99×10 ⁵ N/mm ² (炭素鋼) ポアソン比 0.3
	減衰定数				1.0%

補足表 6 機器・配管系の設工認からの変更点（2次主循環ポンプの地震応答解析）

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p> <p>なし</p> <p>(重心に質量が集中するものとしたI質点系による公式計算の結果、固有振動数が81.5Hzとなることから、剛構造として取扱っている)</p>		

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

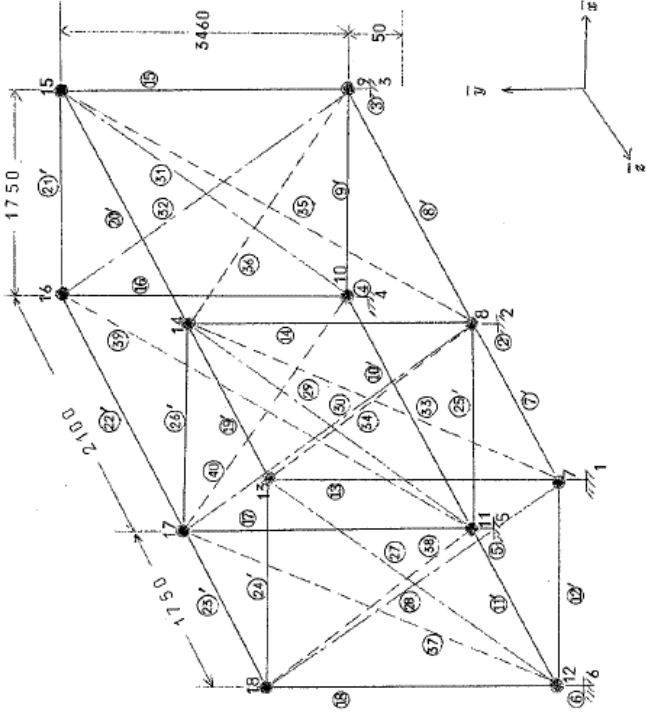
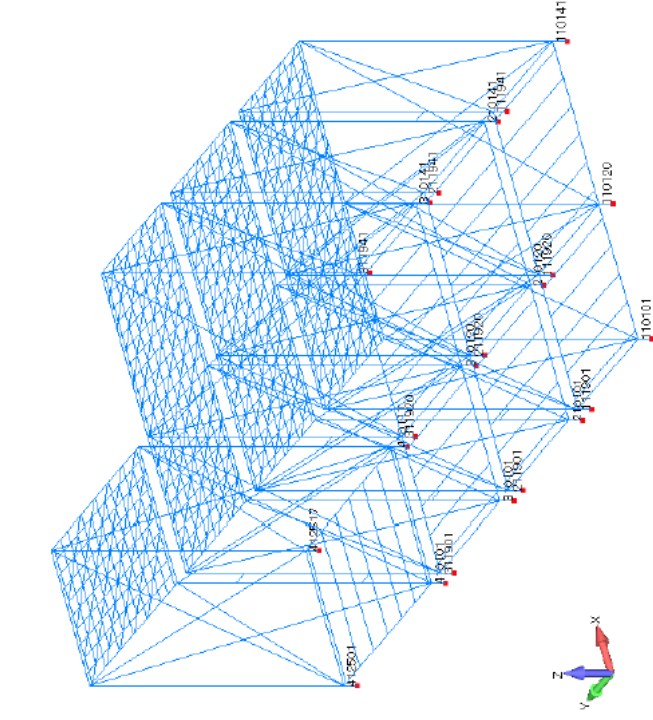
表 7 機器・配管系の設工認からの変更点（2次冷却系配管の地震応答解析）

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析（水平）	解析モデル	多質点系モデル	多質点系モデル	現在の規格・規準等*に基づき設定 *：JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	材料特性	ヤング率 系統温度、材質による各種設定 ポアソン比 0.3	ヤング率 系統温度、材質による各種設定 ポアソン比 0.3	
	減衰定数	1.0%	0.5%～8.0%	
地震応答解析（鉛直）	解析モデル	多質点系モデル (静的震度のみ評価)	同上	現在の規格・規準等*に基づき設定 *：JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	材料特性			
	減衰定数			

表 8 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉附属建物使用済燃料貯蔵ラックの地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析 (水平)	解析モデル	多質点系モデル (ラック 1〜ラック 4 のうち、安全側となる一つをモデル化)	多質点系モデル (ラック 1〜ラック 4 のすべてをモデル化)	ラック間も接続されているため、すべてをモデル化 (補足表 8 参照)
	材料特性	ヤング率 $2.03 \times 10^4 \text{kg/mm}^2$ ポアソン比 0.3	ヤング率 $1.92 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	現在の規格・規準に基づき設定
	減衰定数	1.0%	1.0%	
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル	なし	多質点系モデル (ラック 1〜ラック 4 のすべてをモデル化)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 8 参照)
	材料特性		ヤング率 $1.92 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	現在の規格・規準に基づき設定
	減衰定数		1.0%	現在の規格・規準に基づき設定

補足表 8 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉附属建物使用済燃料貯蔵ラックの地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>		
	<p>ラックの大きさが異なるラック 1〜ラック 3 とラック 4 のうち、解析代表ラックとしてラック 1〜ラック 3 のうちのひとつをモデル化。</p>	<p>ラック 1〜ラック 4 のすべてをモデル化</p>

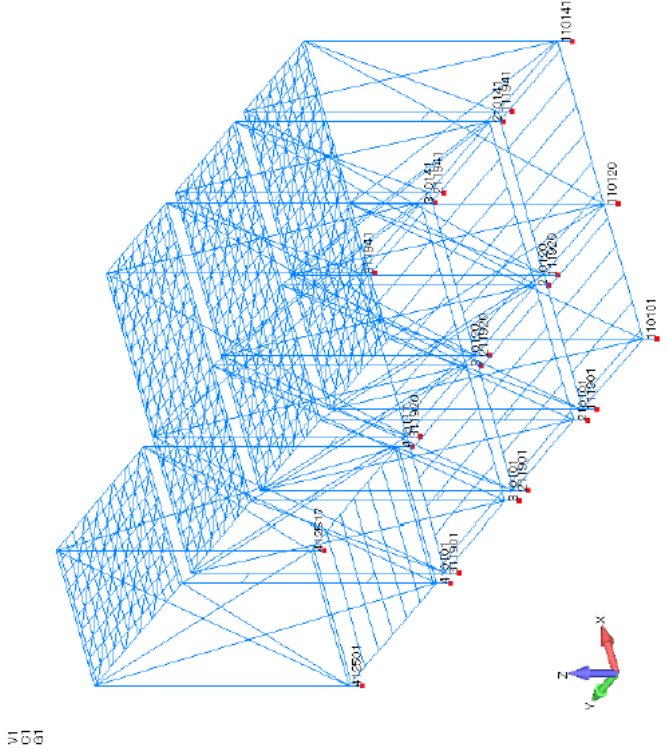
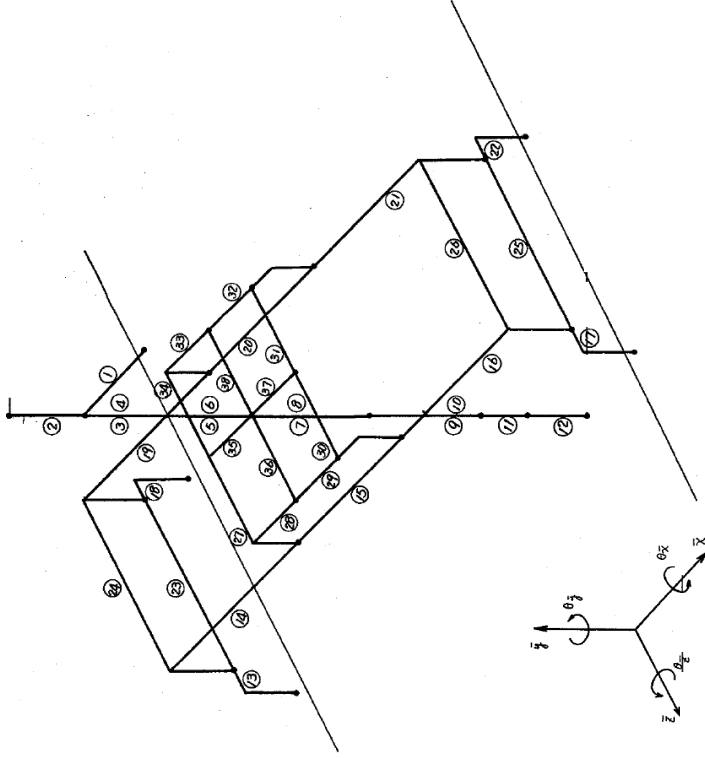
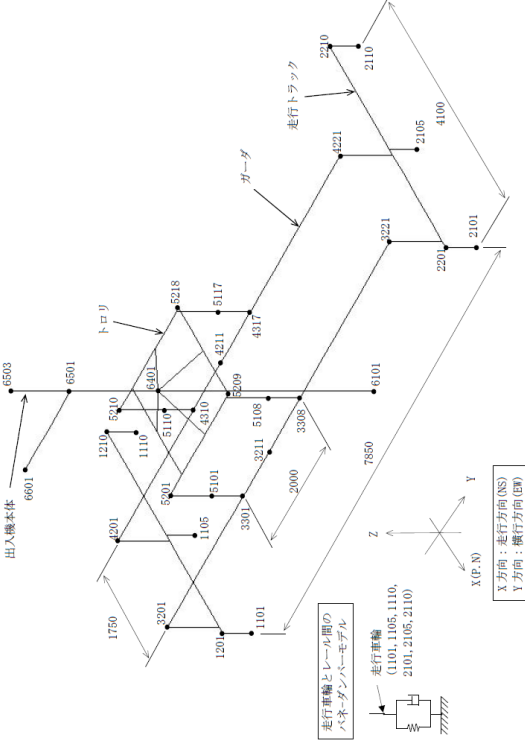
項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	 <p>ラック 1～ラック 4 のすべてをモデル化</p>

表 9 機器・配管系の設工認からの変更点 (燃料出入機の地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析 (水平)	解析モデル	多質点系モデル	多質点系モデル	鉛直モデル作成によるモデル共通化 (補足表 9 参照)
	材料特性	ヤング率 $1.96 \times 10^4 \text{ kg/mm}^2$ ポアソン比 0.3	ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	現在の規格・規準等*に基づき設定 * : 軌道設備については、JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	減衰定数	1.0%	2.0%	
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル		多質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 9 参照)
	材料特性	なし	ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	現在の規格・規準等*に基づき設定 * : 軌道設備については、JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	減衰定数		2.0%	

補足表 9 機器・配管系の設工認からの変更点 (燃料出入機の地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p> 		

<p>項目</p>	<p>既設工認</p>	<p>今回設工認</p>
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 10 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キヤスクレーンの地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由	
地震応答解析 (水平)	解析モデル	なし (静的評価)	多質点系モデル	鉛直モデル作成によるモデル共通化 (補足表 10 参照)	
	材料特性				ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3
	減衰定数				2.0%
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル	なし	多質点系モデル (鉛直方向の接触、浮き上がりを考慮した非線形解析モデル)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 10 参照)	
	材料特性				ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3
	減衰定数				2.0%

補足表 10 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン地震応答解析)

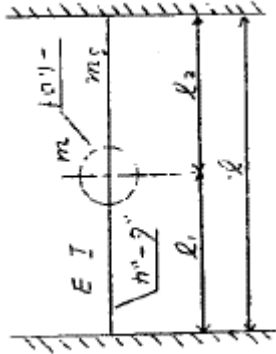
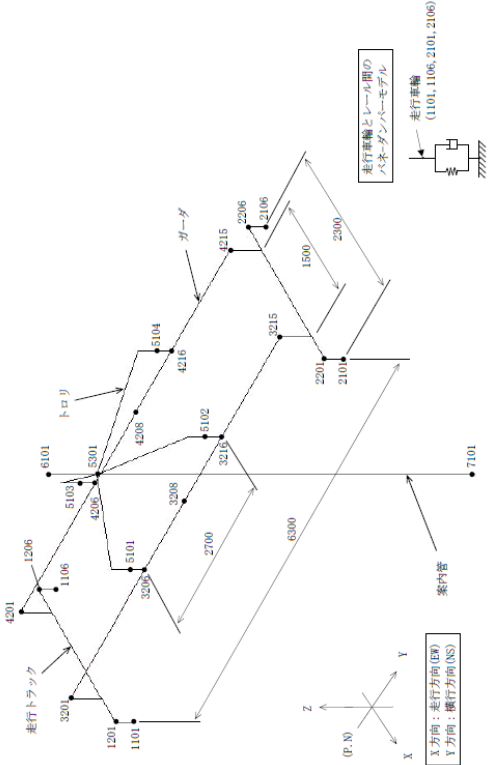
項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>	<p>なし</p>	

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 11 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機の地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析 (水平)	解析モデル	1 質点系モデル (重心に質量が集中するものとした 1 質点系による公式計算の結果、固有振動数が 9.93Hz となることから、固有振動数より応答加速度を求めて評価している)	多質点系モデル	鉛直モデル作成によるモデル共通化 (補足表 11 参照)
	材料特性	ヤング率 $2.1 \times 10^4 \text{kg/mm}^2$ ポアソン比 0.3	ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	現在の規格・規準等*に基づき設定 * : 軌道設備については、JEAC4601-2008, 2015 に記載されている値を適用
	減衰定数	1.0%	2.0%	
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル	なし	多質点系モデル (鉛直方向の接触、浮き上がりを考慮した非線形解析モデル)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 11 参照)
	材料特性	なし	ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	現在の規格・規準等*に基づき設定 * : 軌道設備については、JEAC4601-2008, 2015 に記載されている値を適用
	減衰定数	なし	2.0%	

補足表 11 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機の地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>	<p>なし</p> <p>(重心に質量が集中するものとした1質点系による公式計算の結果、固有振動数が9.9Hzとなることから、固有振動数より応答加速度を求めて評価している)</p> 	<p>今回設工認</p> 

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 12 機器・配管系の設工認からの変更点 (原子炉建物旋回式天井クレーンの地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由	
地震応答解析 (水平)	解析モデル	なし (静的評価)	多質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 12 参照)	
	材料特性				ヤング率 $2.01 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3
	減衰定数				2.0%
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル	なし	多質点系モデル (鉛直方向の接触、浮き上がりを考慮した非線形解析モデル)	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 12 参照)	
	材料特性				ヤング率 $2.01 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3
	減衰定数				2.0%

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 13 機器・配管系の設工認からの変更点 (燃料交換機の地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析 (水平)	解析モデル	多質点系モデル	多質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 13 参照)
	材料特性	ヤング率 $1.82 \times 10^4 \text{kg/mm}^2$ ポアソン比 0.3	ヤング率 $2.01 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	
	減衰定数	1.0%	1.0%	
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル	なし	多質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 13 参照)
	材料特性		ヤング率 $2.01 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	
	減衰定数		1.0%	

補足表 13 機器・配管系の設工認からの変更点 (燃料交換機の地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>		

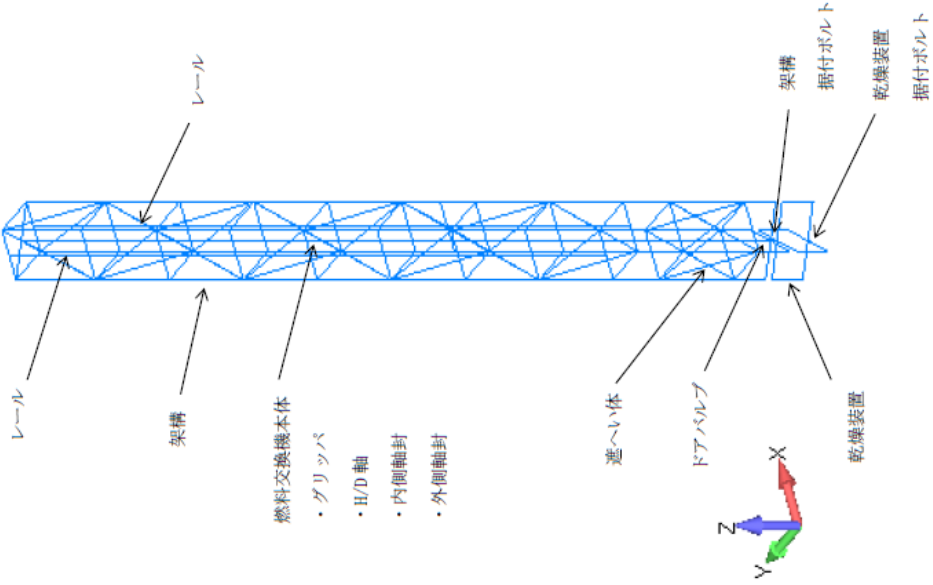
項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	 <p>レール</p> <p>レール</p> <p>架構</p> <p>燃料交換機本体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・グリップ ・H/D軸 ・内側軸封 ・外側軸封 <p>遮へい体</p> <p>ドアバルブ</p> <p>乾燥装置</p> <p>乾燥装置据付ボルト</p> <p>架構据付ボルト</p> <p>X</p> <p>Y</p> <p>Z</p>

表 14 機器・配管系の設工認からの変更点 (燃料取扱用キヤスカカーの地震応答解析)

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
地震応答解析 (水平)	解析モデル	多質点系モデル	多質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 14 参照)
	材料特性	ヤング率 1.85×10 ⁴ kg/mm ² (SUS27) 1.95×10 ⁴ kg/mm ² (SS41) ポアソン比 0.3	ヤング率 1.76×10 ⁵ N/mm ² (SUS304) 2.01×10 ⁵ N/mm ² (SS400) ポアソン比 0.3	現在の規格・規準等*に基づき設定 * : 軌道設備については、 JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	減衰定数	1.0%	2.0%	
地震応答解析 (鉛直)	解析モデル		多質点系モデル	現在の規格・規準に基づき設定 (補足表 14 参照)
	材料特性	なし	ヤング率 1.76×10 ⁵ N/mm ² (SUS304) 2.01×10 ⁵ N/mm ² (SS400) ポアソン比 0.3	現在の規格・規準等*に基づき設定 * : 軌道設備については、 JEAC4601-2008、2015に記載されている値を適用
	減衰定数		2.0%	

補足表 14 機器・配管系の設工認からの変更点 (燃料取扱用キヤスクカーの地震応答解析)

項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>		

表 15 機器・配管系の設工認からの変更点（配管系の地震応答解析への重心位置スペクトル法の適用）

項目	内容	既設工認	今回設工認	変更理由
<p>設計用床応答スペクトルを用いた地震応答解析</p>	<p>同じ建物内の複数階に渡って設置される、あるいは異なる建物間の配管系に重心位置スペクトル法を採用する。</p>	<p>同じ建物内の複数階に渡って設置される、あるいは異なる建物間の配管系については、設置されている各フロアを包絡した設計用床応答スペクトルの単一入力による解析を実施。</p> <p>※「常陽」MK-III冷却系改造では、上記のとおり、設置されている各フロアを包絡した設計用床応答スペクトルが適用されているが、「常陽」建設当時の1次系配管の解析には重心位置レベルの上階の設計用床応答スペクトルが適用されている。</p>	<p>同じ建物内の複数階に渡って設置される、あるいは異なる建物間の配管系について、以下に示す重心位置スペクトル法を採用する。</p> <p>(1)配管系の重心位置を求め、その重心位置レベルの上階の設計用床応答スペクトルを単一入力で適用する。</p> <p>(2)配管系の重心位置を求め、重心位置レベルの上階と下階の床応答スペクトルから重心位置レベルに応じて線形補間した床応答スペクトルから作成した設計用床応答スペクトルを単一入力で適用する。</p> <p>※異なる建物間の配管系を渡って設置される配管系の地震入力、配管系の重心位置を求め、その重心位置となる主たる建物（配管物量及び支持点が多い建物）の床応答スペクトルを適用する。</p>	<p>重心位置スペクトル法を適用することの妥当性を示すものとしてJEA4601-1987等の以下の記載があることから、重心位置スペクトル法を適用する。</p> <p>・JEA4601-1987 には以下の記載があり、重心位置スペクトル法が適用できると判断される。</p> <p>「設計用床応答スペクトルは、当該系の重心位置に近いあるいは耐震支持点の最も多い床のもの等最も適切な床のものを採用することを基本とするが、耐震安全性上必要がある場合は床応答スペクトルによる多入力解析又はそれと同等の近似解析法を用いることができる。」</p> <p>・日立評論の1976年10月号の原子力機器・配管の耐震設計には以下の記載があり、「常陽」建設時から重心位置スペクトル法が採用されており、重心位置スペクトル法が適用できると判断される。</p> <p>「配管系の解析はSRSS法によって行われるが、使用する床応答スペクトルは経験的に配管系の重心付近のものが用いられている。」</p> <p>・東北電力㈱女川原子力発電所第2号機の工事計画審査資料「補足-600-40-11 配管解析における重心位置スペクトル法の適用について」での(財)原子力工学試験センターにおける検討には以下の記載がある。</p> <p>「耐震設計の高度化に関する調査報告書にて、重心位置の床応答スペクトルを用いた耐震解析が、実現象に対して保守性を有していることが確認されている」</p>

原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析

1. 建物の地震応答解析の概要

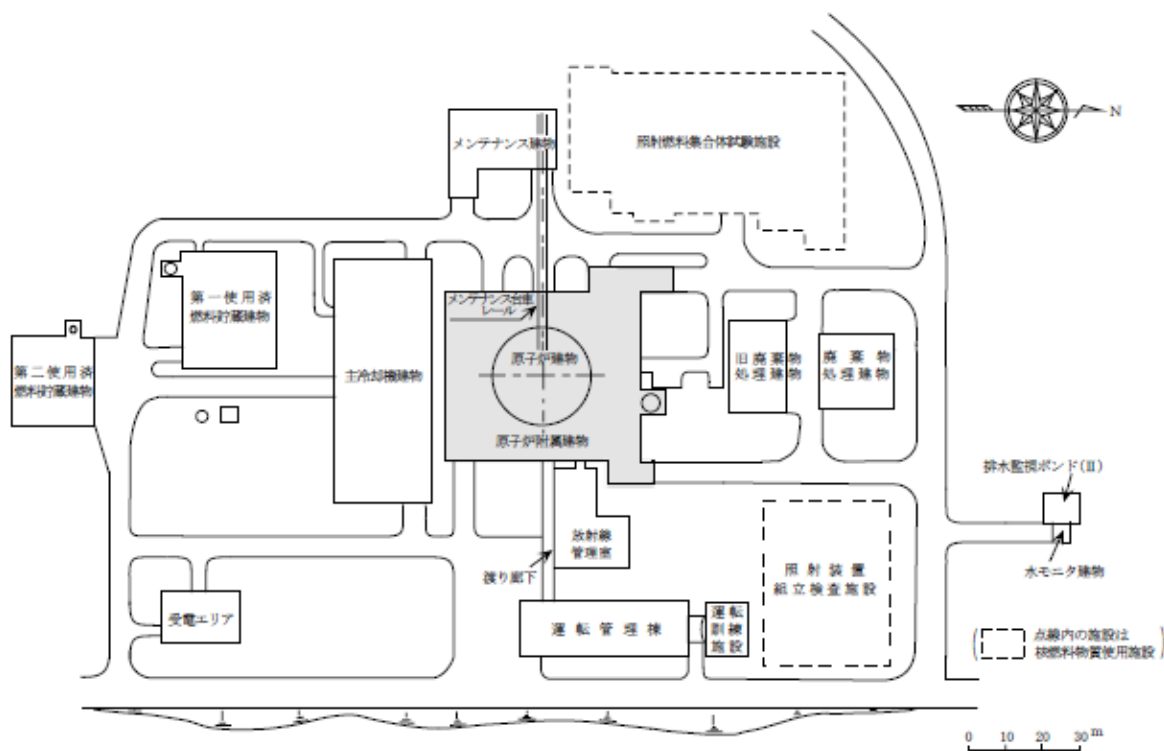
本資料は、基準地震動 S_s に対して、耐震重要度分類 S クラスに属する原子炉建物及び原子炉附属建物が終局強度に対して耐震余裕を有することを説明するものである。

基準地震動 S_s は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。解放基盤表面は、S 波速度が 0.7km/s 以上である G.L. - 173.9m とする。

2. 一般事項

2.1 位置

原子炉建物及び原子炉附属建物の位置を第 2.1 図に示す。



第 2.1 図 原子炉建物及び原子炉附属建物の位置

2.2 構造概要

原子炉建物及び原子炉附属建物は、平面形状が $50.0\text{m(EW)} \times 55.0\text{m(NS)}$ のほぼ正方形を成しており、地上高さ 13.7m (地上 2 階 (一部 26.7m))、地下深さ 31.8m (地下 2 階) の鉄筋コン

クリート造の建物である。基礎は、厚さ 5.0m から 9.0m のべた基礎とし、第四系更新統の東茨城層群(Is-S1)に設置されている。

2.3 評価方針

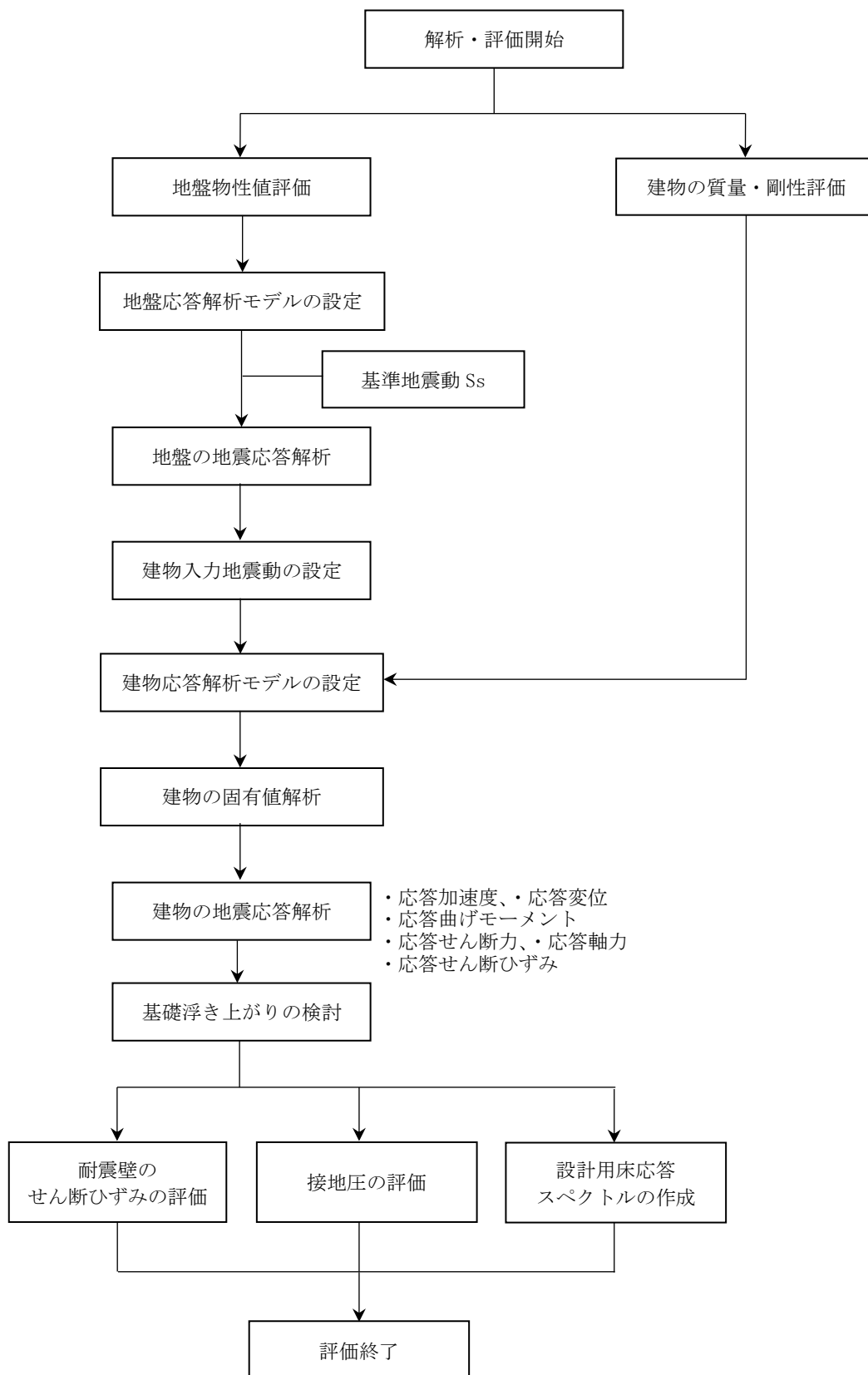
原子炉建物及び原子炉附属建物の評価は、基準地震動 S_s による地震応答解析の結果に基づき実施する。地震応答解析は、建物・構築物の形状、構造特性等を考慮した質点系の解析モデルを水平(NS、EW)方向及び鉛直(UD)方向ごとに設定し実施する。

地震応答解析の応答値である転倒モーメントを用いて接地率を算出し、基礎浮き上がりの評価法の適用範囲内であることを確認する。

評価は、耐震壁に生じるせん断ひずみ及び接地圧を算出し、評価基準値を超えないことを確認する。

地震応答解析による応答値は、建物・構築物及び機器・配管系の耐震評価における入力地震動又は設計用床応答スペクトルの作成に用いる。

原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析・評価フローを第 2.2 図に示す。



第 2.2 図 原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析・評価フロー

2.4 準拠規格・基準

原子炉建物の地震応答解析において、準拠する規格・基準等を以下に示す。

- (1) 建築基準法・同施行令
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601(日本電気協会)
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計法—(日本建築学会)
- (4) 鋼構造設計規準—許容応力度設計法—(日本建築学会)
- (5) 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計と保有水平耐力—(日本建築学会)
- (6) 建築基礎構造設計指針(日本建築学会)
- (7) Novak, M. et al. :Dynamic Soil Reactions for Plane Strain Case, The Journal of the Engineering Mechanics Division, ASCE, 1977.

2.5 使用材料

地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数を第 2.1 表に、鋼材の材料定数を第 2.2 表に示す。

第 2.1 表 コンクリートの材料定数

対象	設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν
原子炉建物及び 原子炉附属建物	22.1	2.21×10^4	0.20

第 2.2 表 鋼材の材料定数

対象	種類	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν
原子炉格納容器	ASME SA-516 Grade60 (JIS SGV410 相当)	2.05×10^5	0.30

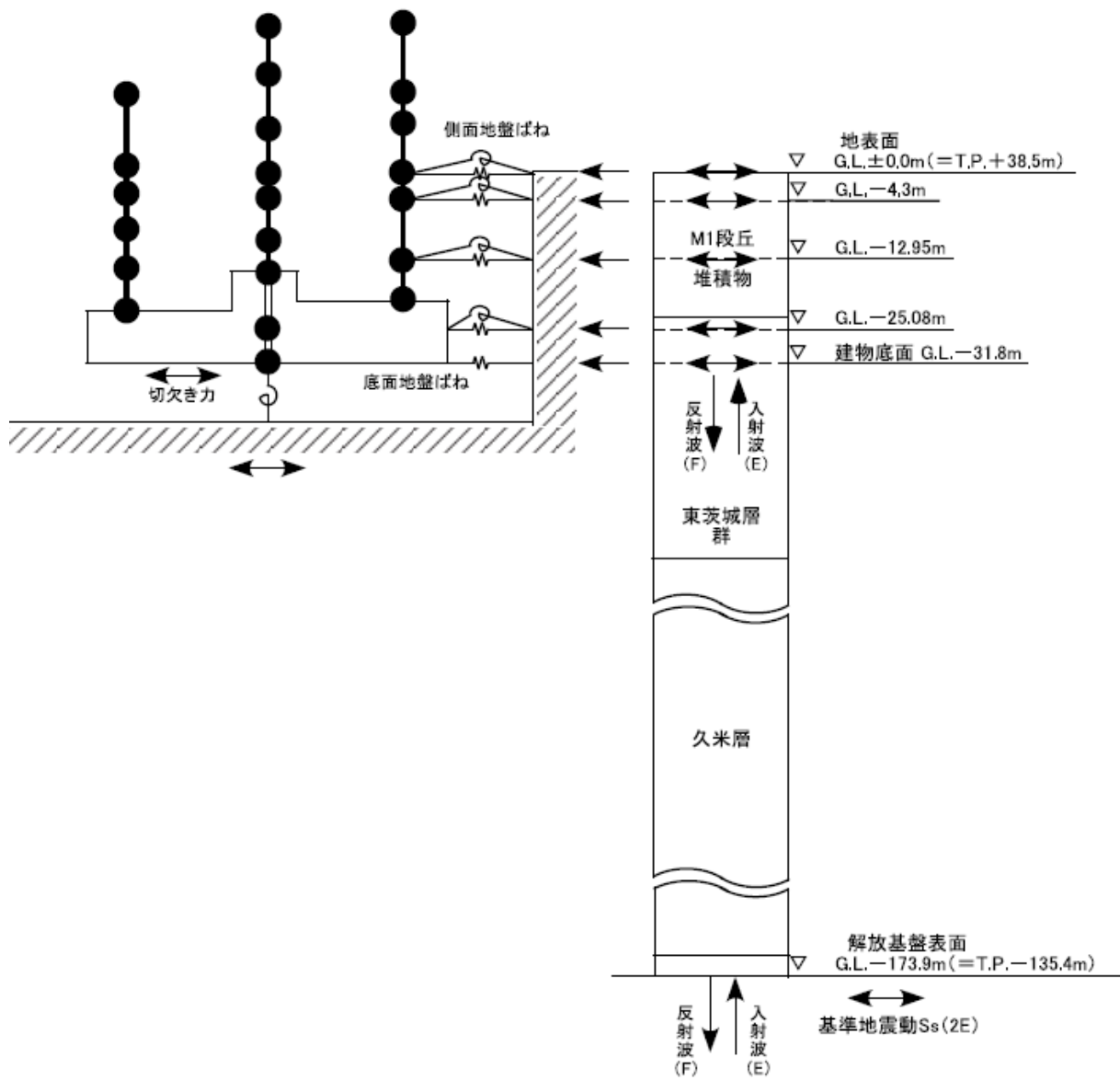
3. 入力地震動

3.1 水平方向の入力地震動

水平方向の入力地震動は、基準地震動 S_s を解放基盤表面に入力して一次元波動論により算定した建物の基礎底面及び側面地盤ばね位置での応答波とする。

算定に用いる地盤モデルは、当該敷地の地層等を考慮して設定された水平成層地盤とし、等価線形化法により地盤の非線形性を考慮する。

水平方向の入力地震動算定の概要を第 3.1 図に示す。入力地震動の算定に使用する解析コードは「SHAKE(カリフォルニア大学)」である。



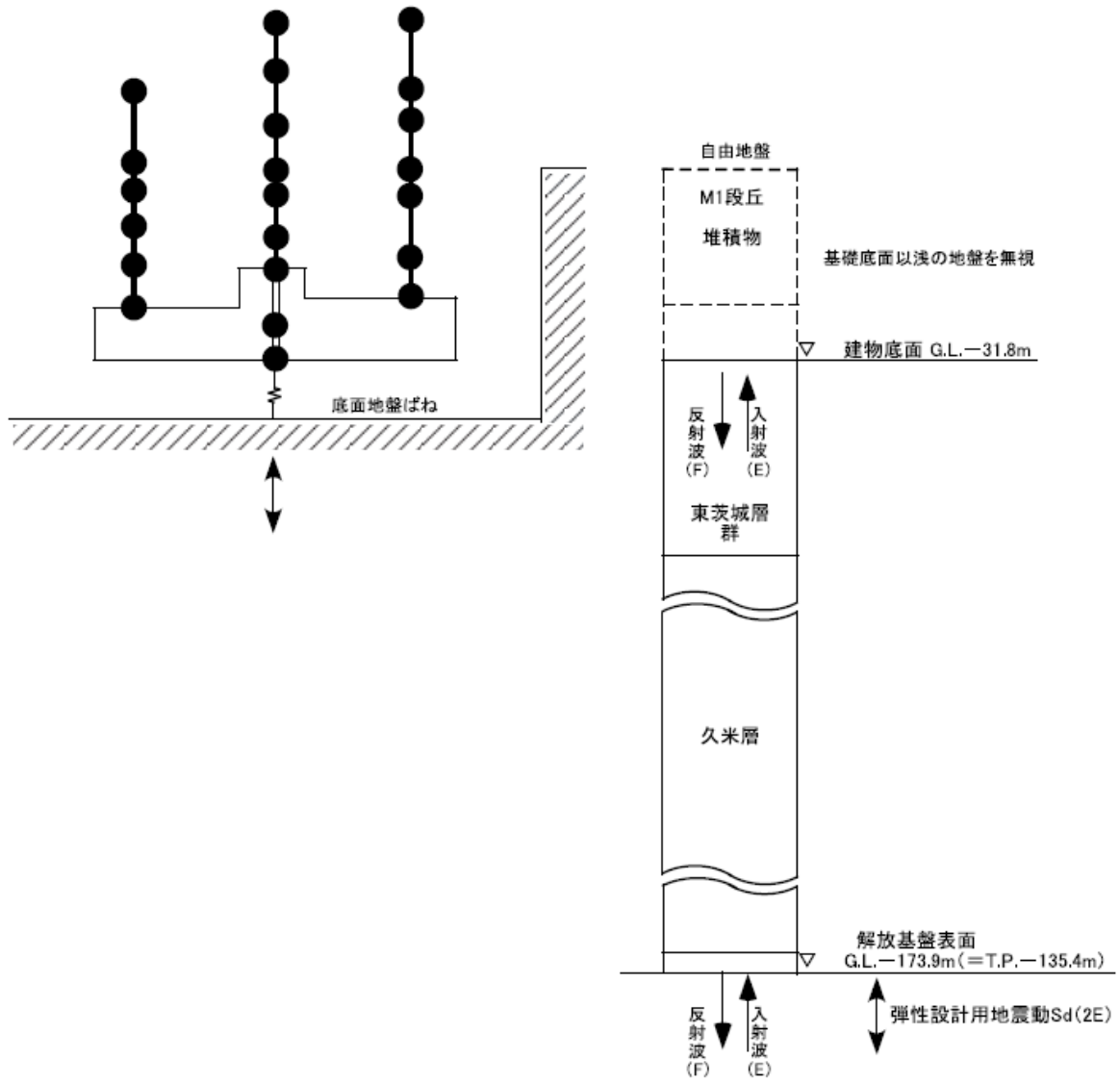
第 3.1 図 入力地震動算定の概要（水平方向）

3.2 鉛直方向の入力地震動

鉛直方向の入力地震動は、基準地震動 S_s を解放基盤表面に入力して一次元波動論により算定した建物の基礎底面位置での応答波とする。

算定に用いる地盤モデルは、水平方向の入力地震動の算定において設定された物性値に基づき、基礎底面位置より上部を剥ぎ取った地盤モデルとする。

鉛直方向の入力地震動算定の概要を第 3.2 図に示す。入力地震動の算定に使用する解析コードは「SHAKE(カリフォルニア大学)」である。



第 3.2 図 入力地震動算定の概要（鉛直方向）

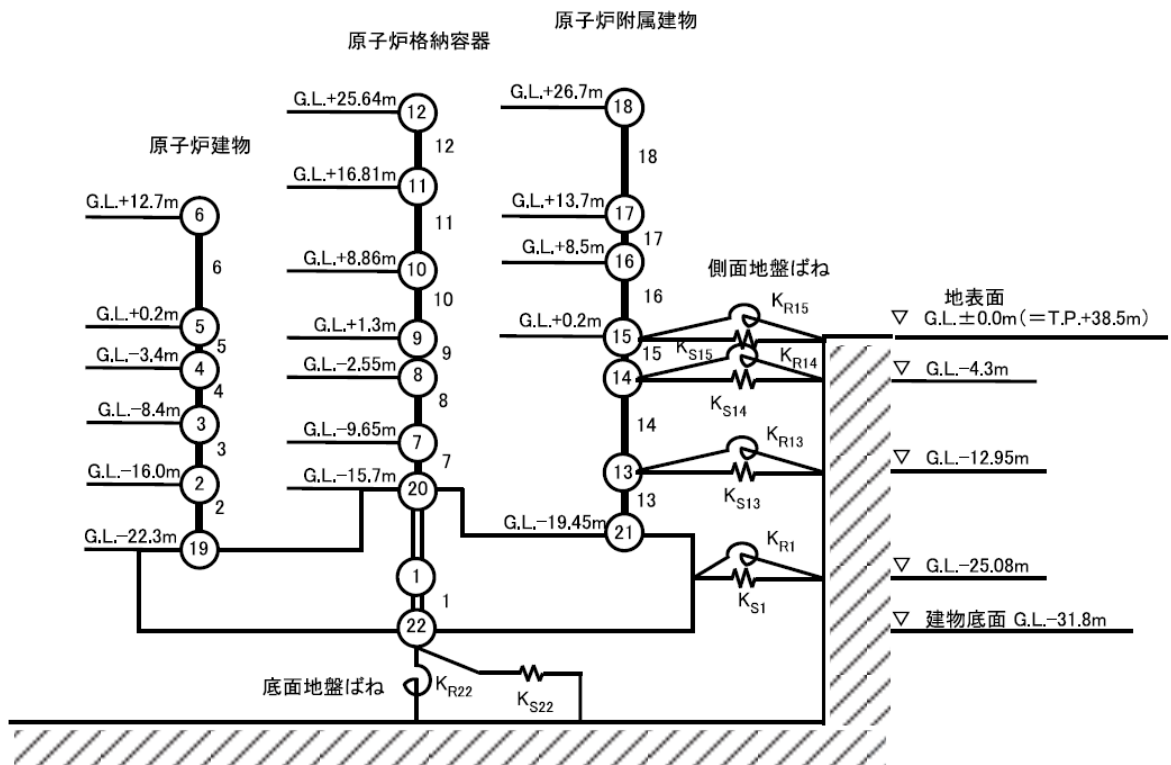
4. 地震応答解析モデル

4.1 水平方向の地震応答解析モデル

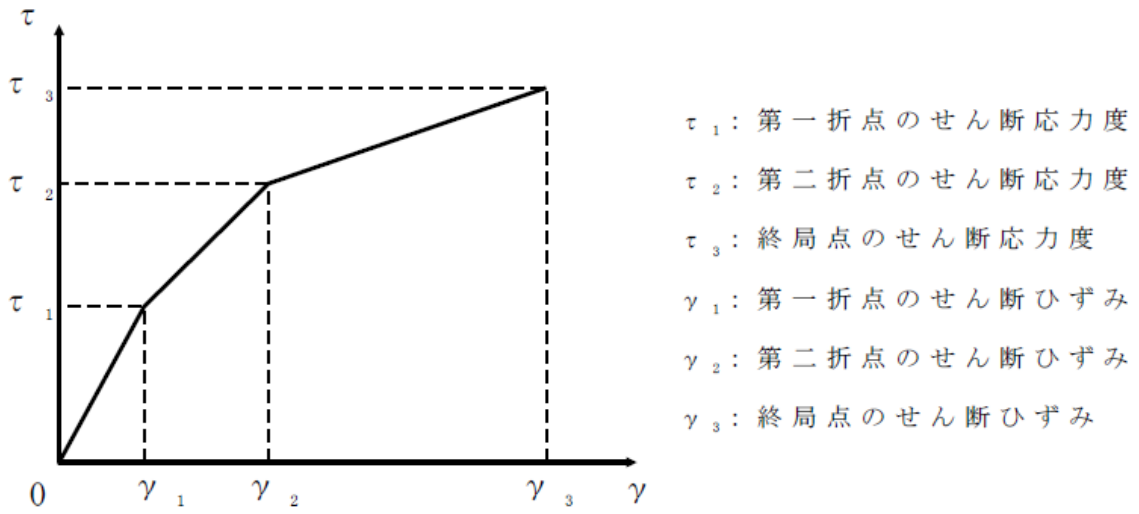
水平方向の地震応答解析モデルは、建物と地盤の相互作用を考慮した曲げせん断型の多軸多質点系モデルとする。

水平方向の地震応答解析モデルを第 4.1 図に示す。

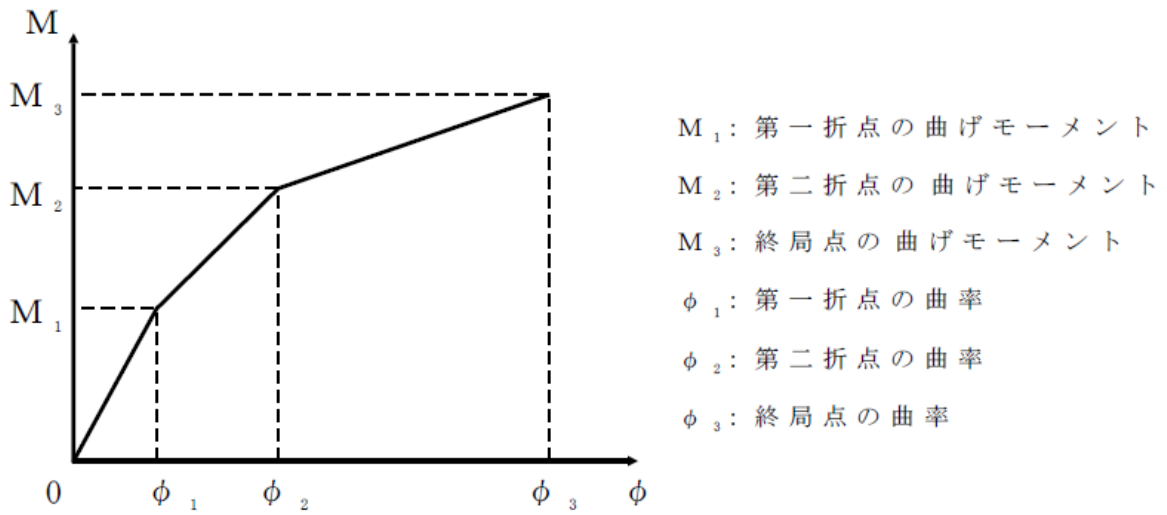
耐震壁のせん断の復元力特性は、第 4.2 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性は最大点指向型とする。曲げの復元力特性は、第 4.3 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性はディグレイディングトリリニア型とする。



第 4.1 図 水平方向の地震応答解析モデル



第 4.2 図 せん断のスケルトンカーブ (τ - γ 関係)



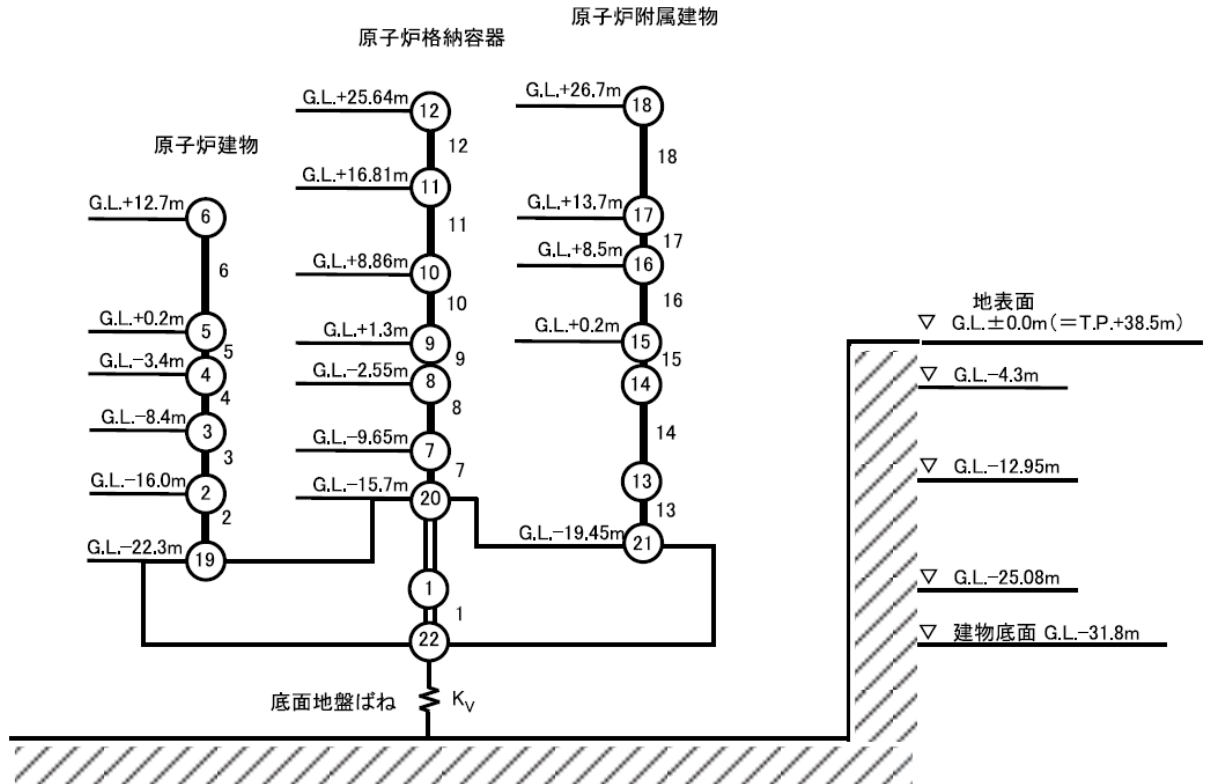
第 4.3 図 曲げのスケルトンカーブ (M - ϕ 関係)

4.2 鉛直方向の地震応答解析モデル

鉛直方向の地震応答解析モデルは、建物と地盤の相互作用を考慮した多軸多質点系モデルとする。建物部分は質点を鉛直方向のばねで連結する。

なお、建物の埋め込み部分は考慮しないモデルとする。

鉛直方向の地震応答解析モデルを第 4.4 図に示す。



第 4.4 図 鉛直方向の地震応答解析モデル

5. 基礎浮き上がりの検討

基準地震動 Ss による地震応答解析における建物の接地率について、地盤の回転ばねに浮き上がり非線形を考慮した非線形地震応答解析に適用できる接地率 65% 以上であることを確認する。

基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく接地率を第 5.1 表及び第 5.2 表に示す。接地率は、いずれも 100% であり、65% 以上であることを確認した。

第 5.1 表 基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく接地率 (NS 方向)

基準地震動	浮き上がり限界 転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	最大転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	接地率 (%)
Ss-1	15.140	13.190	100.0
Ss-2		12.430	100.0
Ss-3		14.330	100.0
Ss-4		13.760	100.0
Ss-5		12.300	100.0
Ss-6		11.350	100.0
Ss-D		12.300	100.0

第 5.2 表 基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく接地率 (EW 方向)

基準地震動	浮き上がり限界 転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	最大転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	接地率 (%)
Ss-1	13.770	11.340	100.0
Ss-2		7.492	100.0
Ss-3		12.310	100.0
Ss-4		9.218	100.0
Ss-5		7.401	100.0
Ss-6		10.550	100.0
Ss-D		11.350	100.0

6. 地震応答解析による評価結果

6.1 耐震壁のせん断ひずみの評価

基準地震動 S_s による地震応答解析における鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみに
ついて、各層の応答せん断ひずみが許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震応答解析結果に基づく最大せん断ひずみを第 6.1 表及び第 6.2
表に示す。

最大せん断ひずみは、要素番号 13 の B2F の NS 方向で 0.156×10^{-3} であり、 2.00×10^{-3} を下
回っていることを確認した。

第 6.1 表 基準地震動 S_s による地震応答解析結果に基づく最大せん断ひずみ (NS 方向)

建物	階	要素番号	評価基準値 $\times 10^{-3}$	最大せん断ひずみ $\times 10^{-3}$
原子炉建物	1F	6	2.000	0.091
	BM1F	5		0.057
	B1F	4		0.066
	BM2F	3		0.106
	B2F	2		0.150
原子炉附属建物	RF	18		0.039
	2F	17		0.053
	1F	16		0.128
	BM1F	15		0.073
	BM2F	14		0.145
	B2F	13		0.156

第 6.2 表 基準地震動 S_s による地震応答解析結果に基づく最大せん断ひずみ (EW 方向)

建物	階	要素番号	評価基準値 $\times 10^{-3}$	最大せん断ひずみ $\times 10^{-3}$
原子炉建物	1F	6	2.000	0.081
	BM1F	5		0.041
	B1F	4		0.058
	BM2F	3		0.087
	B2F	2		0.110
原子炉附属建物	RF	18		0.036
	2F	17		0.043
	1F	16		0.079
	BM1F	15		0.067
	BM2F	14		0.142
	B2F	13		0.147

6.2 接地圧の評価

基準地震動 Ss による地震応答解析における地盤の接地圧について、支持地盤の許容支持力度を超えないことを確認する。支持地盤の許容支持力度は、平板載荷試験から得られた極限支持力度 2,648kN/m²とする。

基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく地盤の接地圧を第 6.3 表に示す。

最大接地圧は、基準地震動 Ss-3 の NS 方向で 1,254.7kN/m²であり、許容支持力度 2,648kN/m²を下回っていることを確認した。

第 6.3 表 基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく最大接地圧

基準地震動	許容支持力度 (kN/m ²)	接地圧 (kN/m ²)	
		NS 方向	EW 方向
Ss-1	2,648	1,195.0	1,166.8
Ss-2		1,152.5	986.4
Ss-3		1,254.7	1,223.5
Ss-4		1,237.1	1,093.5
Ss-5		1,158.2	993.2
Ss-6		1,127.0	1,136.8
Ss-D		1,177.5	1,184.7

主冷却機建物の地震応答解析

1. 建物の地震応答解析の概要

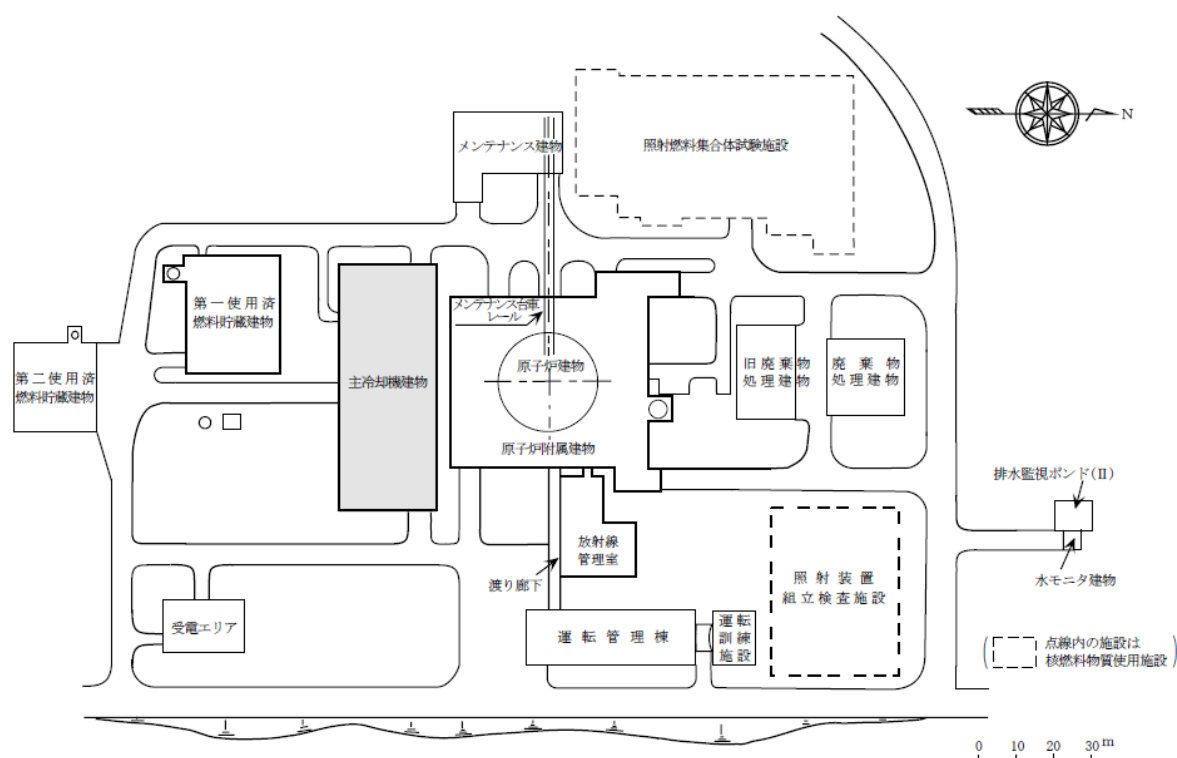
本資料は、基準地震動 S_s に対して、Sクラスの施設を内包する耐震重要度分類Bクラスに属する主冷却機建物が終局強度に対して耐震余裕を有することを説明するものである。

基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。解放基盤表面は、S波速度が 0.7km/s 以上である G.L. - 173.9m とする。

2. 一般事項

2.1 位置

主冷却機建物の位置を第 2.1 図に示す。



第 2.1 図 主冷却機建物の位置

2.2 構造概要

主冷却機建物は、平面形状が $67.0\text{m(EW)} \times 27.4\text{(NS)}$ の長方形を成しており、地上高さ 12.5m (地上 2 階 (一部 24.4m))、地下深さ 20.0m (地下 2 階) の鉄筋コンクリート造の建物である。

る。基礎は、厚さ 6.0m のべた基礎とし、第四系更新統の M1 段丘堆積物 (Mu-S2) に設置されている。

2.3 評価方針

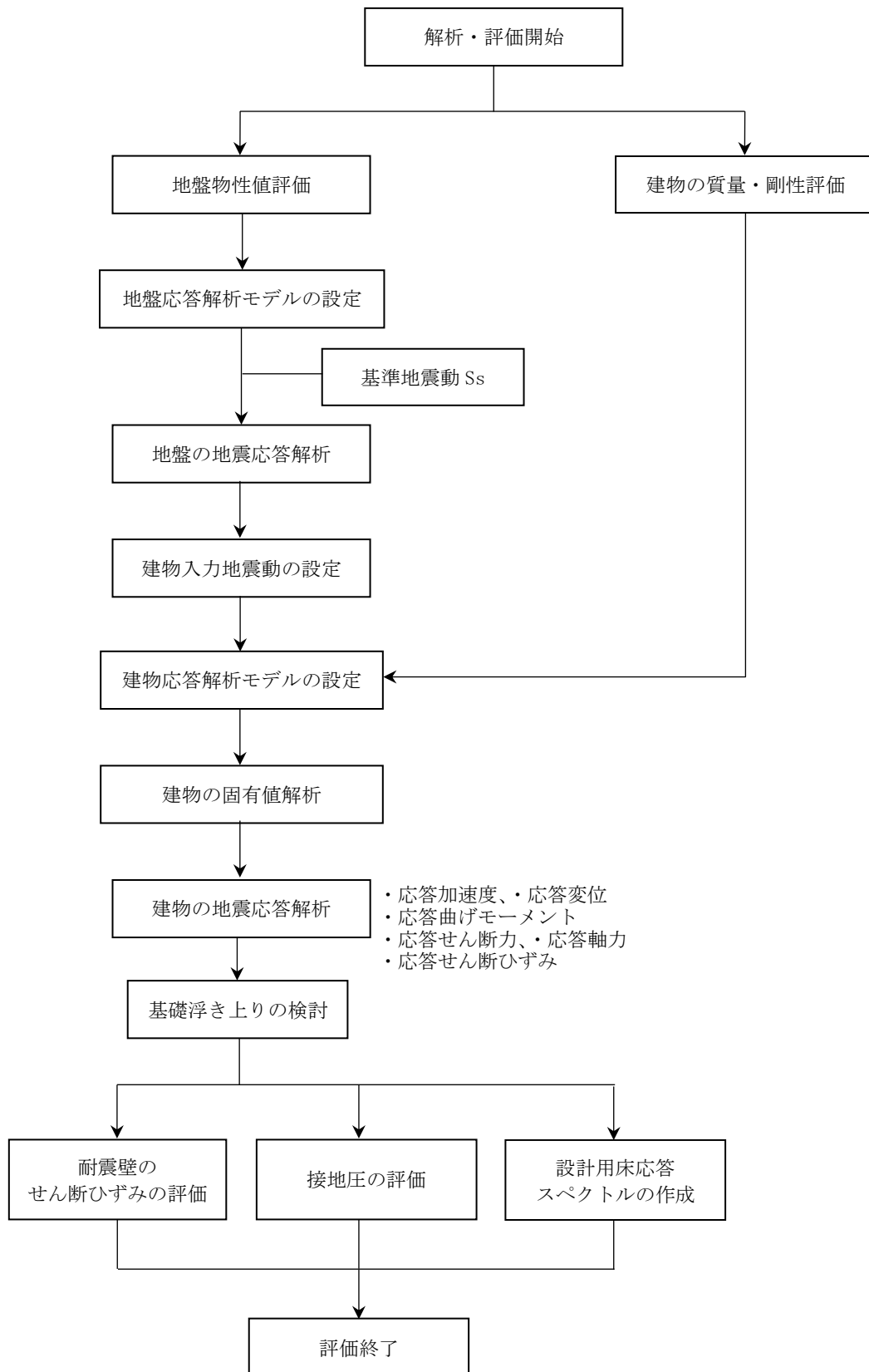
主冷却機建物の評価は、基準地震動 S_s による地震応答解析の結果に基づき実施する。地震応答解析は、建物・構築物の形状、構造特性等を考慮した質点系の解析モデルを水平 (NS、EW) 方向及び鉛直 (UD) 方向ごとに設定し実施する。

地震応答解析の応答値である転倒モーメントを用いて接地率を算出し、基礎浮き上がりの評価法の適用範囲内であることを確認する。

評価は、耐震壁に生じるせん断ひずみ及び接地圧を算出し、評価基準値を超えないことを確認する。

地震応答解析による応答値は、建物・構築物及び機器・配管系の耐震評価における入力地震動又は設計用床応答スペクトルの作成に用いる。

主冷却機建物の評価フローを第 2.2 図に示す。



第 2.2 図 主冷却機建物の地震応答解析・評価フロー

2.4 準拠規格・基準

主冷却機建物の地震応答解析において、準拠する規格・基準等を以下に示す。

- (1) 建築基準法・同施行令
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601(日本電気協会)
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計法—(日本建築学会)
- (4) 鋼構造設計規準—許容応力度設計法—(日本建築学会)
- (5) 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計と保有水平耐力—(日本建築学会)
- (6) 建築基礎構造設計指針(日本建築学会)
- (7) Novak, M. et al. :Dynamic Soil Reactions for Plane Strain Case, The Journal of the Engineering Mechanics Division, ASCE, 1977.

2.5 使用材料

地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数を第 2.1 表に示す。

第 2.1 表 コンクリートの材料定数

対象	設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν
主冷却機建物	20.6	2.15×10^4	0.20

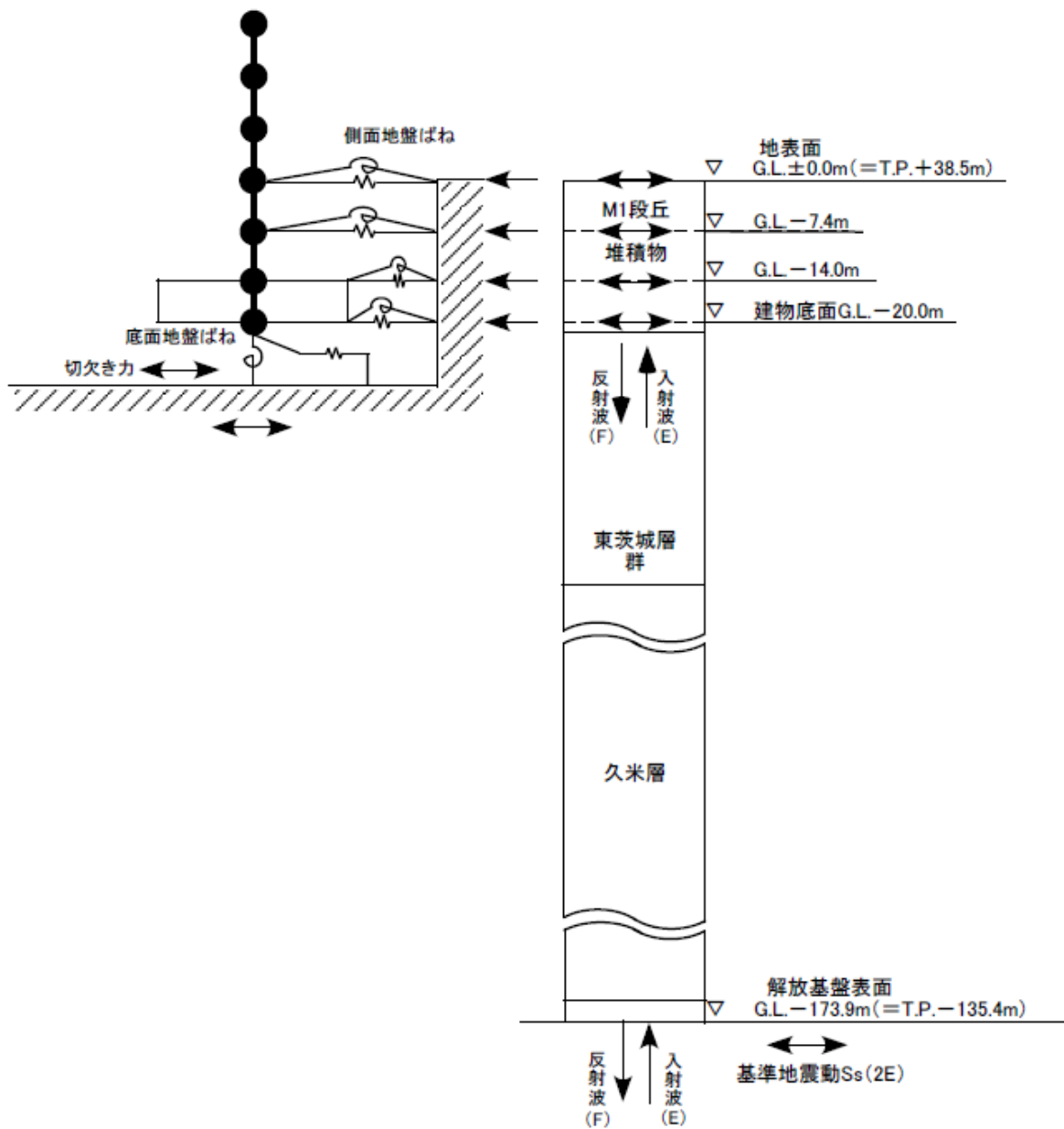
3. 入力地震動

3.1 水平方向の入力地震動

水平方向の入力地震動は、基準地震動 S_s を解放基盤表面に入力して一次元波動論により算定した建物の基礎底面及び側面地盤ばね位置での応答波とする。

算定に用いる地盤モデルは、当該敷地の地層等を考慮して設定された水平成層地盤とし、等価線形化法により地盤の非線形性を考慮する。

水平方向の入力地震動算定の概要を第 3.1 図に示す。入力地震動の算定に使用する解析コードは「SHAKE(カリフォルニア大学)」である。



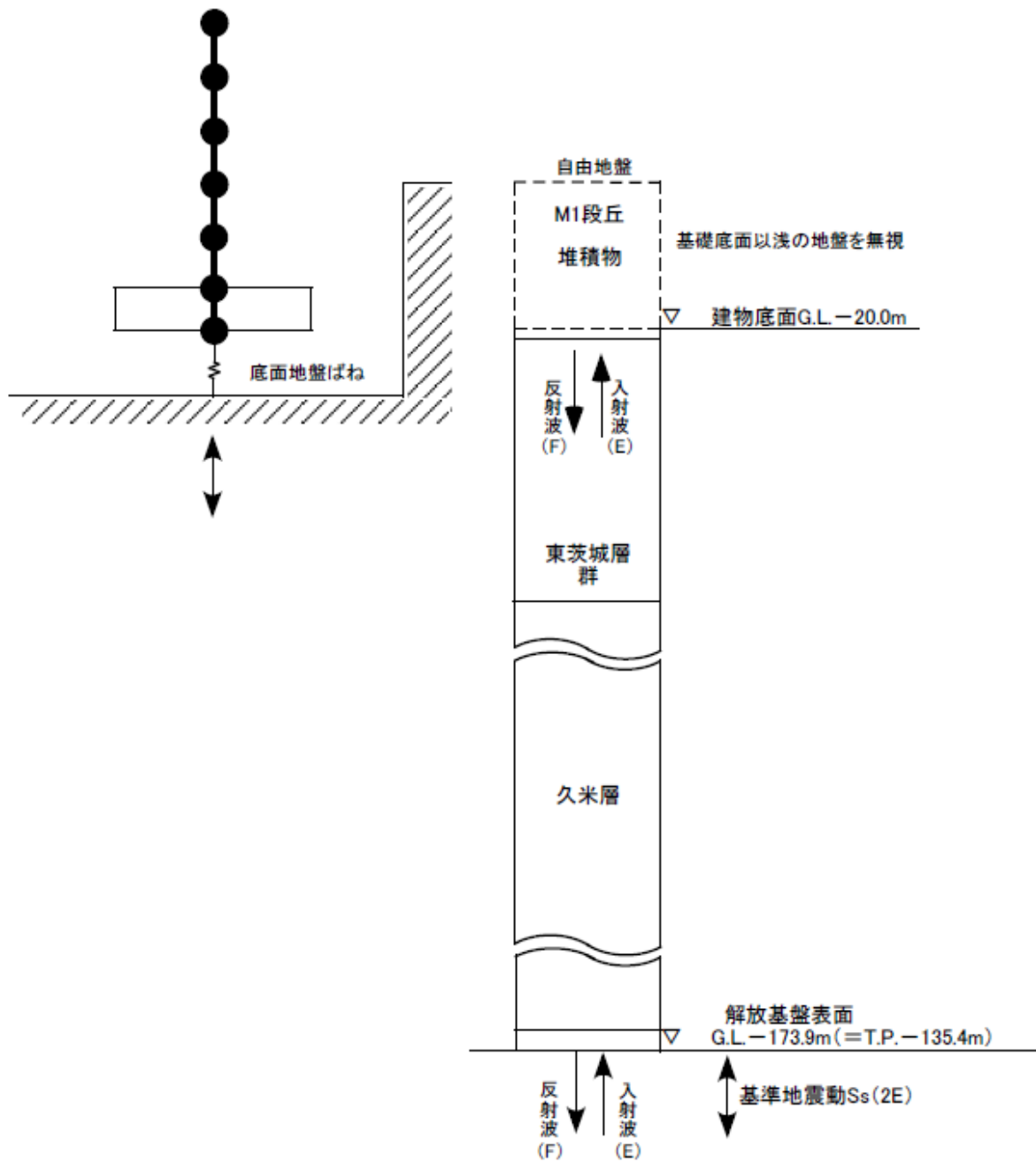
第 3.1 図 入力地震動算定の概要（水平方向）

3.2 鉛直方向の入力地震動

鉛直方向の入力地震動は、基準地震動 S_s を解放基盤表面に入力して一次元波動論により算定した建物の基礎底面位置での応答波とする。

算定に用いる地盤モデルは、水平方向の入力地震動の算定において設定された物性値に基づき、基礎底面位置より上部を剥ぎ取った地盤モデルとする。

鉛直方向の入力地震動算定の概要を第 3.2 図に示す。入力地震動の算定に使用する解析コードは「SHAKE(カリフォルニア大学)」である。



第 3.2 図 入力地震動算定の概要（鉛直方向）

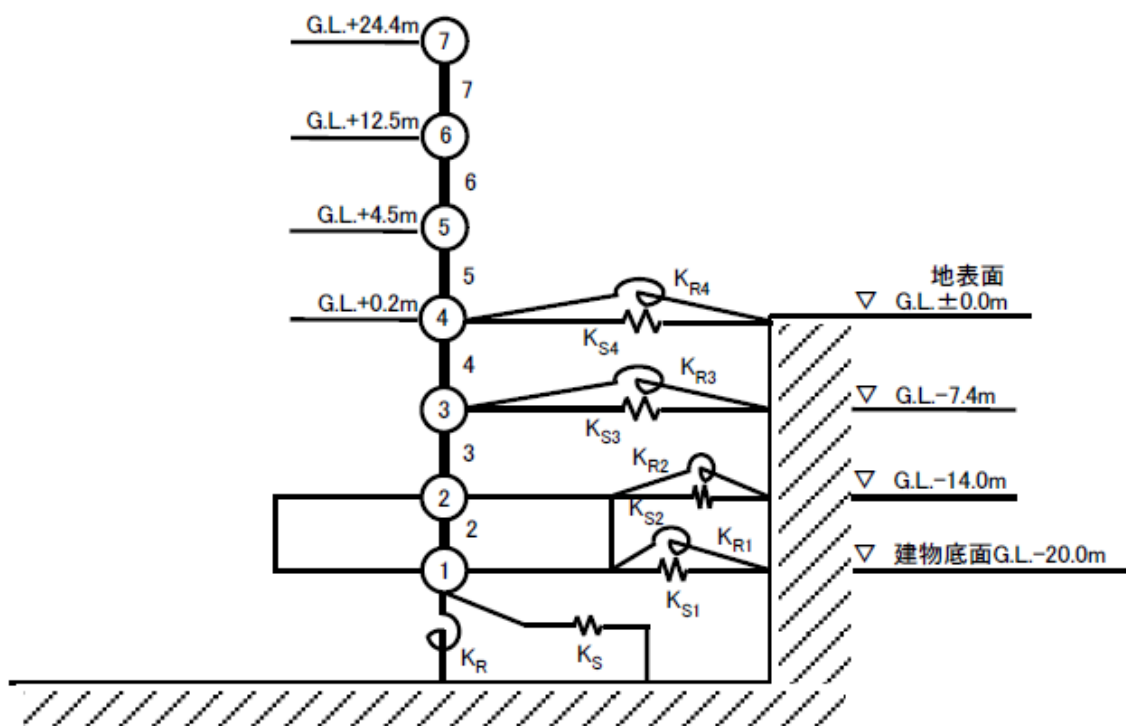
4. 地震応答解析モデル

4.1 水平方向の地震応答解析モデル

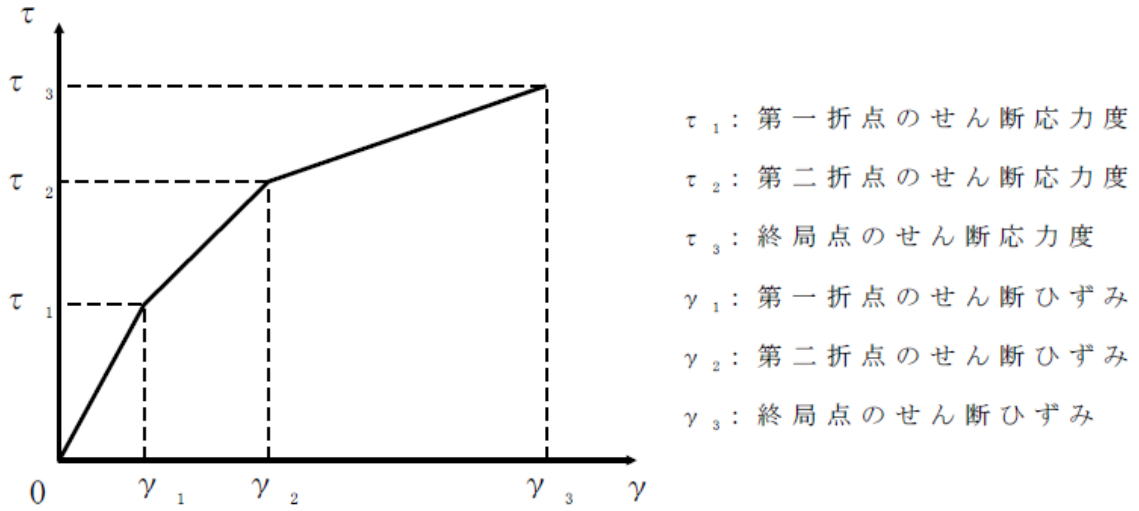
水平方向の地震応答解析モデルは、建物と地盤の相互作用を考慮した曲げせん断型の多軸多質点系モデルとする。

水平方向の地震応答解析モデルを第 4.1 図に示す。

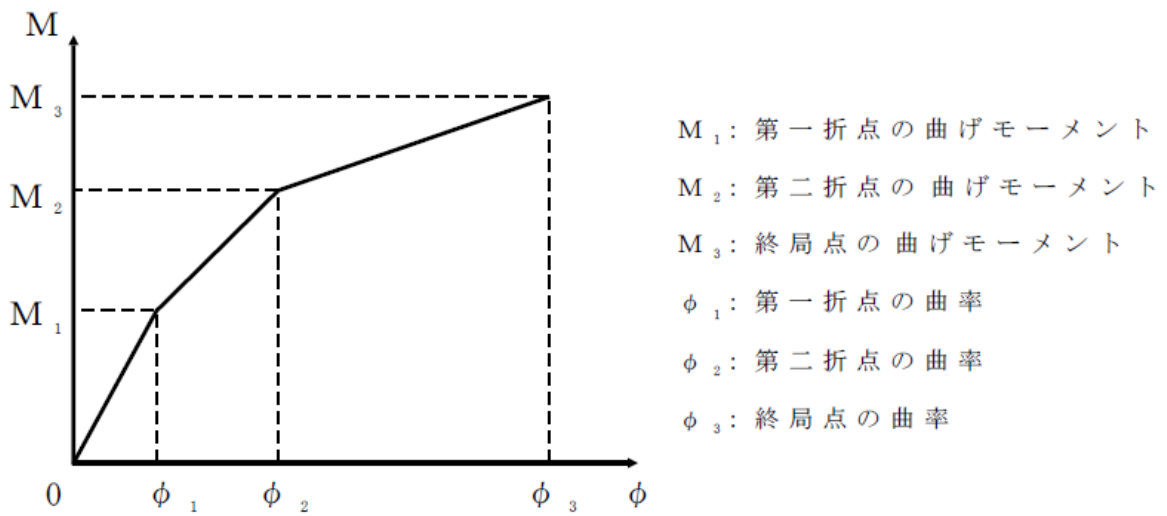
耐震壁のせん断の復元力特性は、第 4.2 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性は最大点指向型とする。曲げの復元力特性は、第 4.3 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性はディグレイディングトリリニア型とする。



第 4.1 図 水平方向の地震応答解析モデル



第 4.2 図 せん断のスケルトンカーブ (τ - γ 関係)



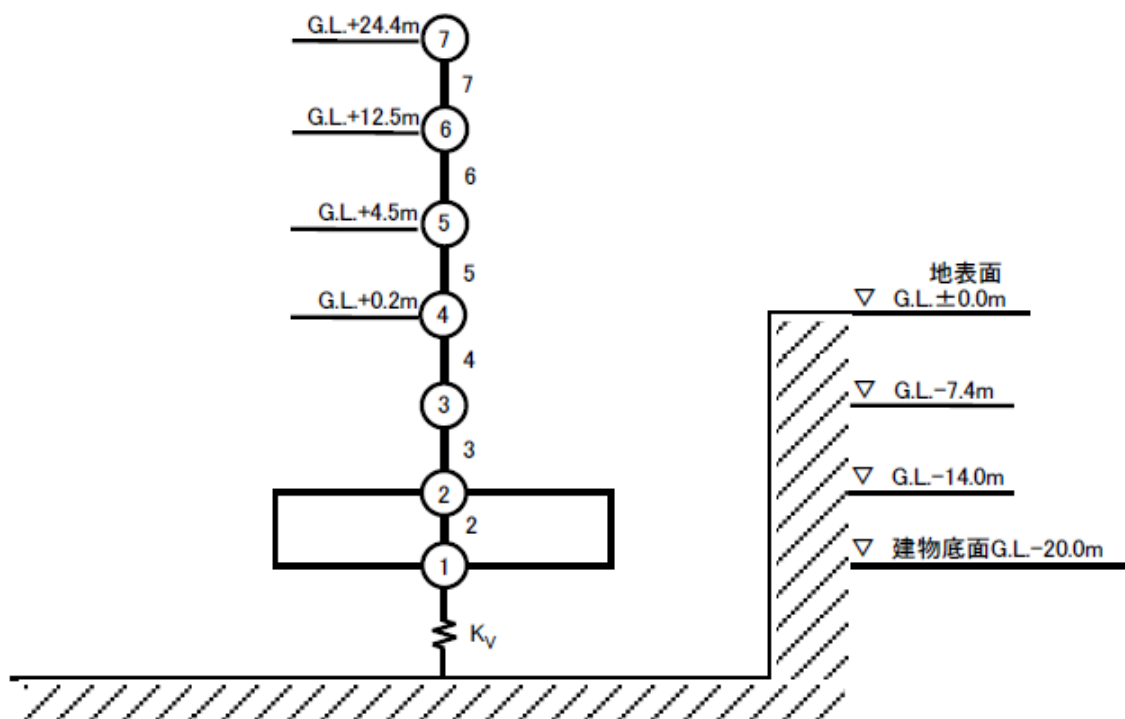
第 4.3 図 曲げのスケルトンカーブ (M - ϕ 関係)

4.2 鉛直方向の地震応答解析モデル

鉛直方向の地震応答解析モデルは、建物と地盤の相互作用を考慮した多軸多質点系モデルとする。建物部分は質点を鉛直方向のばねで連結する。

なお、建物の埋め込み部分は考慮しないモデルとする。

鉛直方向の地震応答解析モデルを第 4.4 図に示す。



第 4.4 図 鉛直方向の地震応答解析モデル

5. 基礎浮き上がりの検討

基準地震動 Ss による地震応答解析における建物の接地率について、地盤の回転ばねに浮き上がり非線形を考慮した非線形地震応答解析に適用できる接地率 65% 以上であることを確認する。

基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく接地率を第 5.1 表及び第 5.2 表に示す。最小接地率は、Ss-3 の NS 方向で 77.8% であり、65% 以上であることを確認した。

第 5.1 表 基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく接地率 (NS 方向)

基準地震動	浮き上がり限界 転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	最大転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	接地率 (%)
Ss-1	2.269	2.955	84.9
Ss-2		2.777	88.8
Ss-3		3.274	77.8
Ss-4		3.102	81.6
Ss-5		3.127	81.1
Ss-6		2.449	96.0
Ss-D		2.679	91.0

第 5.2 表 基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく接地率 (EW 方向)

基準地震動	浮き上がり限界 転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	最大転倒モーメント $\times 10^6$ (kN・m)	接地率
Ss-1	5.548	4.875	100.0
Ss-2		4.292	100.0
Ss-3		6.279	93.4
Ss-4		4.146	100.0
Ss-5		3.706	100.0
Ss-6		4.113	100.0
Ss-D		4.624	100.0

6. 地震応答解析による評価結果

6.1 耐震壁のせん断ひずみの評価

基準地震動 S_s による地震応答解析における鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみに
ついて、各層の応答せん断ひずみが許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。

基準地震動 S_s による地震応答解析結果に基づく最大せん断ひずみを第 6.1 表及び第 6.2
表に示す。

最大せん断ひずみは、要素番号 3 の B2F の NS 方向で 0.618×10^{-3} であり、 2.00×10^{-3} を下
回っていることを確認した。

第 6.1 表 基準地震動 S_s による地震応答解析結果に基づく最大せん断ひずみ (NS 方向)

階	要素番号	評価基準値 $\times 10^{-3}$	最大せん断ひずみ $\times 10^{-3}$
4F	7	2.000	0.128
2F~3F	6		0.175
1F	5		0.182
B1F	4		0.173
B2F	3		0.618

第 6.2 表 基準地震動 S_s による地震応答解析結果に基づく最大せん断ひずみ (EW 方向)

階	要素番号	評価基準値 $\times 10^{-3}$	最大せん断ひずみ $\times 10^{-3}$
4F	7	2.000	0.123
2F~3F	6		0.123
1F	5		0.151
B1F	4		0.123
B2F	3		0.222

6.2 接地圧の評価

基準地震動 Ss による地震応答解析における地盤の接地圧について、支持地盤の許容支持力度を超えないことを確認する。支持地盤の許容支持力度は、平板載荷試験から得られた極限支持力度 2,206kN/m² とする。

基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく地盤の接地圧を第 6.3 表に示す。

最大接地圧は、基準地震動 Ss-3 の NS 方向で 718.1kN/m² であり、許容支持力度 2,206kN/m² を下回っていることを確認した。

第 6.3 表 基準地震動 Ss による地震応答解析結果に基づく最大接地圧

基準地震動	許容支持力度 (kN/m ²)	接地圧 (kN/m ²)	
		NS 方向	EW 方向
Ss-1	2,206	665.9	548.2
Ss-2		635.4	512.0
Ss-3		718.1	624.5
Ss-4		691.5	518.8
Ss-5		685.9	484.9
Ss-6		599.3	507.9
Ss-D		635.2	541.1

機器・配管系の解析に用いる設計用床応答スペクトル (設計成立性確認用)
--

原子炉建物及び原子炉附属建物に設置される機器・配管系の解析には、建物の地震応答解析から得られる各質点の床応答時刻歴から作成した設計用床応答スペクトル (FRS) を用いるものとする。

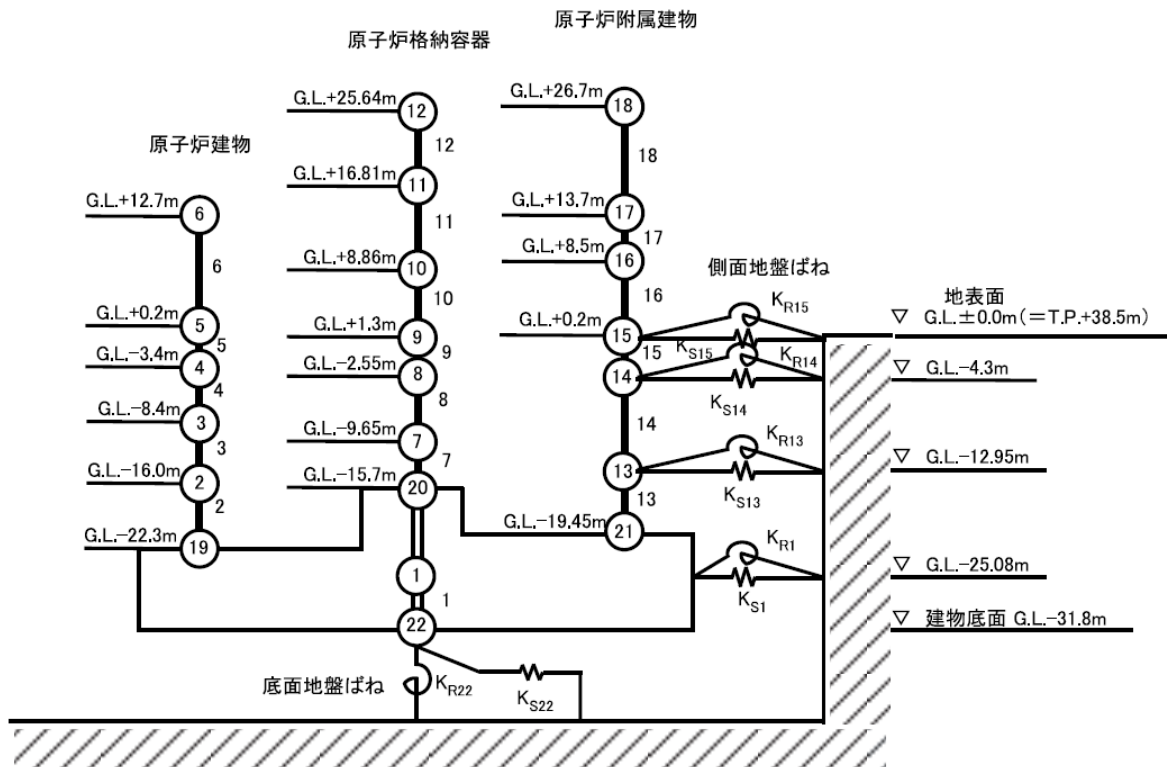
設計用床応答スペクトルは、設置される機器・配管系の減衰定数を用いて作成した応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅して作成する。

本資料では、設計成立性を示すための耐震評価に用いる設計用床応答スペクトルを示す。設計成立性を示すために選定した代表の機器・配管系に使用する設計用床応答スペクトルを第 1.1 表に示す。

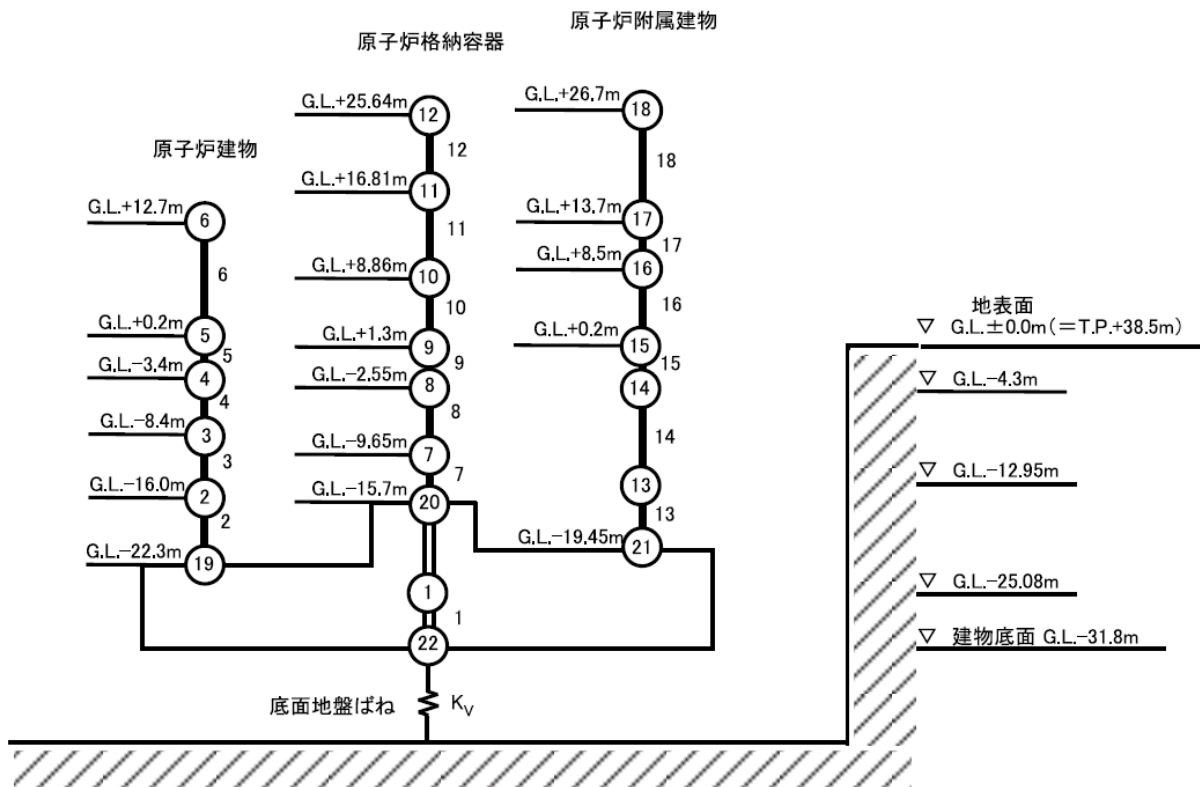
第1.1表 代表機器・配管系に使用する設計用床応答スペクトル

No.	名称	使用する床応答の質点	減衰定数 (%)	FRS (Ss)	FRS (Sd)
1	原子炉容器 (炉心バレル構造物、炉心支持構造物を含む)	原子炉建物-質点②④	1.0	第1.3図, 第1.5図, 第1.12図, 第1.14図	第1.23図, 第1.24図, 第1.30図, 第1.31図
2	1次主冷却系配管	原子炉建物-質点②③④	2.5	第1.8図, 第1.9図, 第1.10図, 第1.17図, 第1.18図, 第1.19図	第1.27図, 第1.28図, 第1.29図, 第1.34図, 第1.35図, 第1.36図
3	1次補助冷却系配管	原子炉建物-質点②③④	2.5	第1.8図, 第1.9図, 第1.10図, 第1.17図, 第1.18図, 第1.19図	第1.27図, 第1.28図, 第1.29図, 第1.34図, 第1.35図, 第1.36図
4	1次ナトリウム充填・ドレン配管	原子炉建物-質点③④	1.5	第1.6図, 第1.7図, 第1.15図, 第1.16図	第1.25図, 第1.26図, 第1.32図, 第1.33図
5	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵ラック	原子炉附属建物-質点⑬	1.0	第1.21図, 第1.22図	第1.37図, 第1.38図
6	主中間熱交換器	原子炉建物-質点④	1.0	第1.5図, 第1.14図	第1.24図, 第1.31図
7	1次主循環ポンプ	原子炉建物-質点④	1.0	第1.5図, 第1.14図	第1.24図, 第1.31図
8	1次オーバーフロー系配管	原子炉建物-質点②③④⑱	2.5	第1.8図, 第1.9図, 第1.10図, 第1.11図, 第1.17図, 第1.18図, 第1.19図, 第1.20図	—
9	1次アルゴンガス系配管	原子炉建物-質点③④	1.5	第1.6図, 第1.7図, 第1.15図, 第1.16図	—
10	回転プラグ	原子炉建物-質点④	1.0	第1.5図, 第1.14図	—
11	安全容器	原子炉建物-質点②③④	1.0	第1.3図, 第1.4図, 第1.5図, 第1.12図, 第1.13図, 第1.14図	—

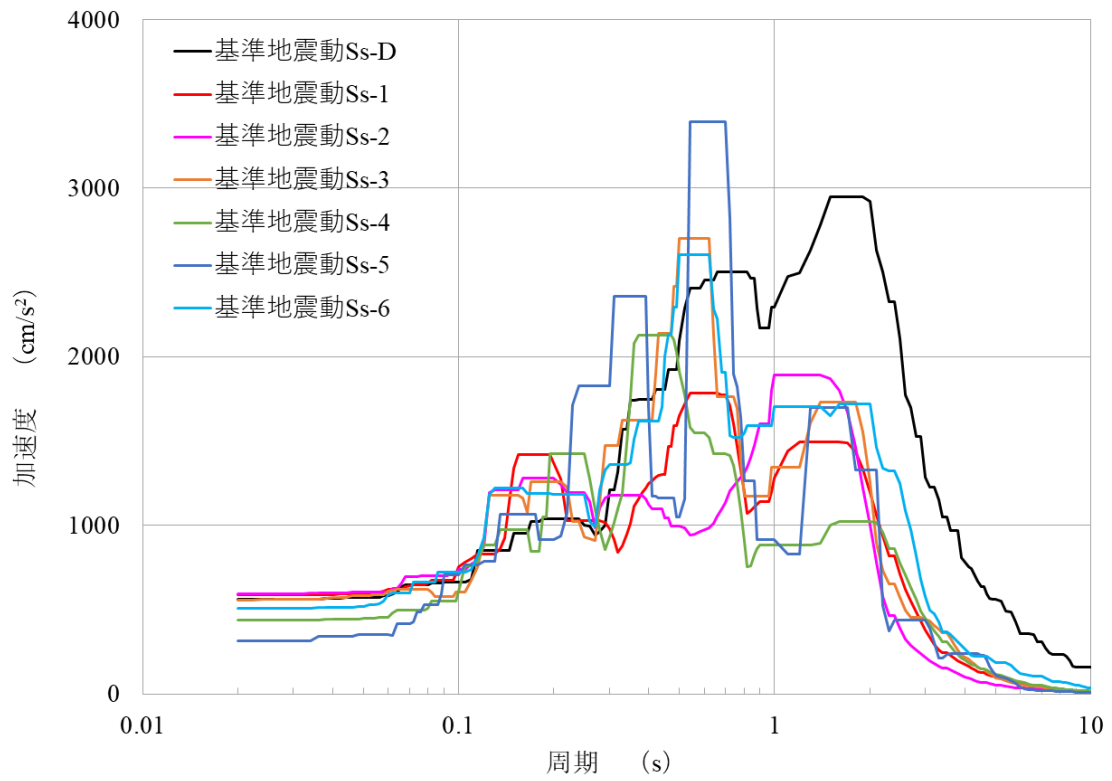
原子炉建物及び原子炉附属建物の解析モデルを第 1.1 図及び第 1.2 図に示す。基準地震動 S_s による設計用床応答スペクトルを第 1.3 図から第 1.22 図に示す。弾性設計用地震動 S_d による設計用床応答スペクトルを第 1.23 図から第 1.38 図に示す。



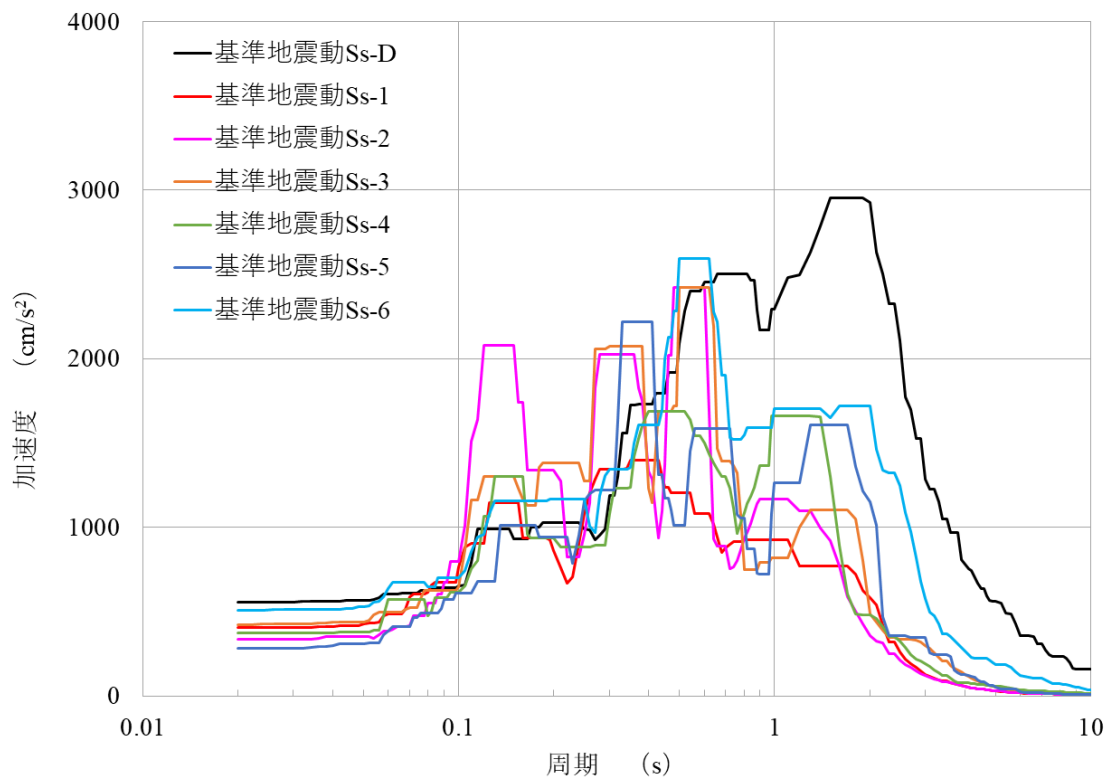
第 1.1 図 水平方向の地震応答解析モデル
(原子炉建物及び原子炉附属建物)



第 1.2 図 鉛直方向の地震応答解析モデル
(原子炉建物及び原子炉附属建物)

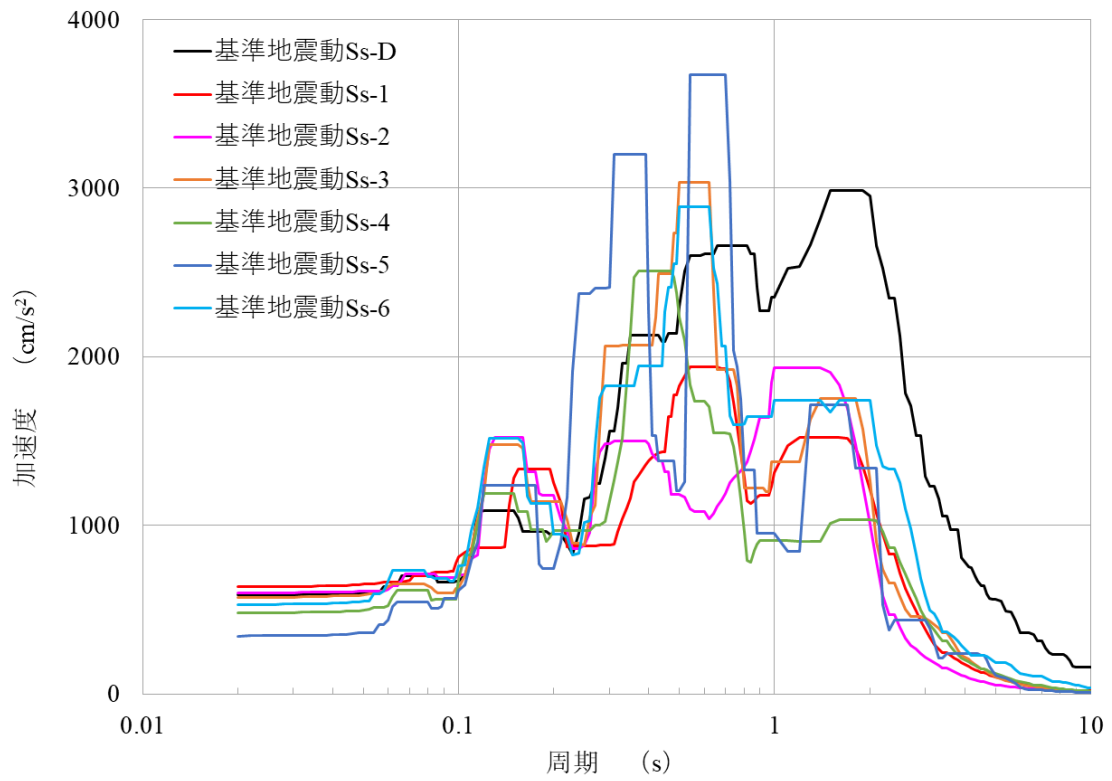


(NS 成分)

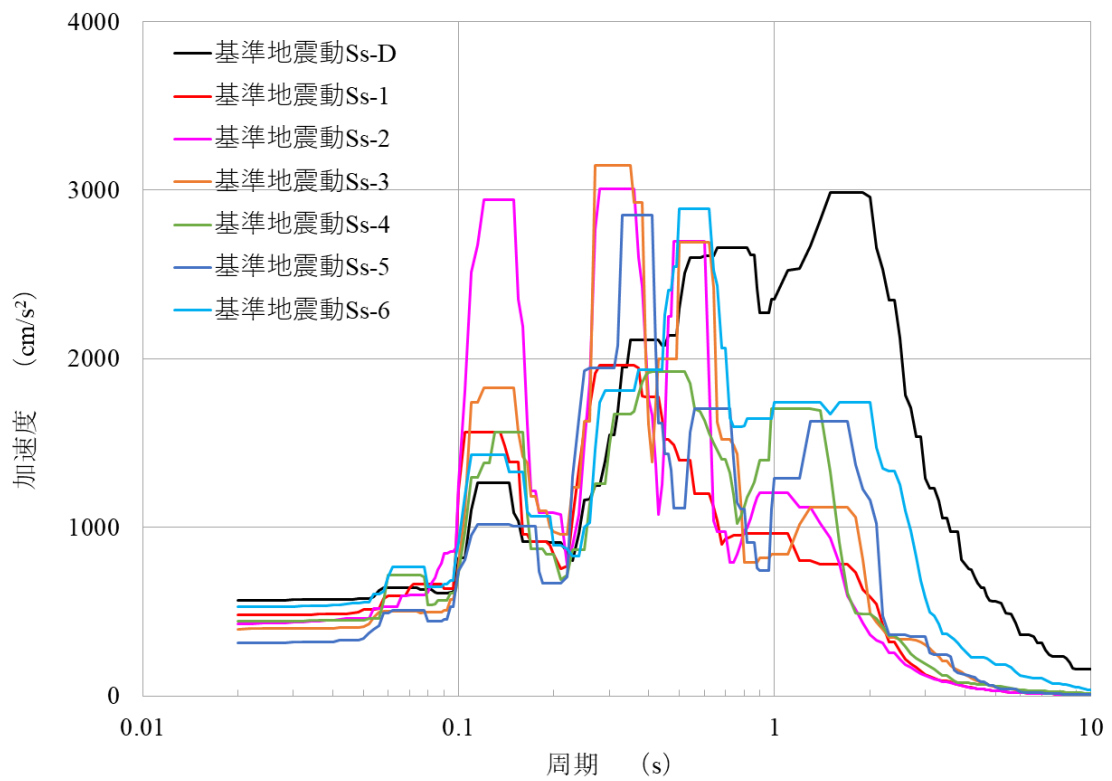


(EW 成分)

第 1.3 図 水平成分の FRS (S_s) (原子炉建物)
(質点番号 No.2 減衰定数 1.0%)

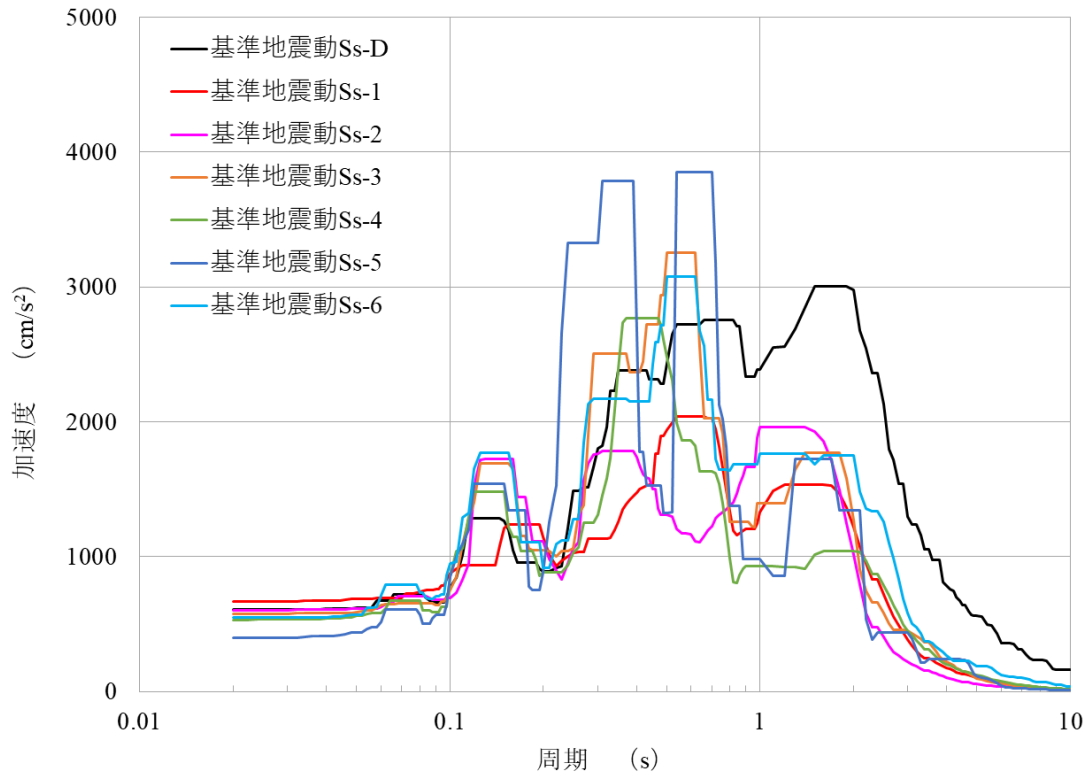


(NS 成分)

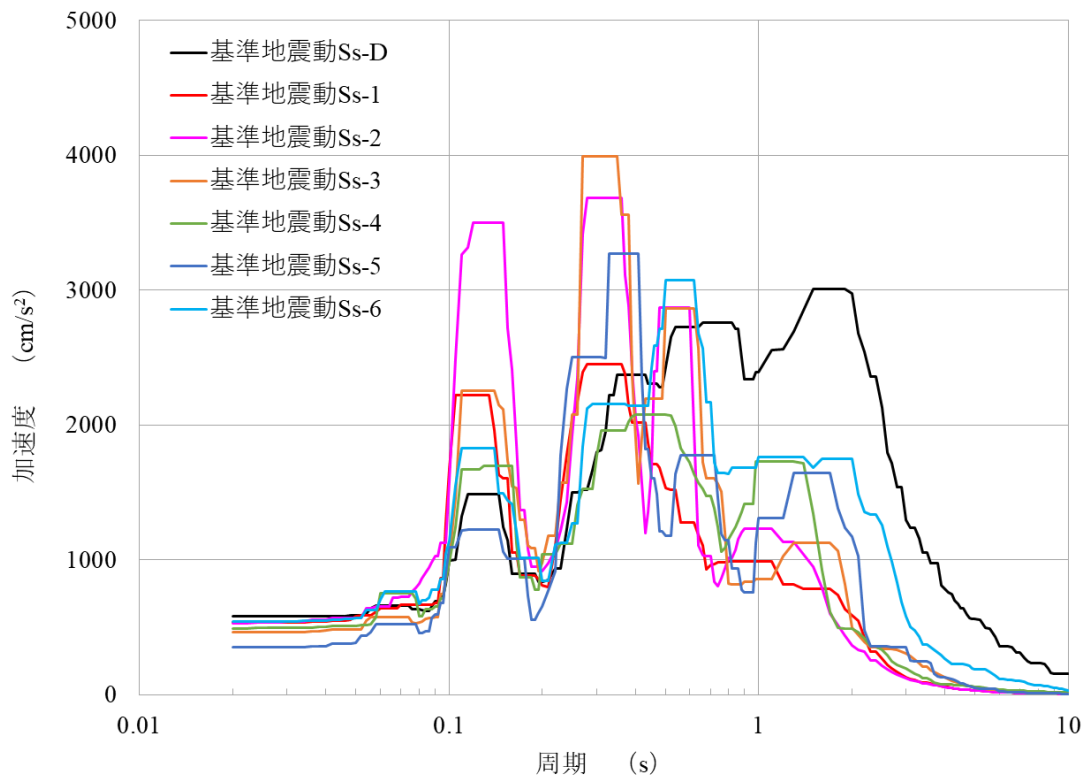


(EW 成分)

第 1.4 図 水平成分の FRS (S_s) (原子炉建物)
(質点番号 No.3 減衰定数 1.0%)

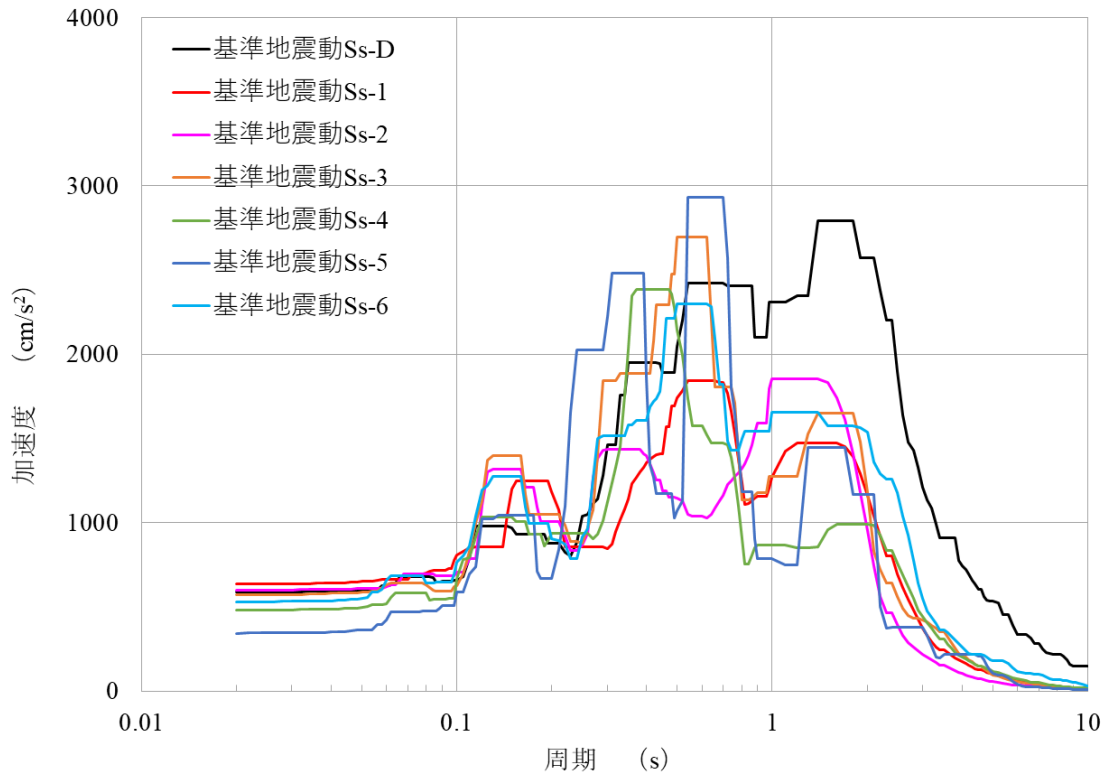


(NS 成分)

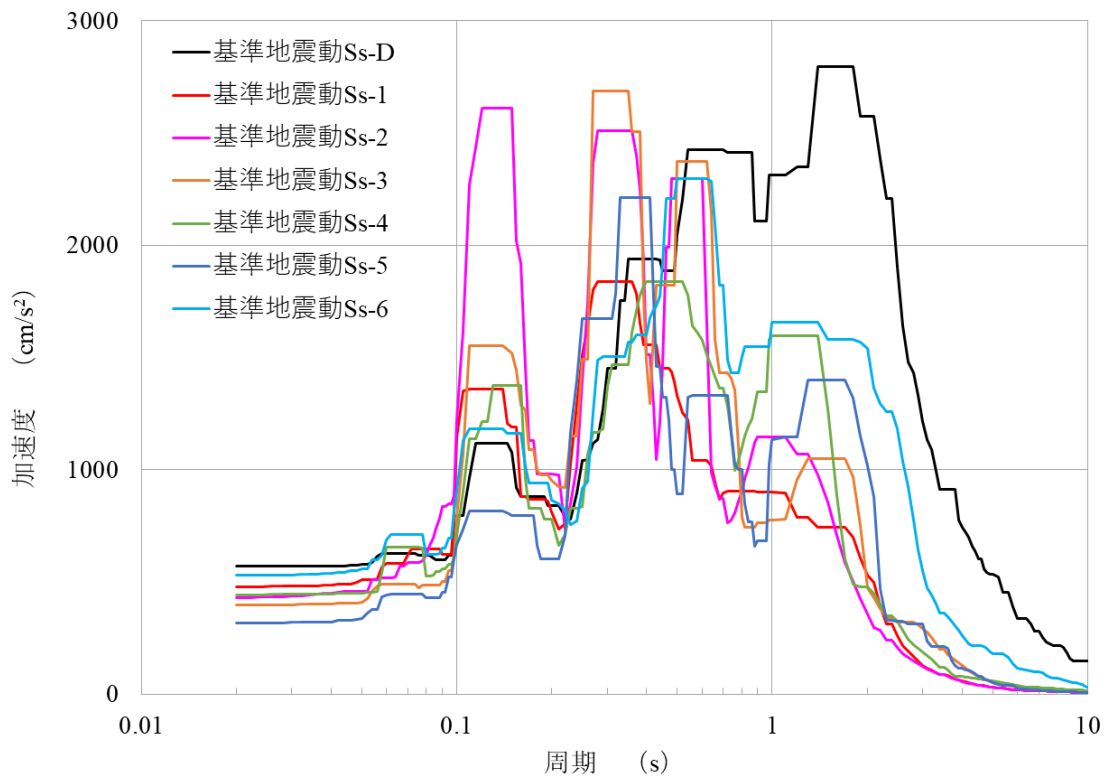


(EW 成分)

第 1.5 図 水平成分の FRS (S_s) (原子炉建物)
(質点番号 No. 4 減衰定数 1.0%)

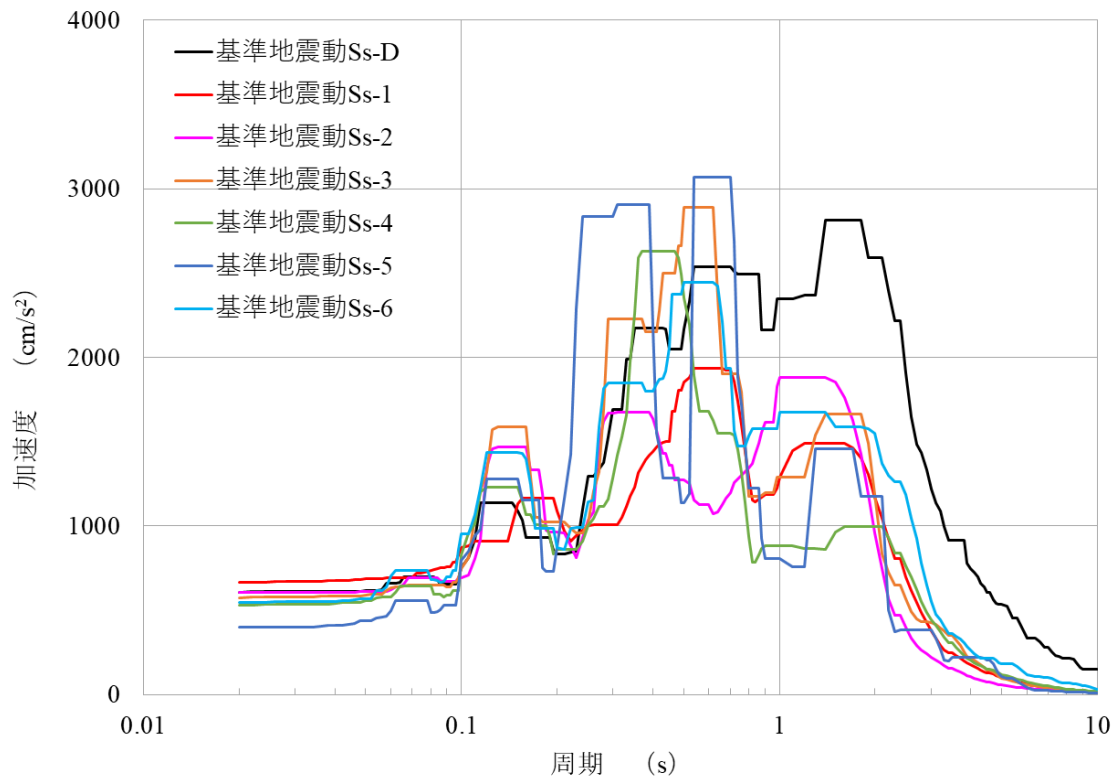


(NS 成分)

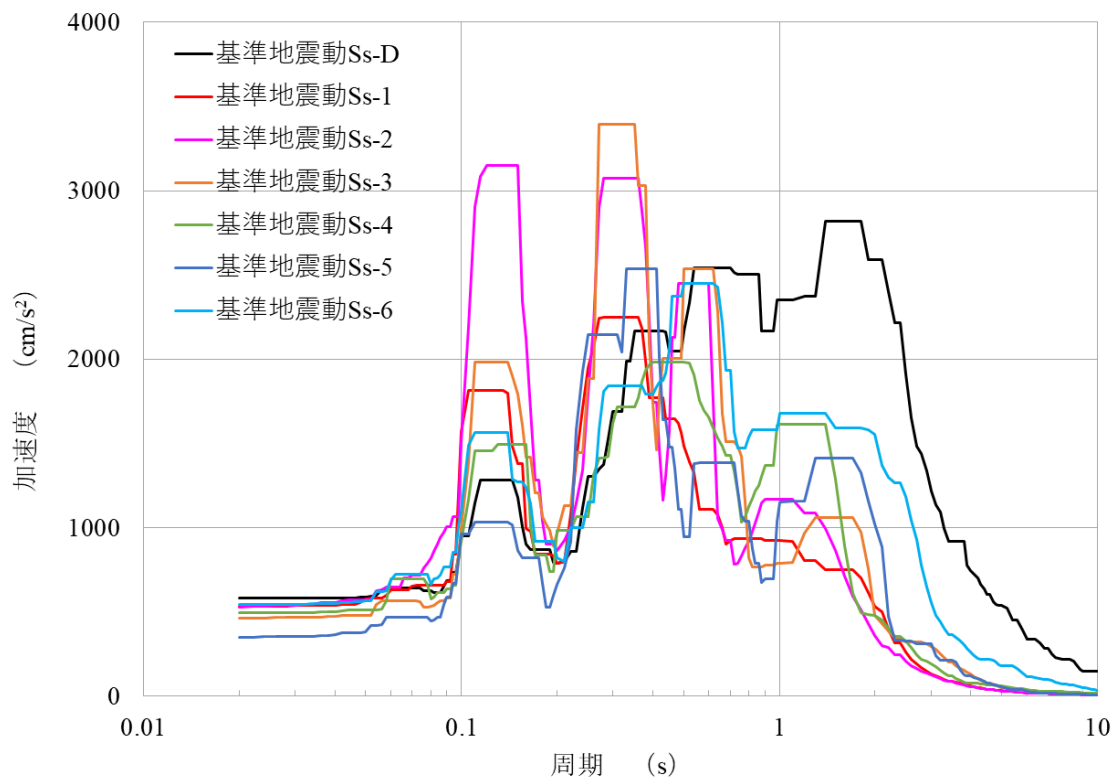


(EW 成分)

第 1.6 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.3 減衰定数 1.5%)

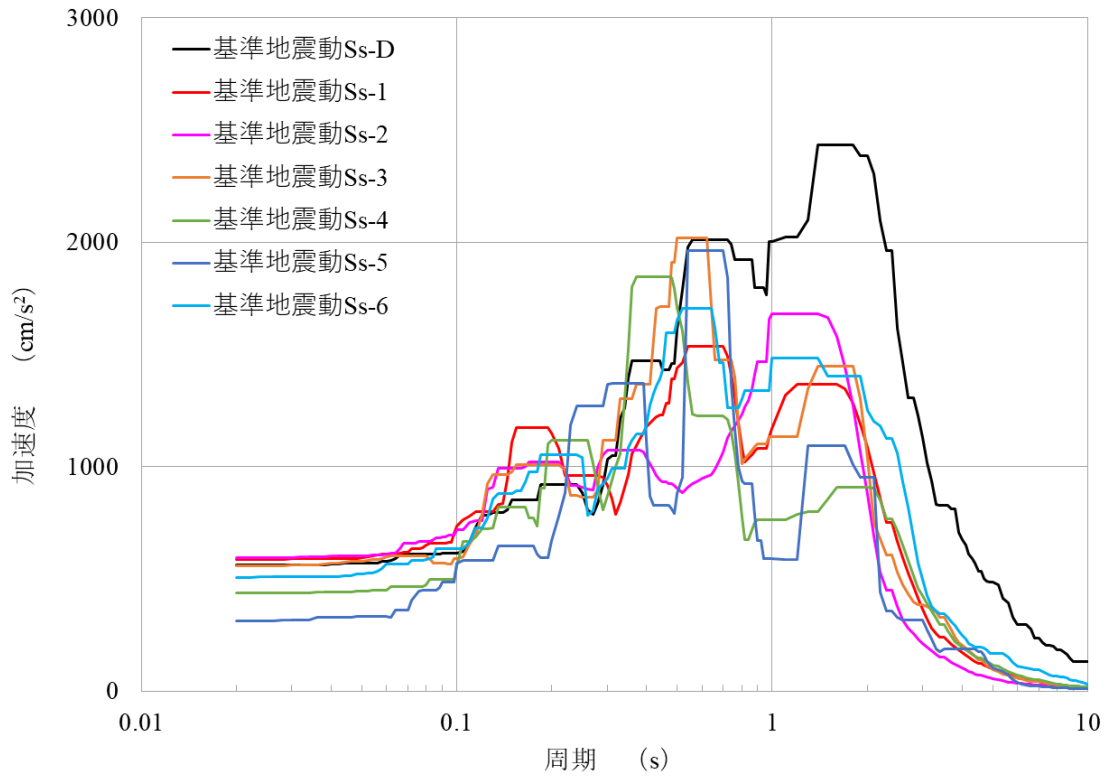


(NS 成分)

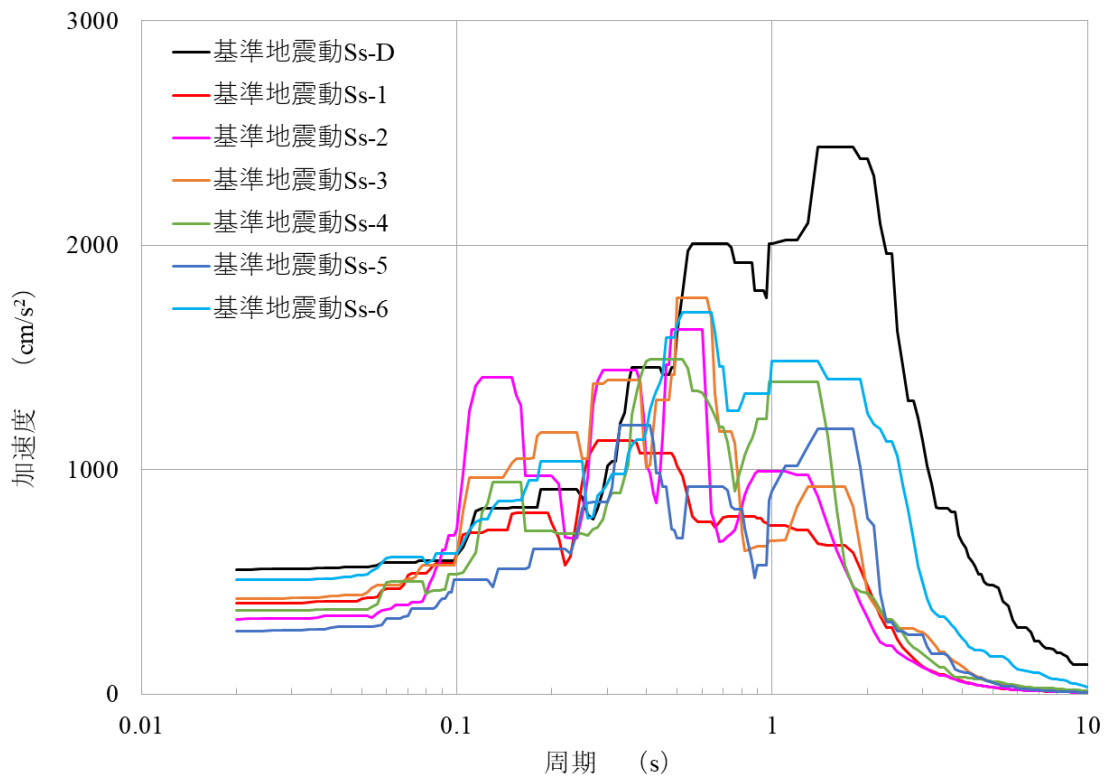


(EW 成分)

第 1.7 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 1.5%)

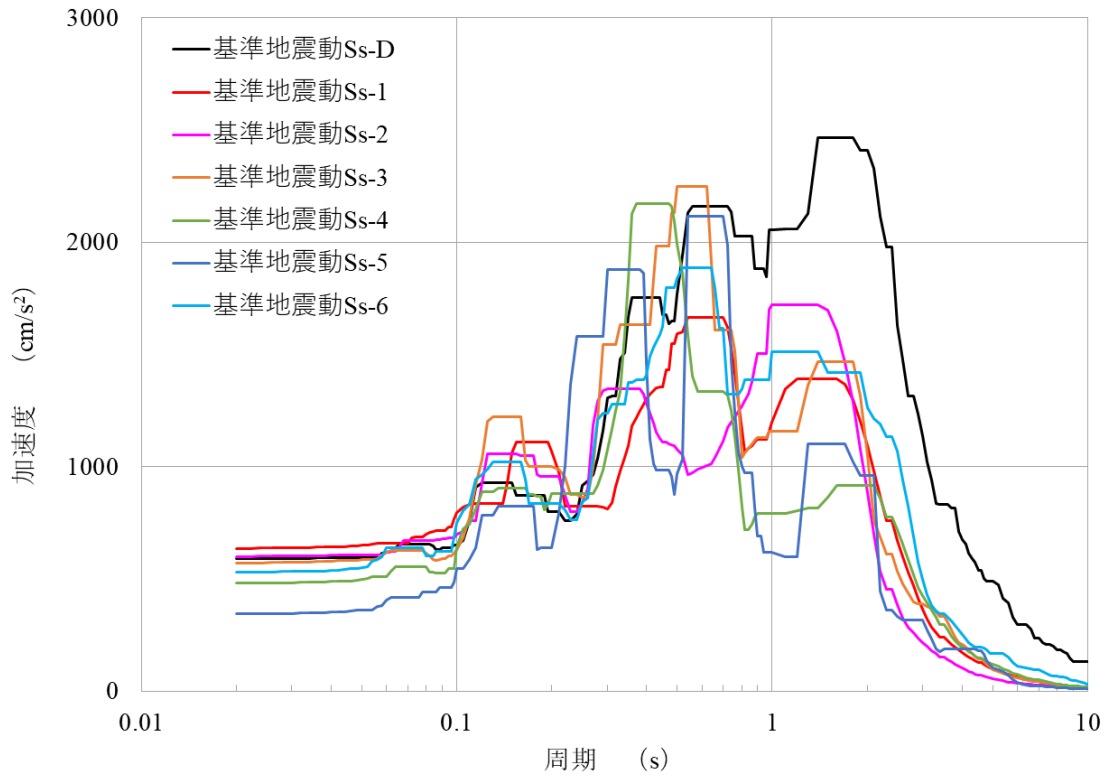


(NS 成分)

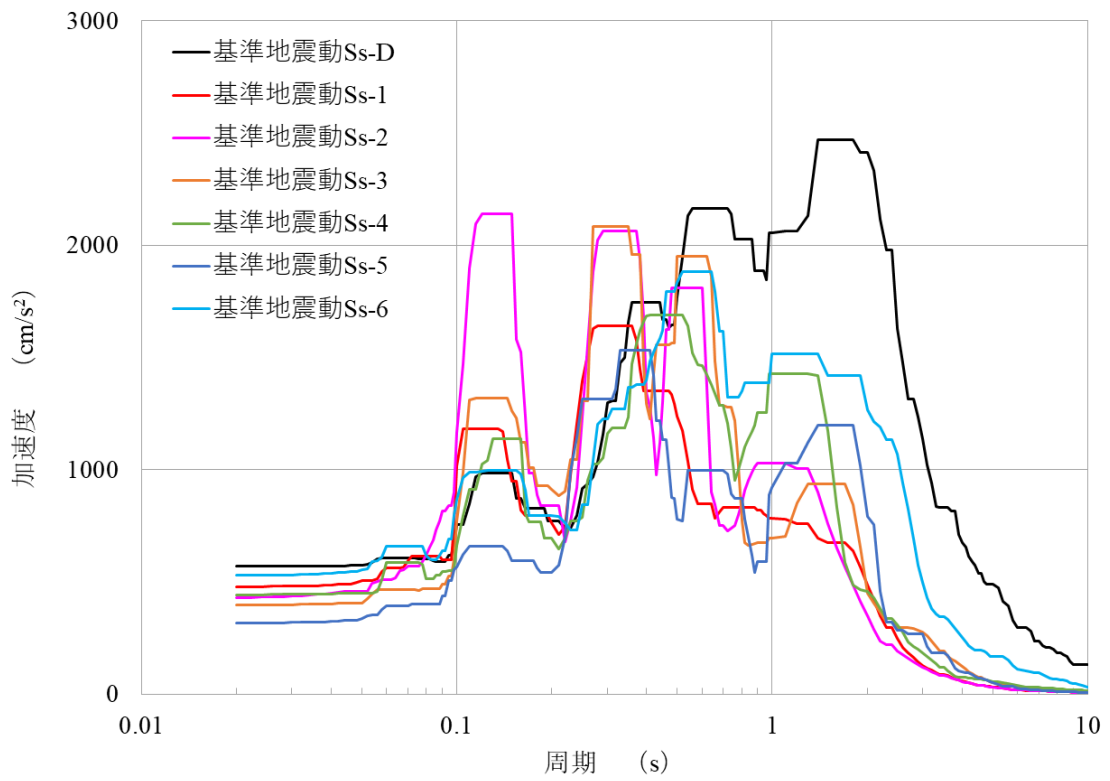


(EW 成分)

第 1.8 図 水平成分の FRS (S_s) (原子炉建物)
(質点番号 No.2 減衰定数 2.5%)

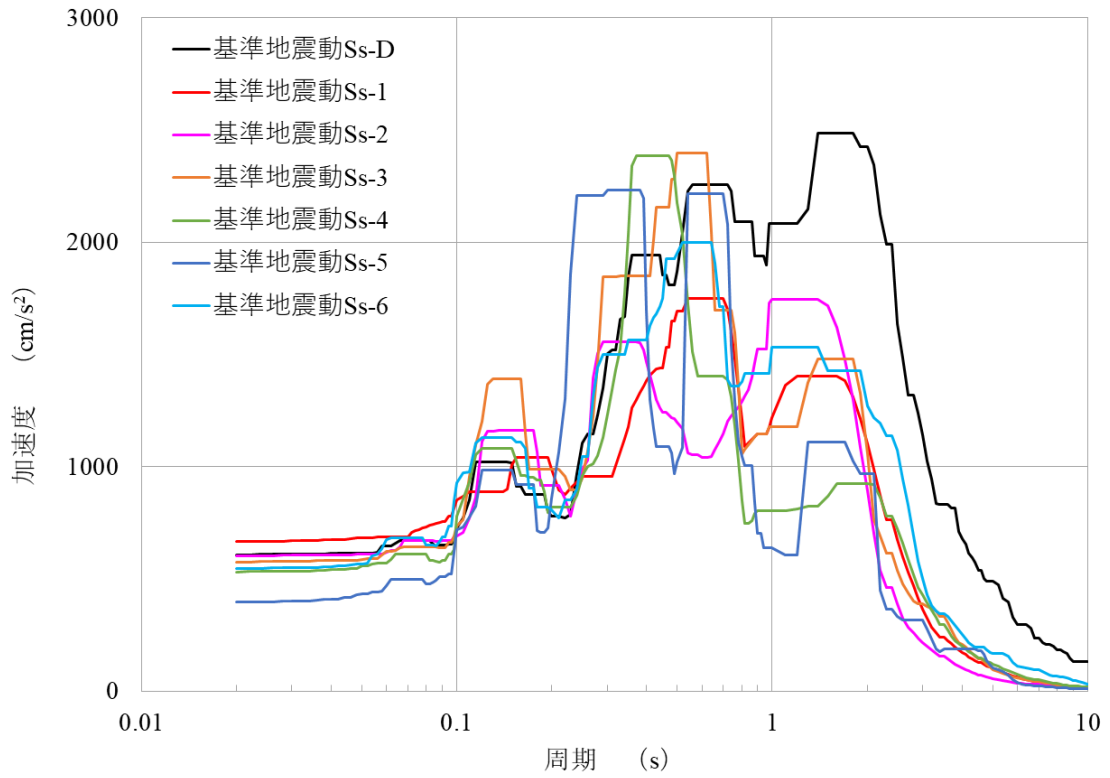


(NS 成分)

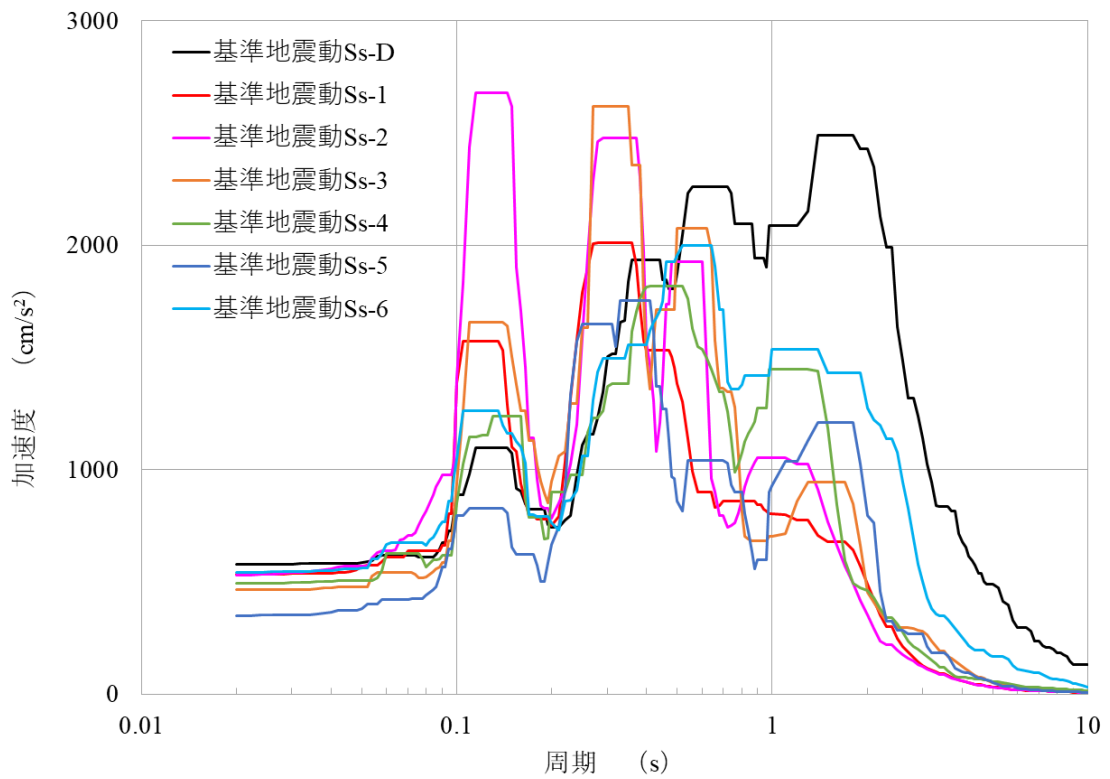


(EW 成分)

第 1.9 図 水平成分の FRS (S_s) (原子炉建物)
(質点番号 No.3 減衰定数 2.5%)

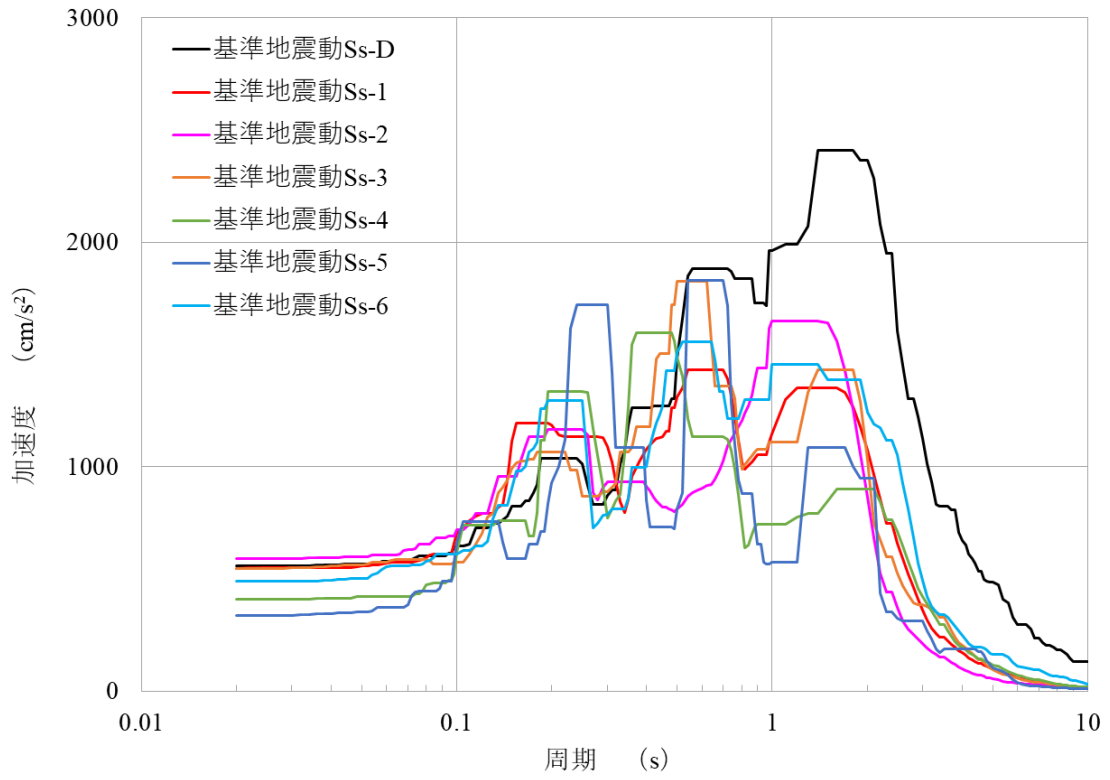


(NS 成分)

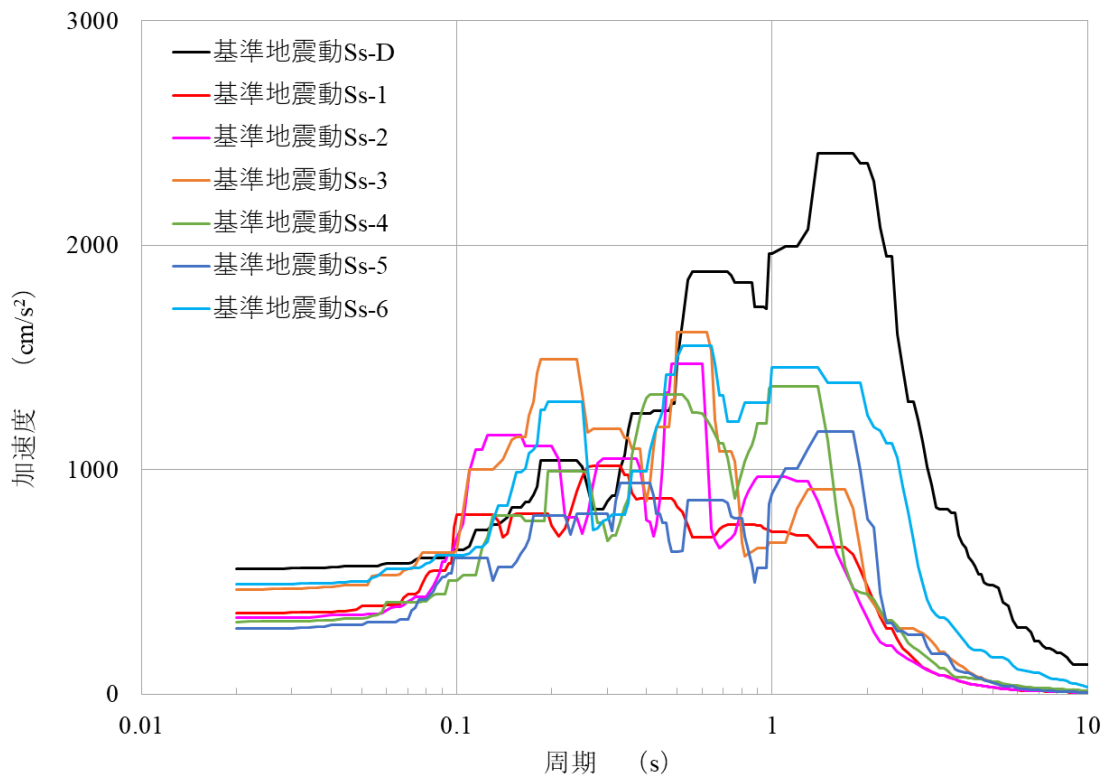


(EW 成分)

第 1.10 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 2.5%)

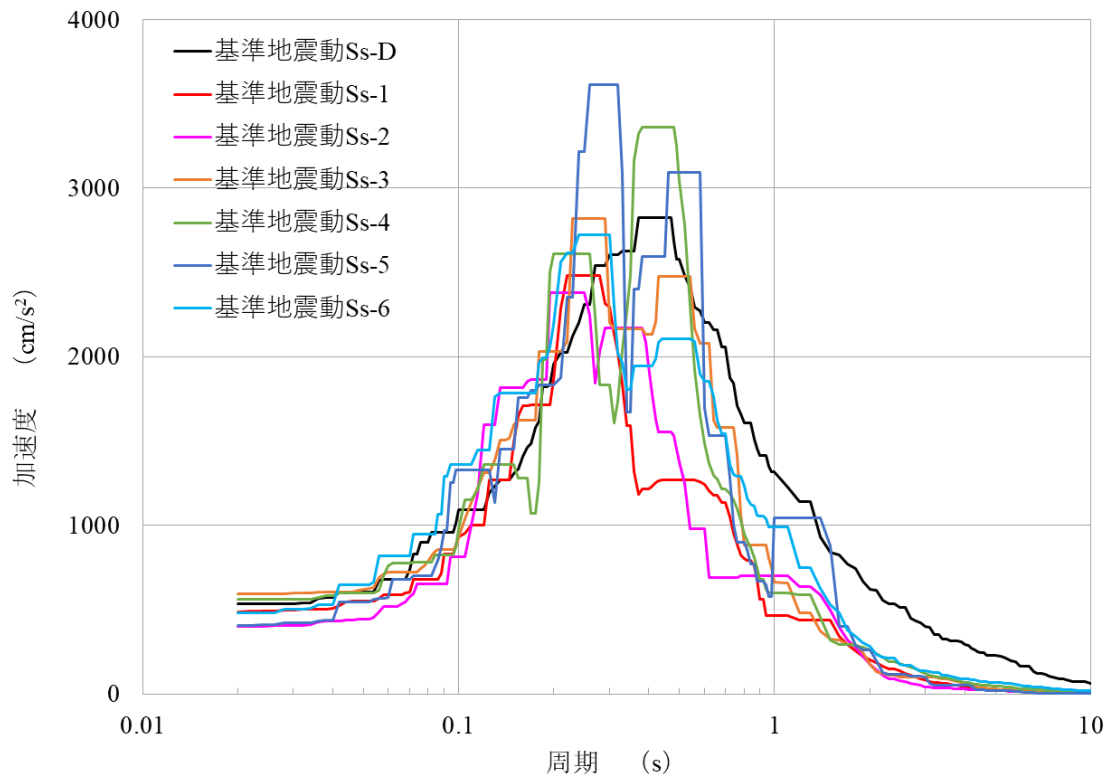


(NS 成分)

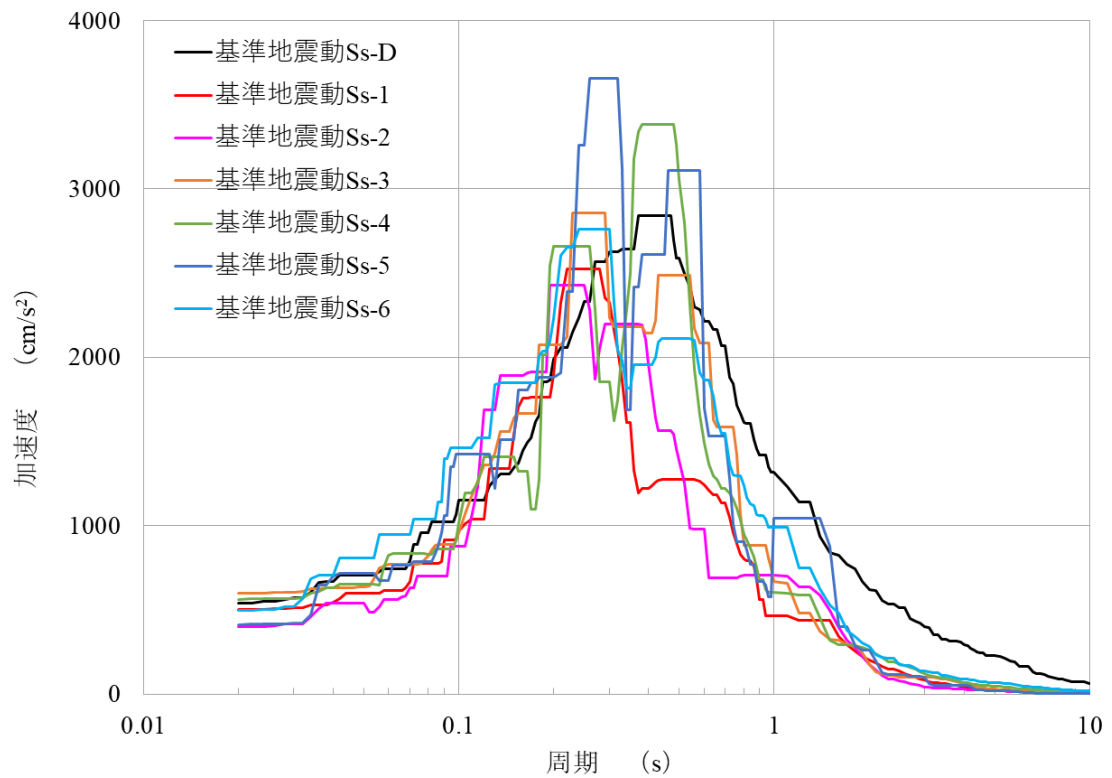


(EW 成分)

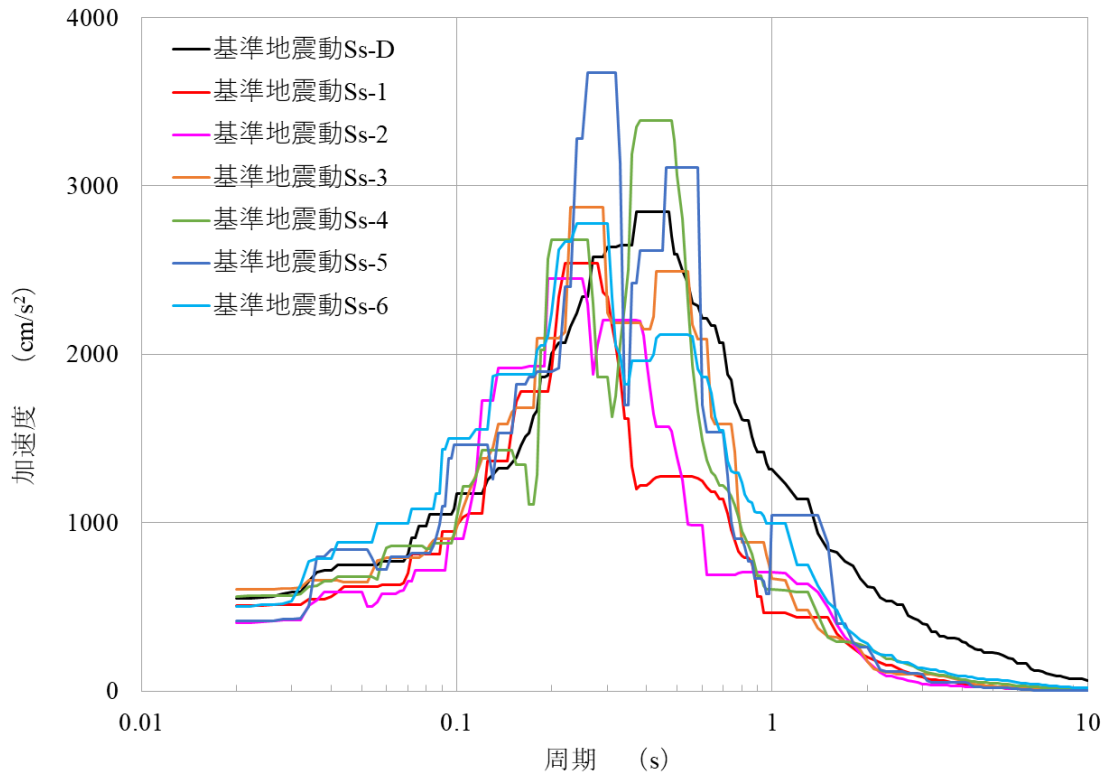
第 1.11 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No. 19 減衰定数 2.5%)



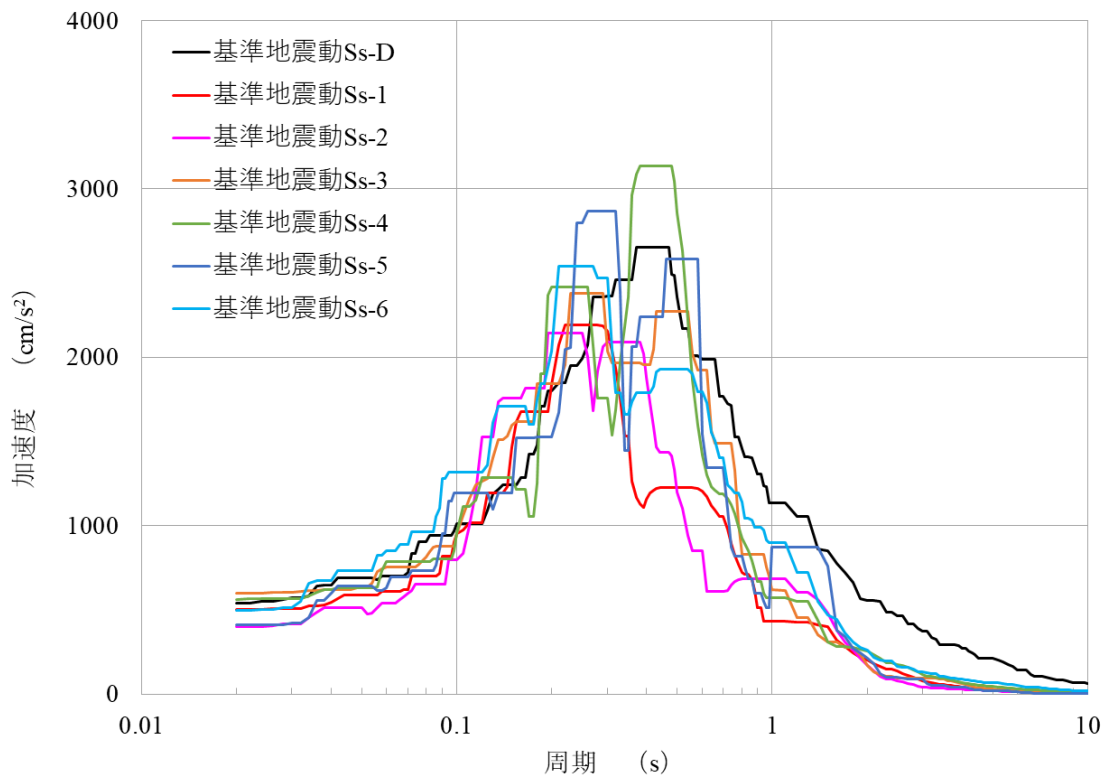
第 1.12 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.2 減衰定数 1.0%)



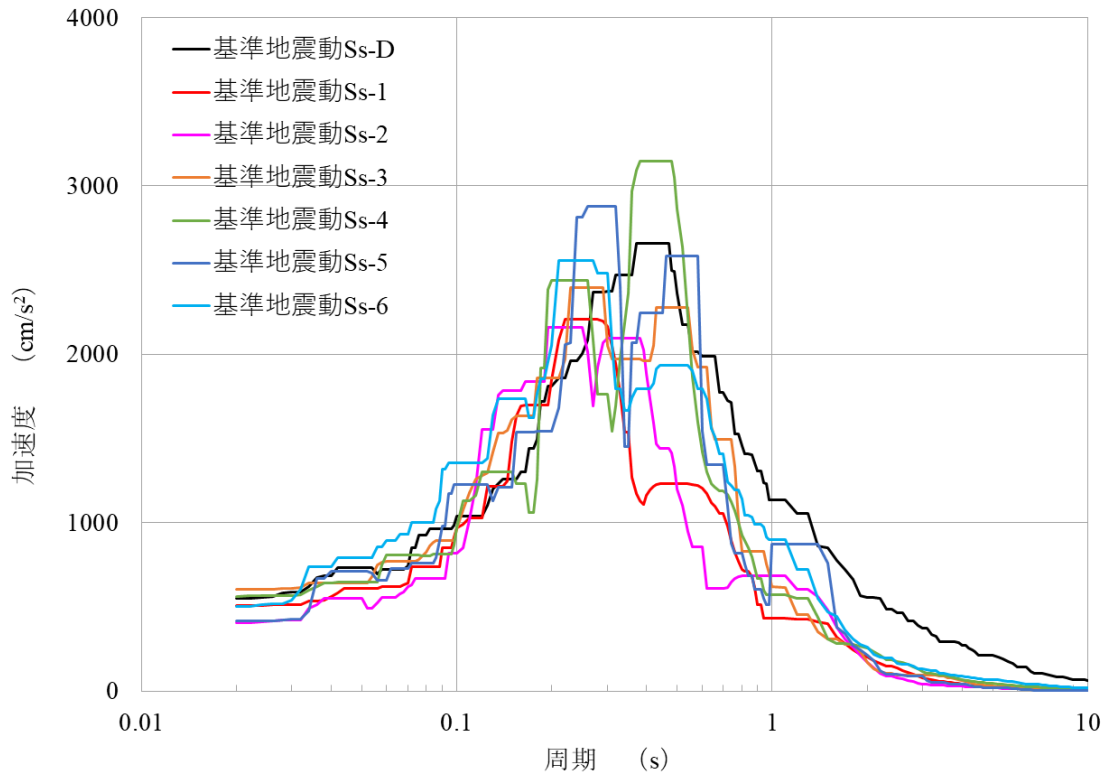
第 1.13 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 1.0%)



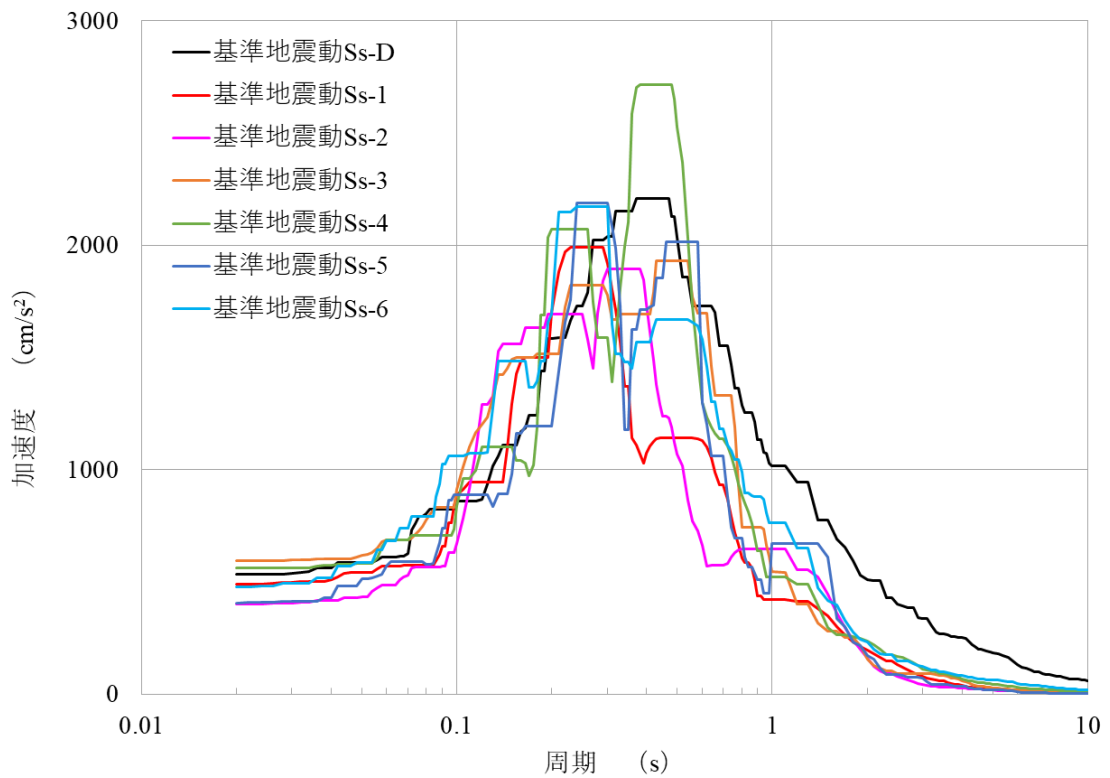
第 1.14 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 1.0%)



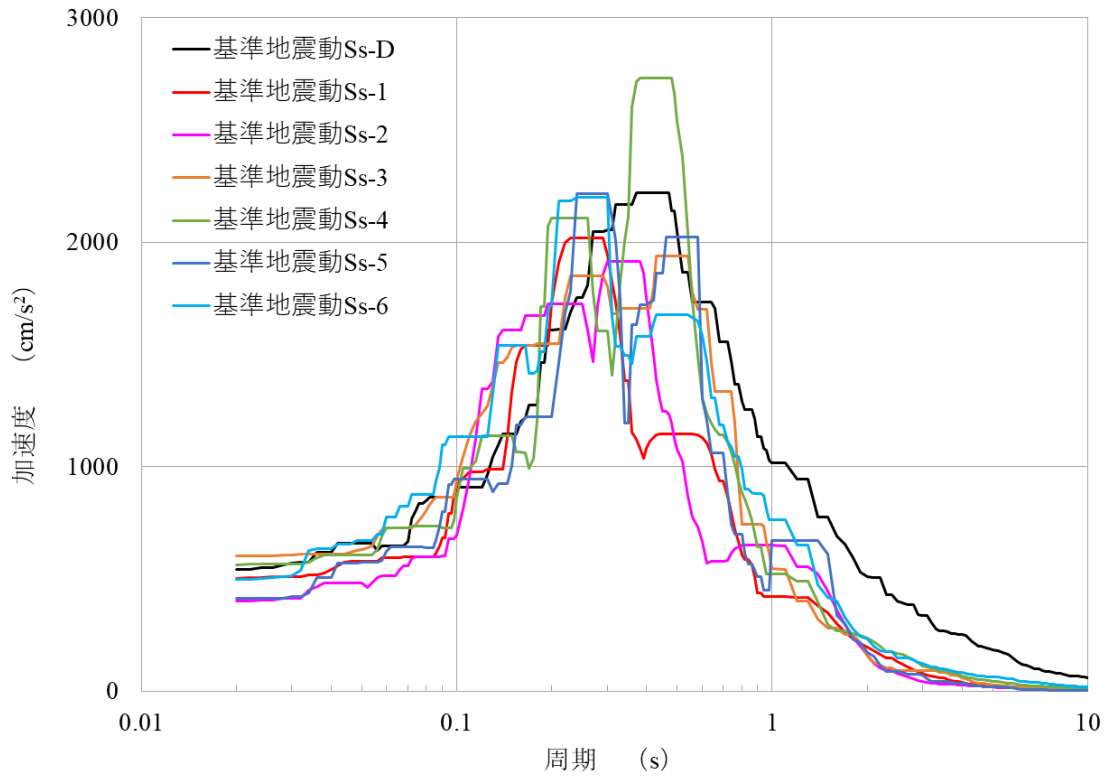
第 1.15 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 1.5%)



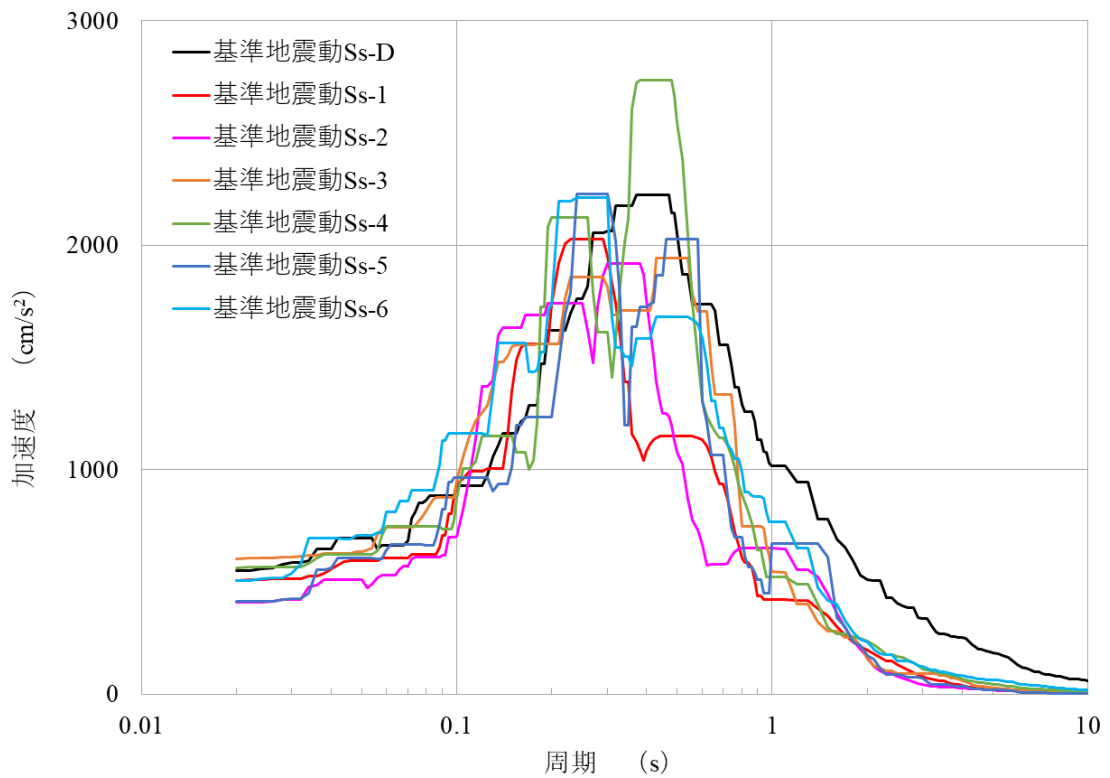
第 1.16 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 1.5%)



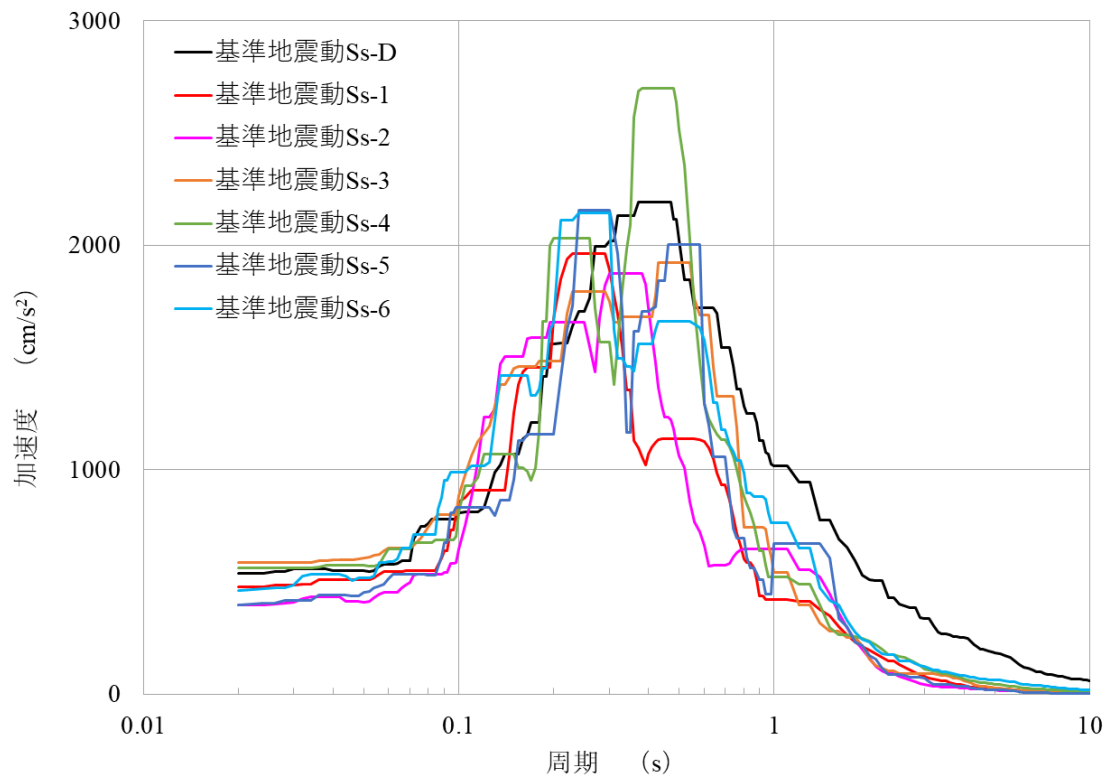
第 1.17 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.2 減衰定数 2.5%)



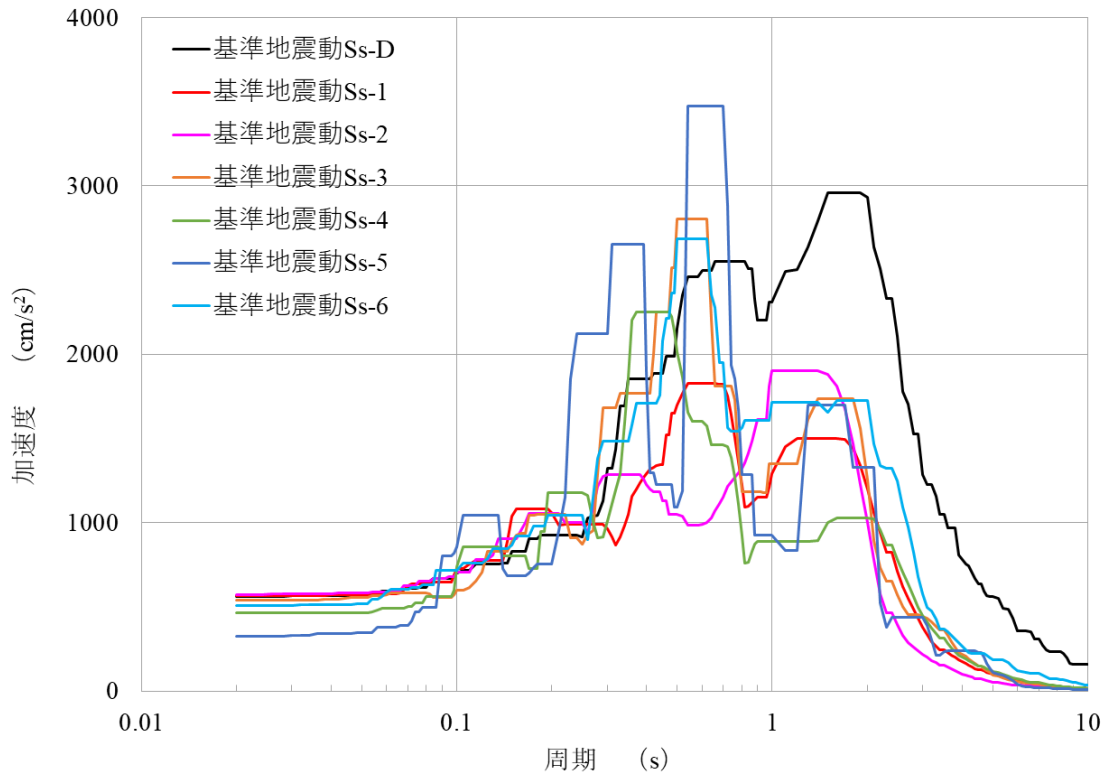
第 1.18 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 2.5%)



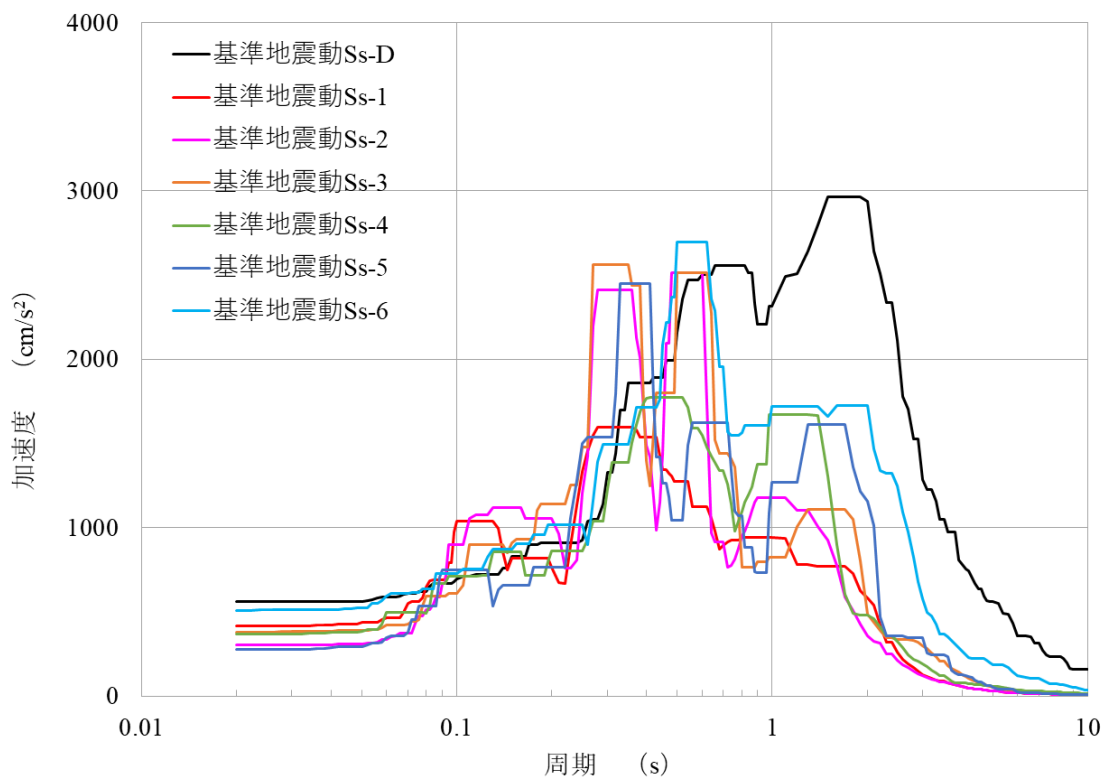
第 1.19 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 2.5%)



第 1.20 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No. 19 減衰定数 2.5%)

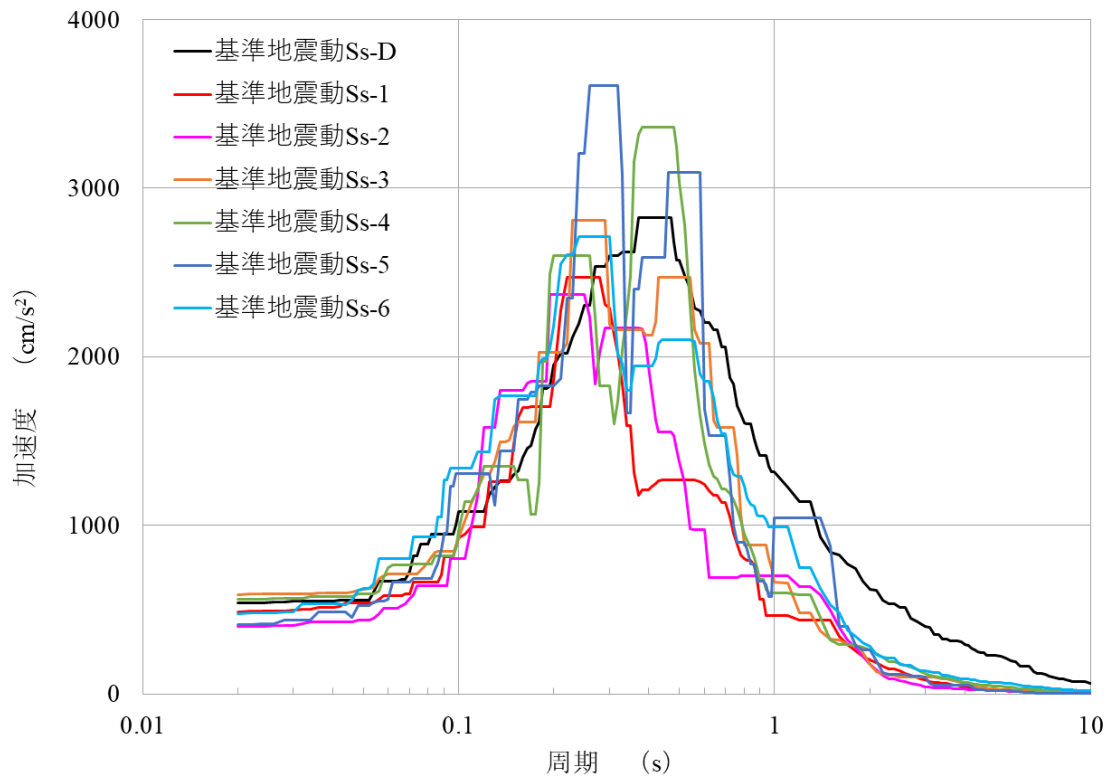


(NS 成分)

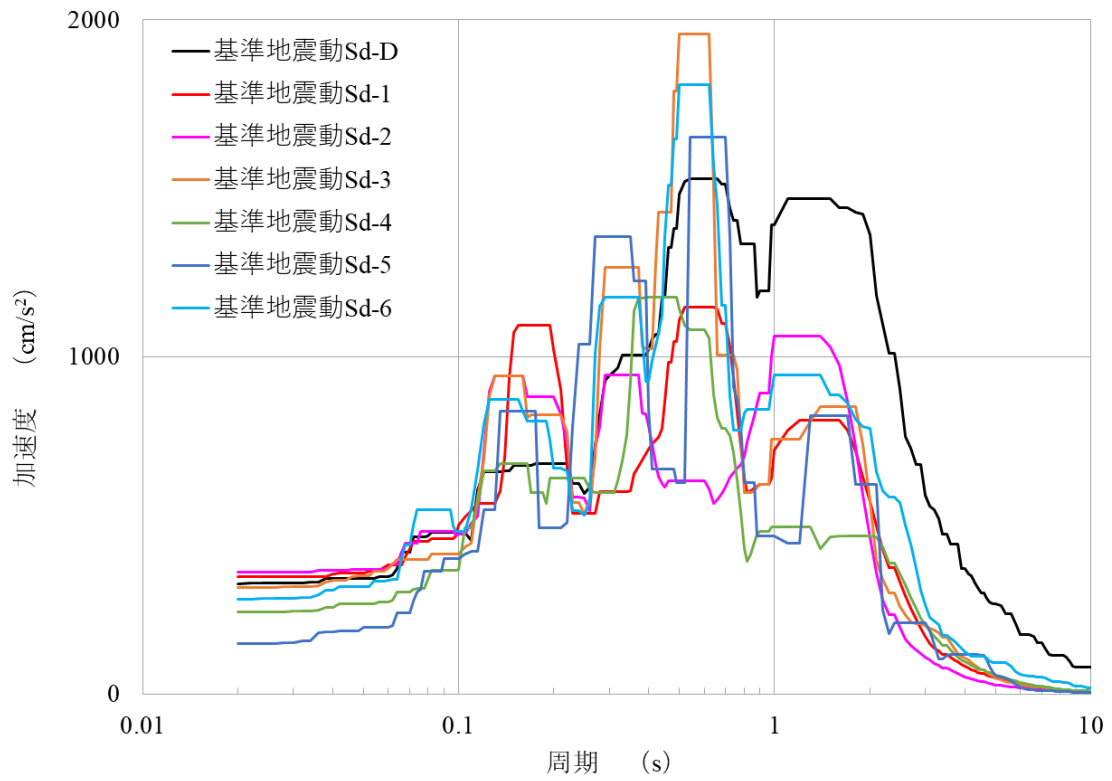


(EW 成分)

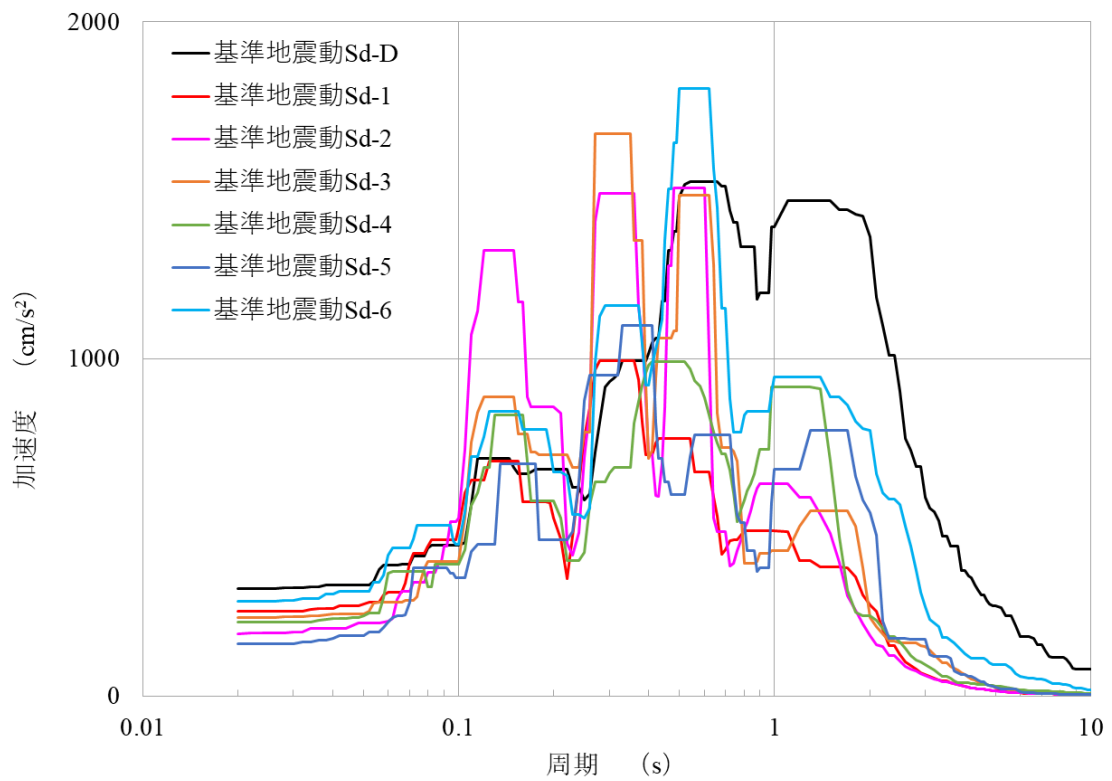
第 1.21 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉附属建物)
(質点番号 No. 13 減衰定数 1.0%)



第 1.22 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉附属建物)
 (質点番号 No. 13 減衰定数 1.0%)

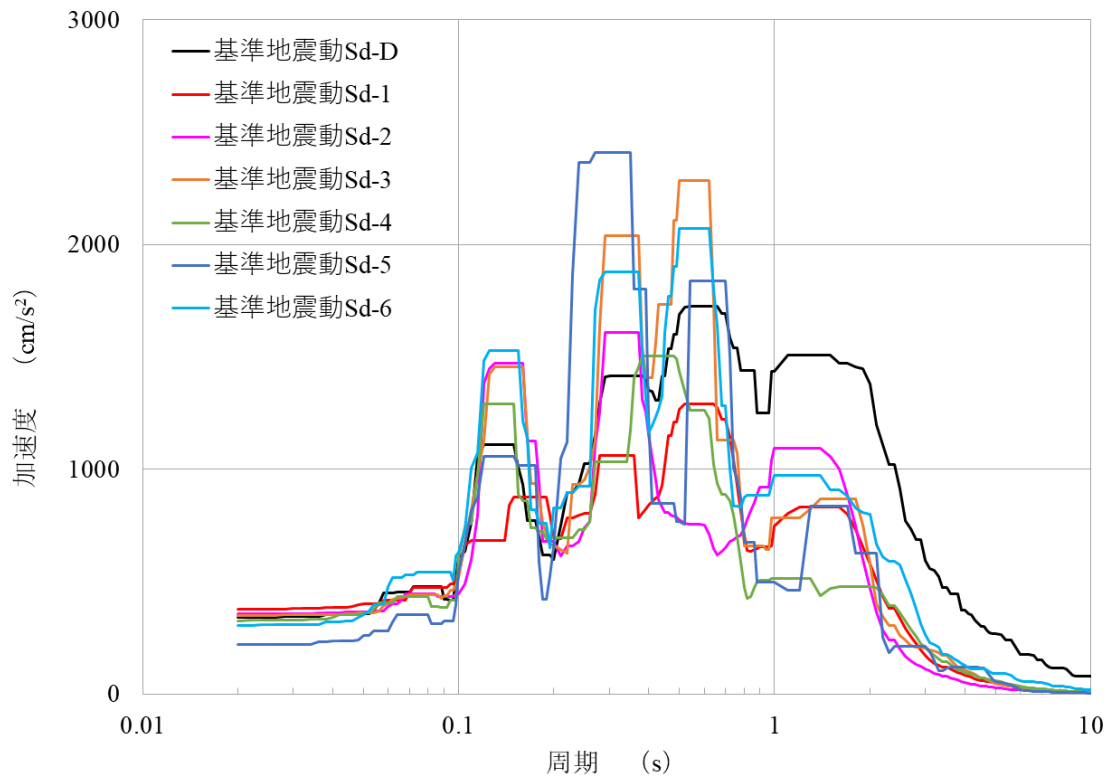


(NS 成分)

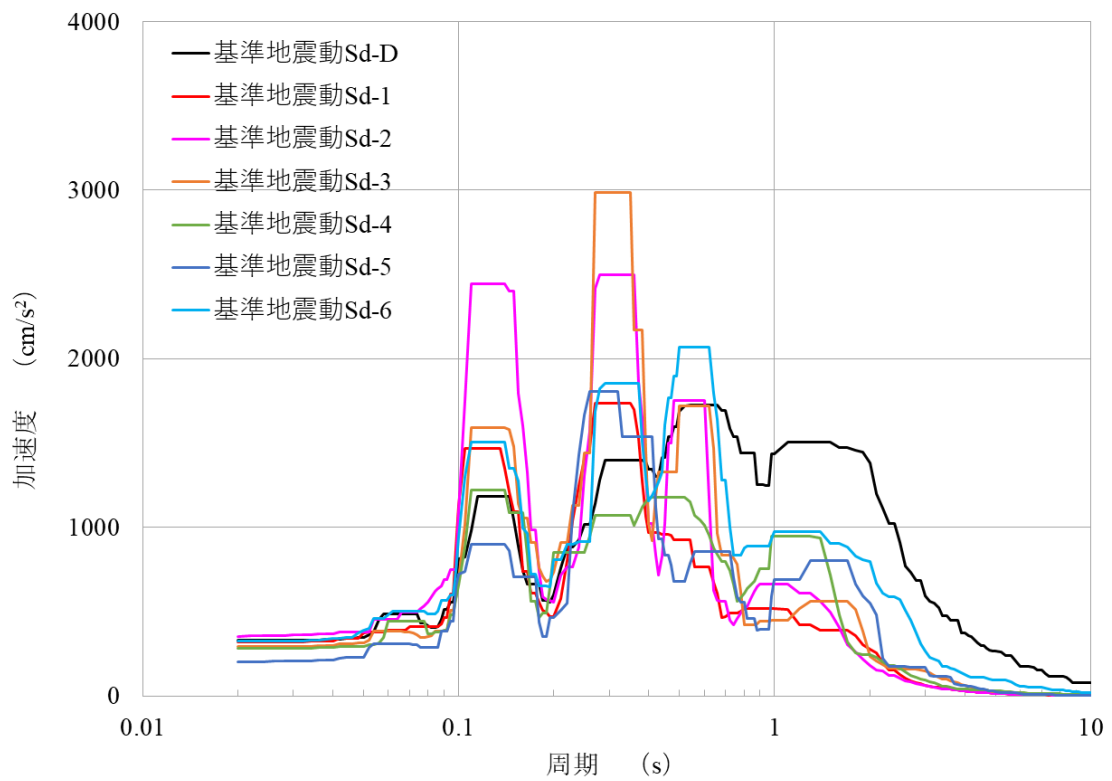


(EW 成分)

第 1.23 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.2 減衰定数 1.0%)

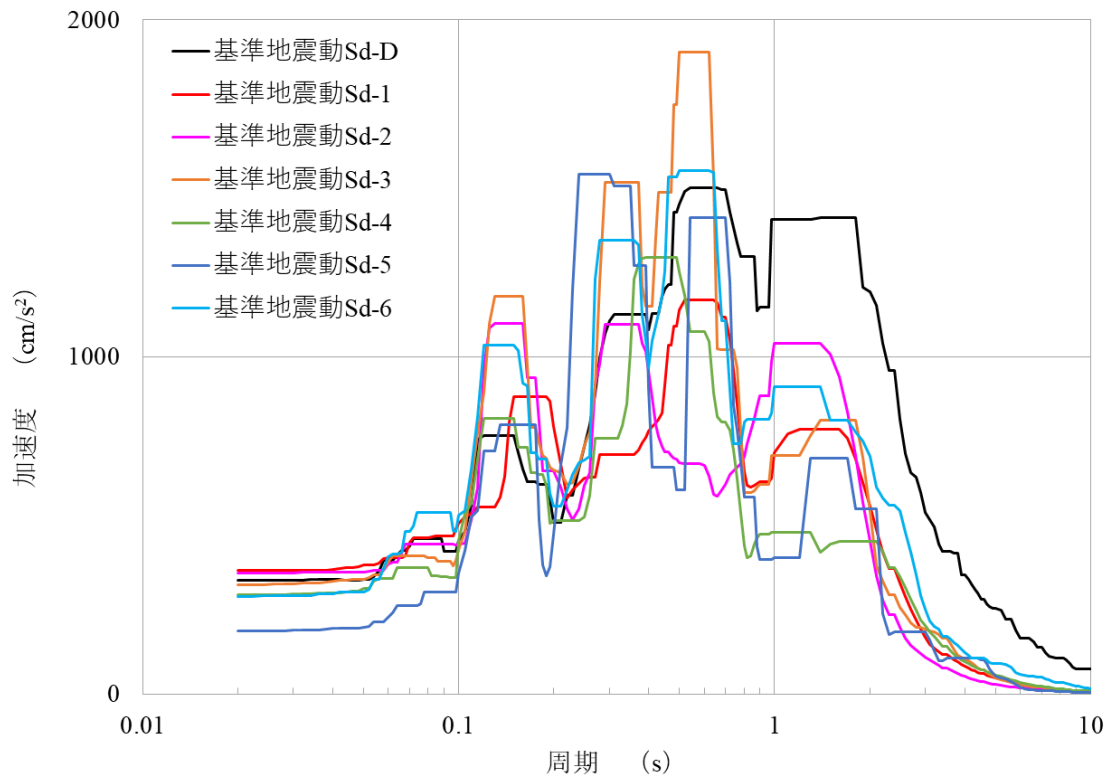


(NS 成分)

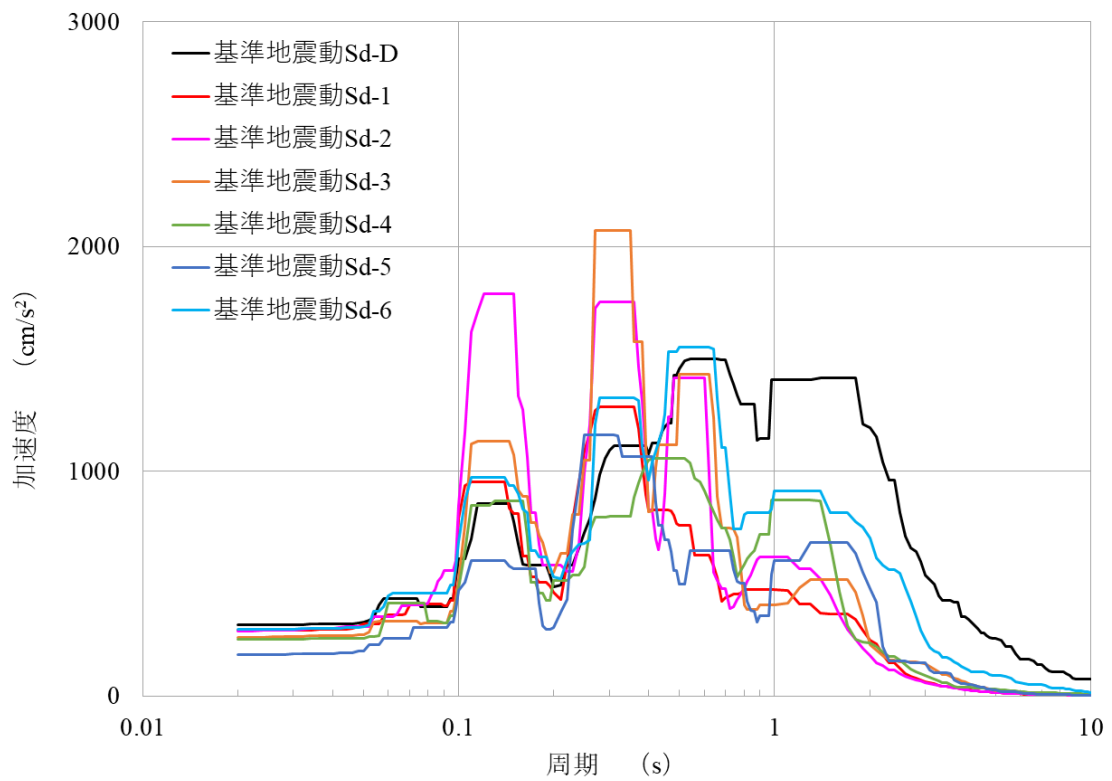


(EW 成分)

第 1.24 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 1.0%)

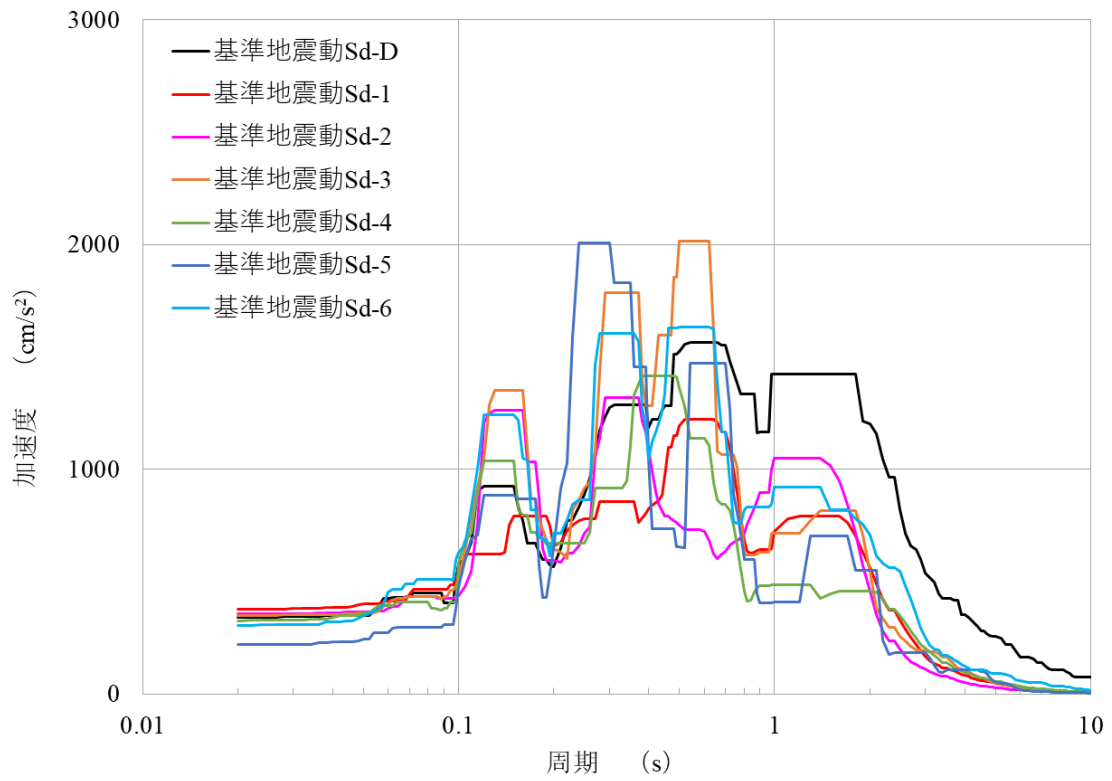


(NS 成分)

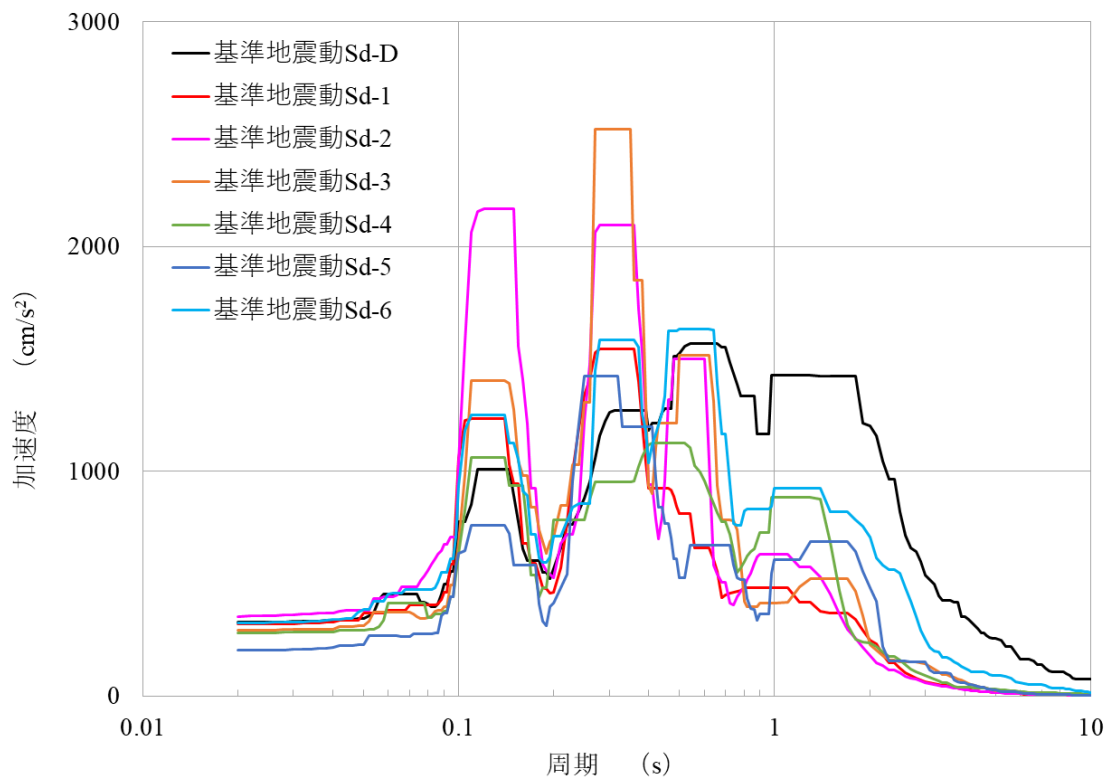


(EW 成分)

第 1.25 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.3 減衰定数 1.5%)

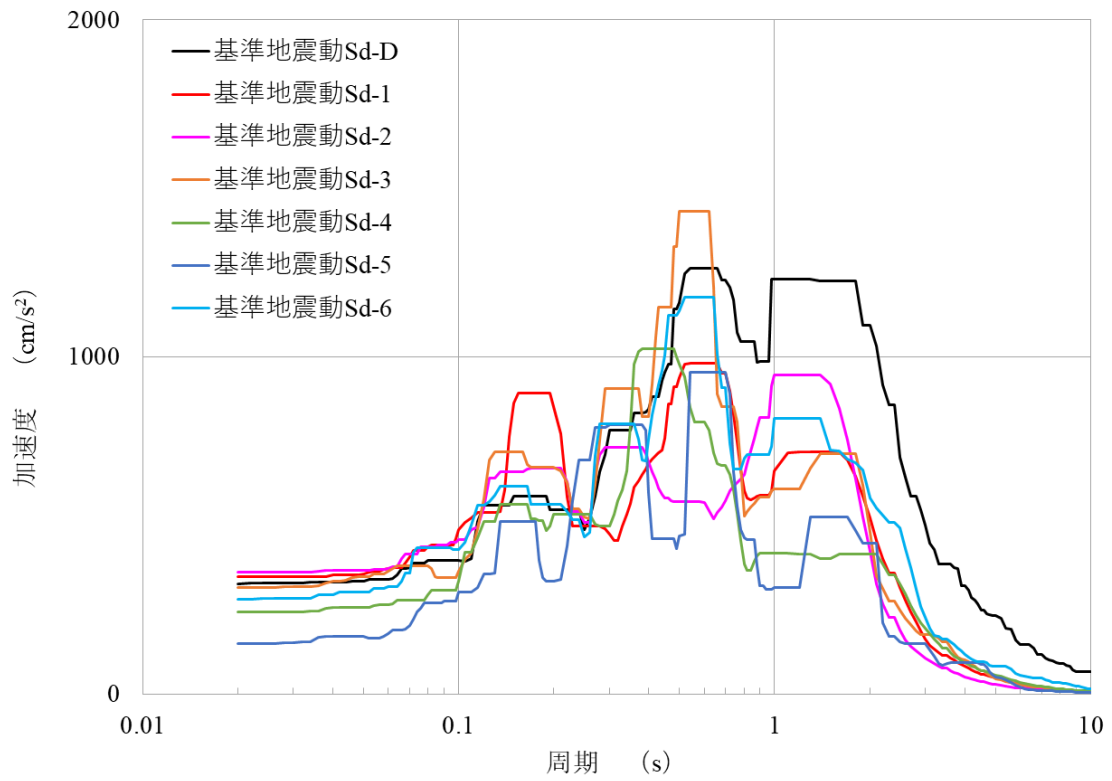


(NS 成分)

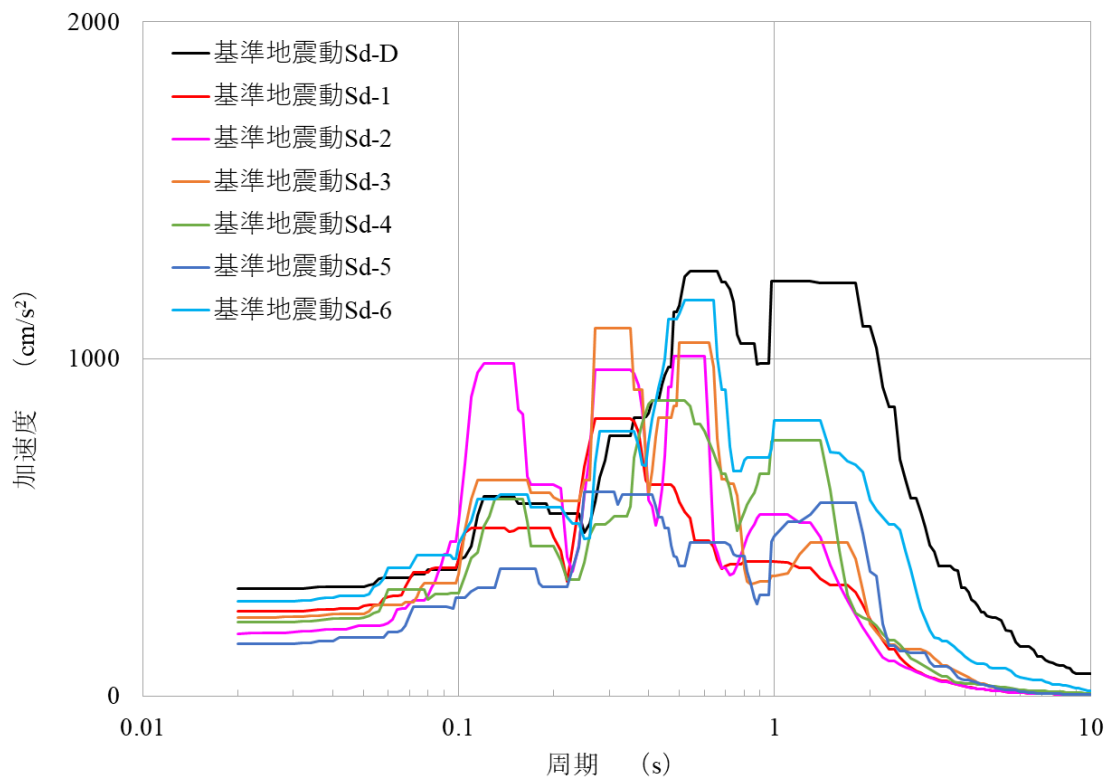


(EW 成分)

第 1.26 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 1.5%)

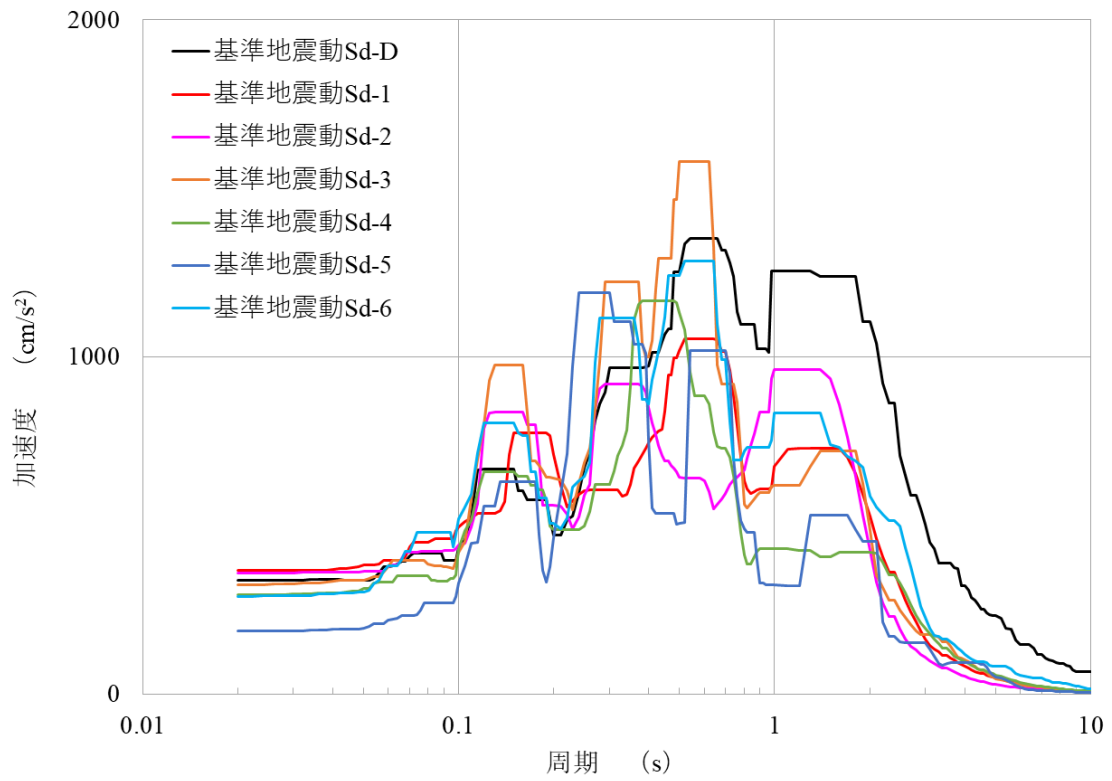


(NS 成分)

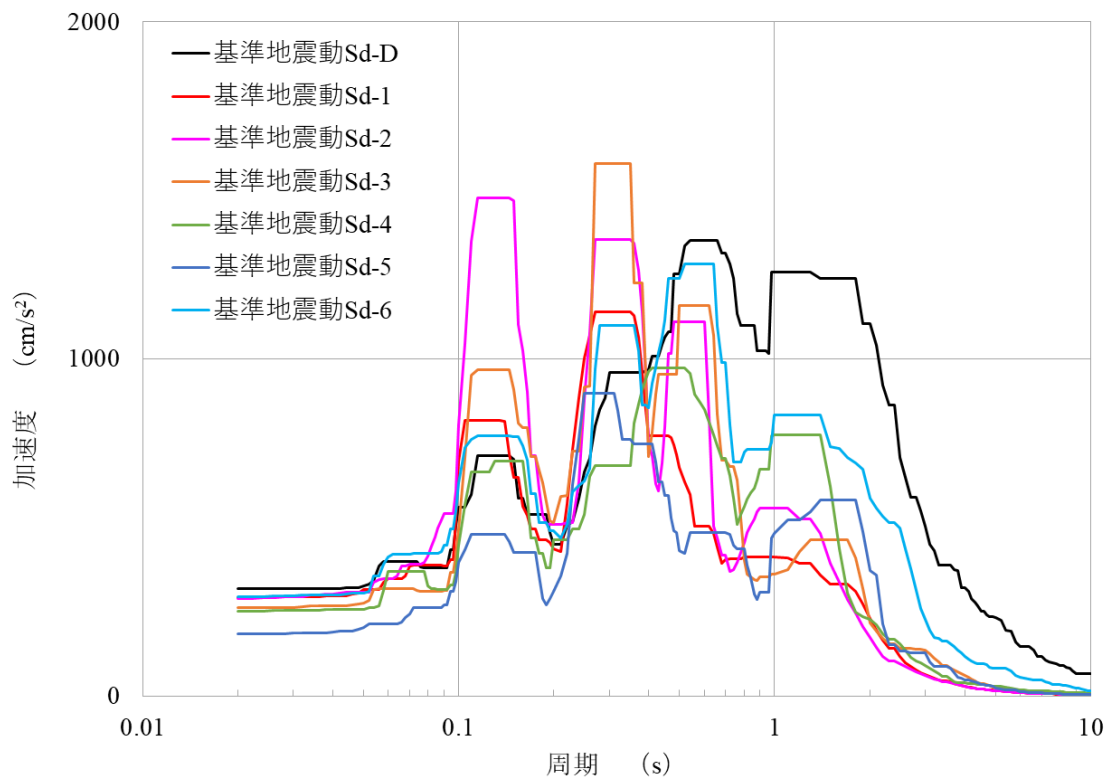


(EW 成分)

第 1.27 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.2 減衰定数 2.5%)

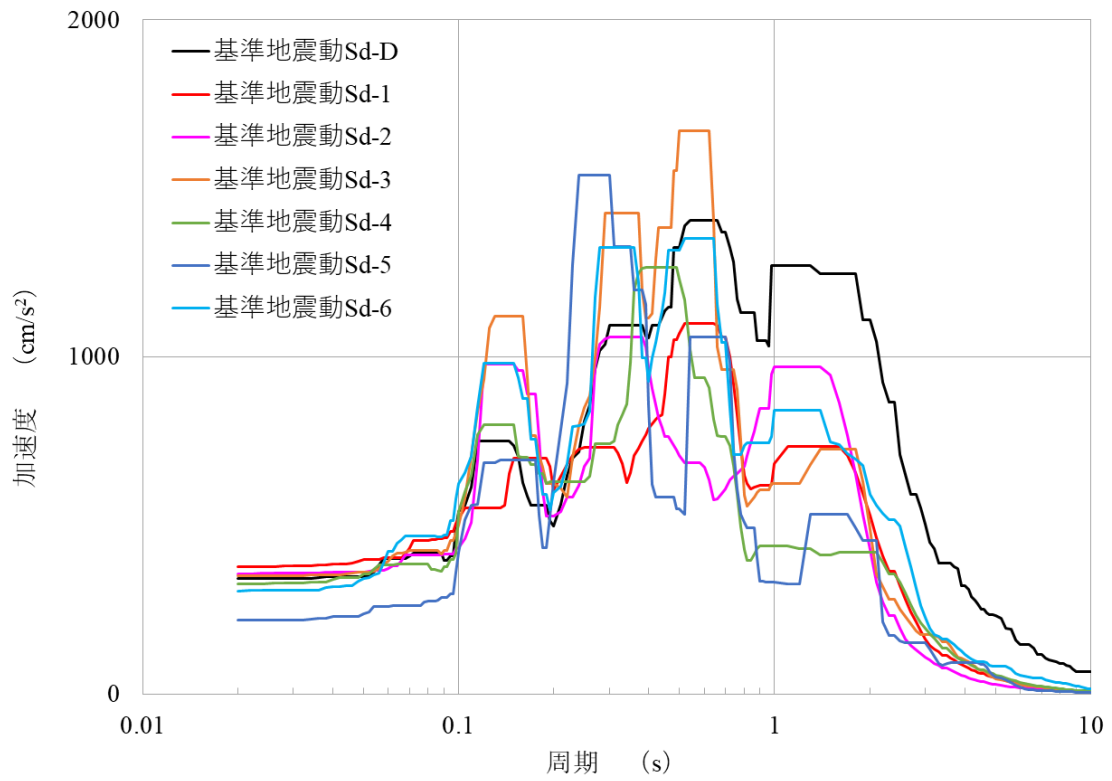


(NS 成分)

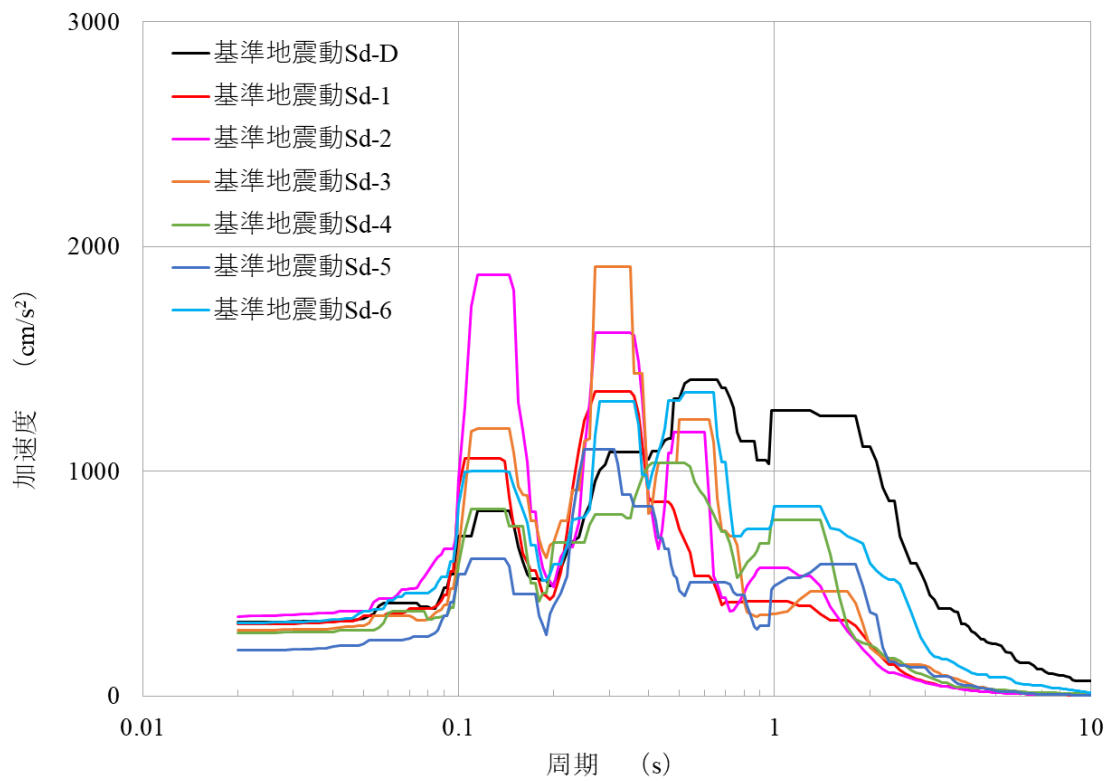


(EW 成分)

第 1.28 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.3 減衰定数 2.5%)

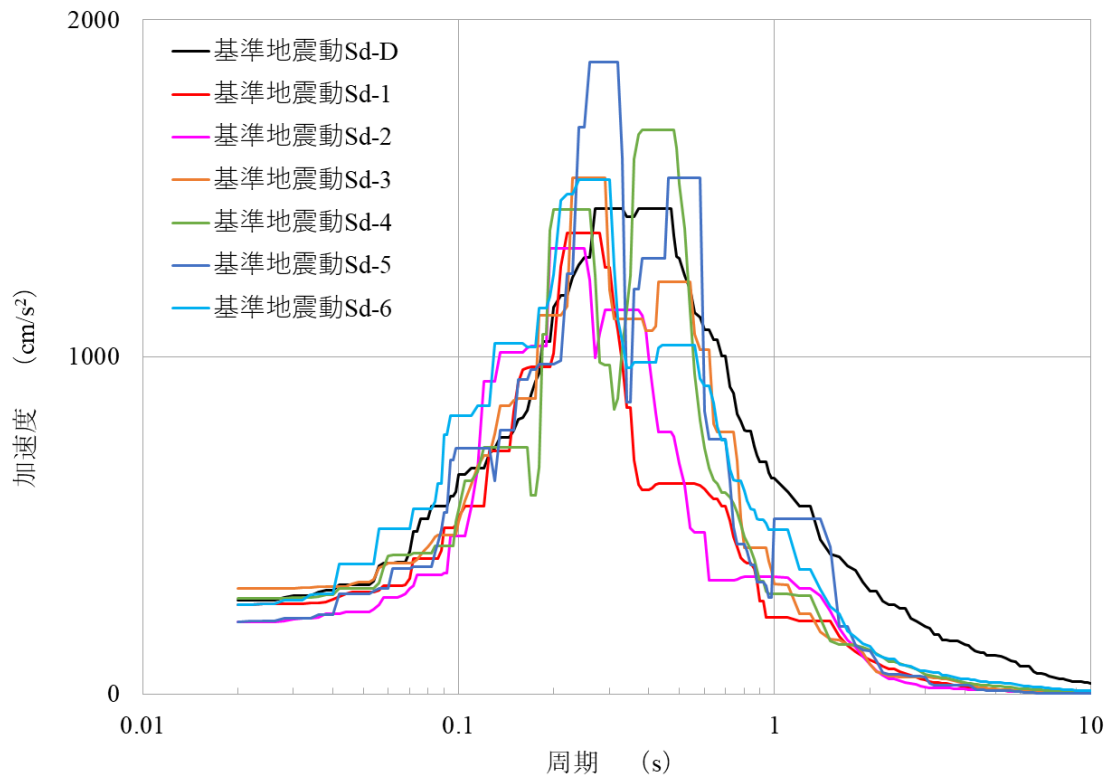


(NS 成分)

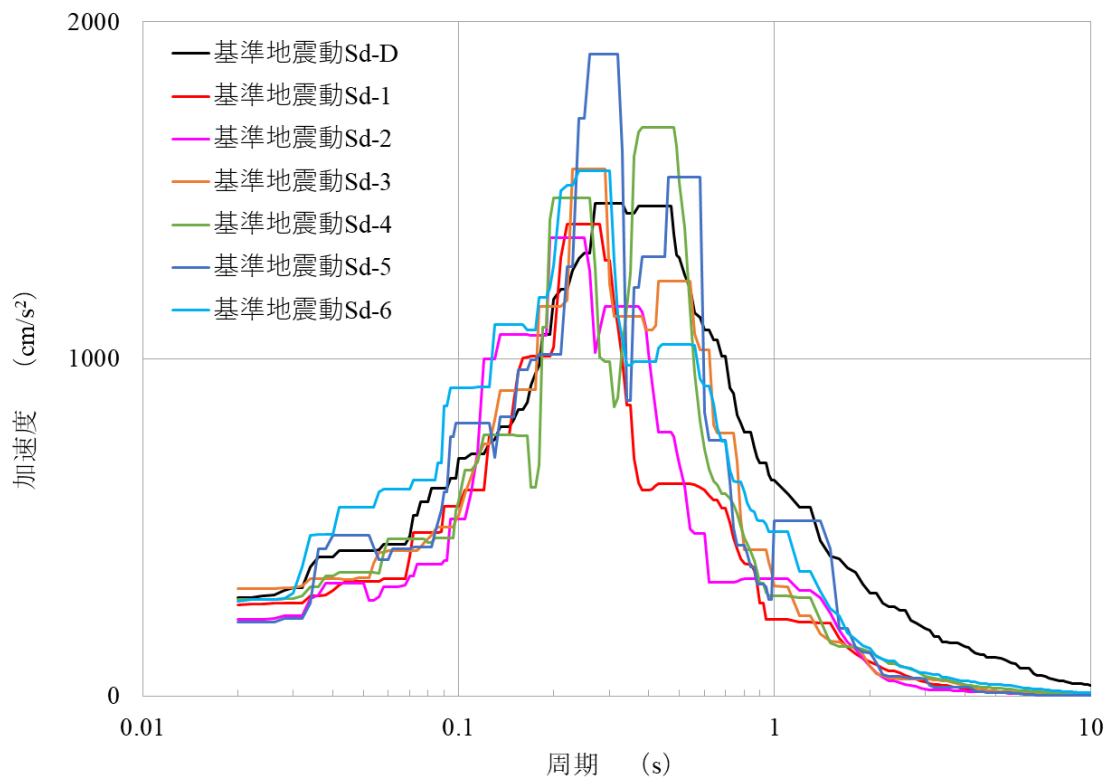


(EW 成分)

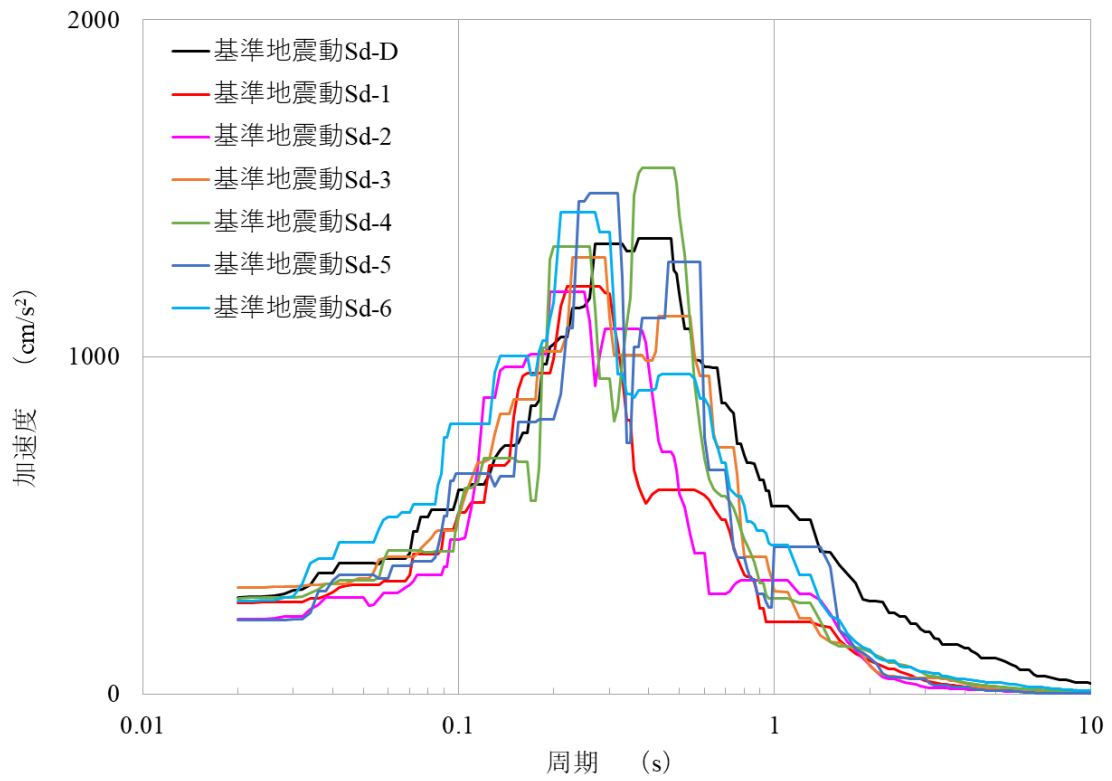
第 1.29 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 2.5%)



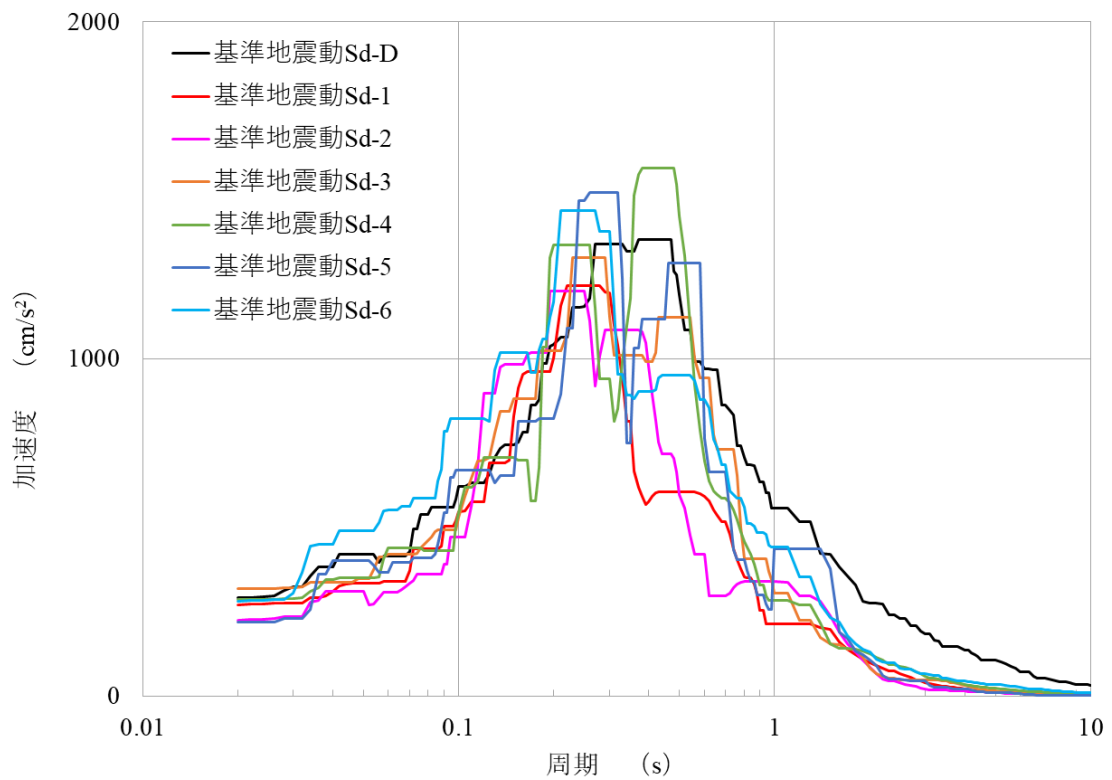
第 1.30 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.2 減衰定数 1.0%)



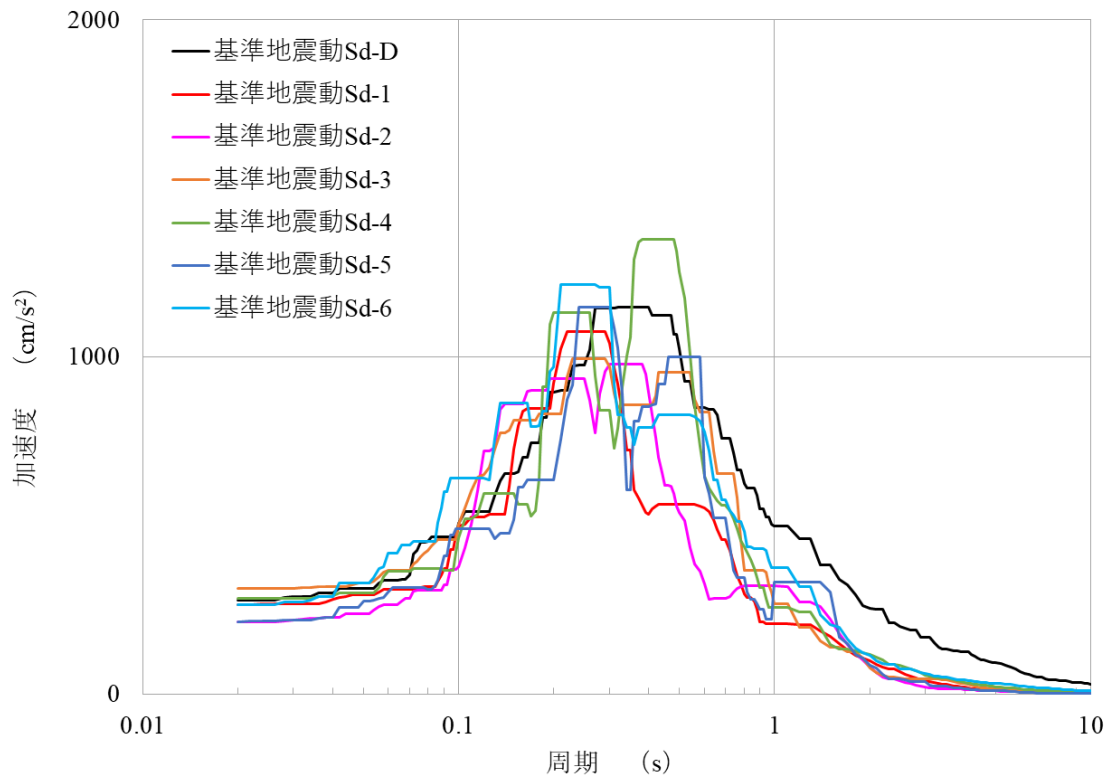
第 1.31 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 1.0%)



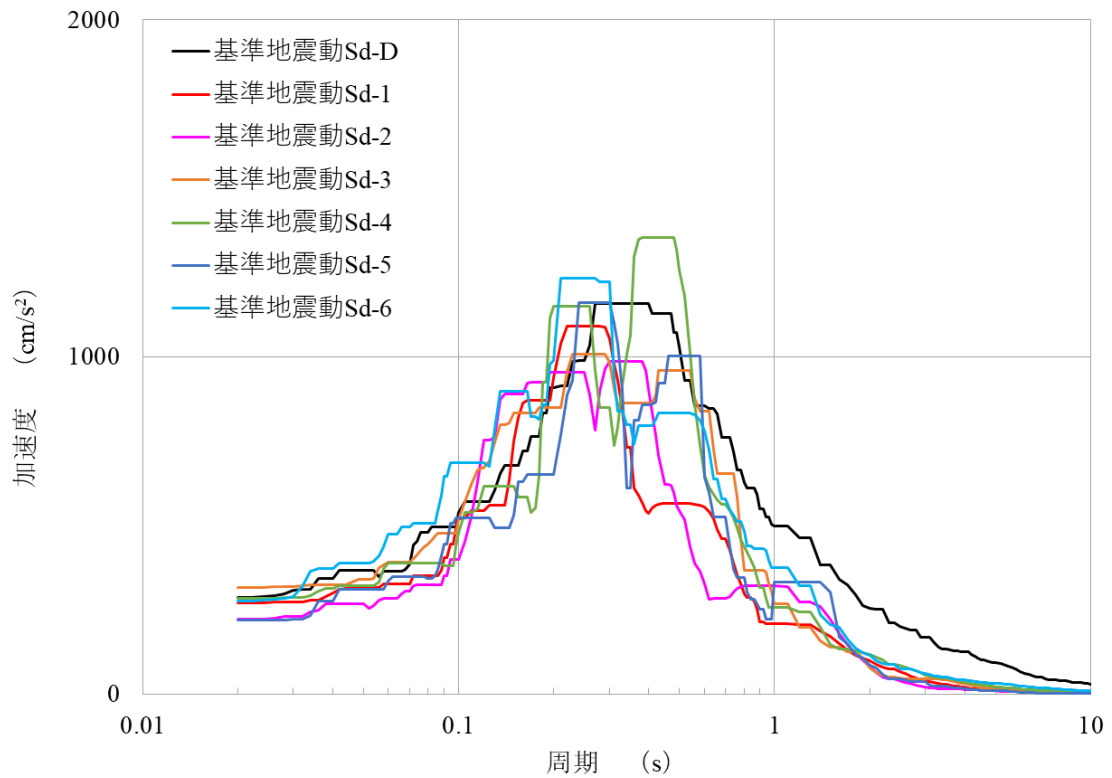
第 1.32 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 1.5%)



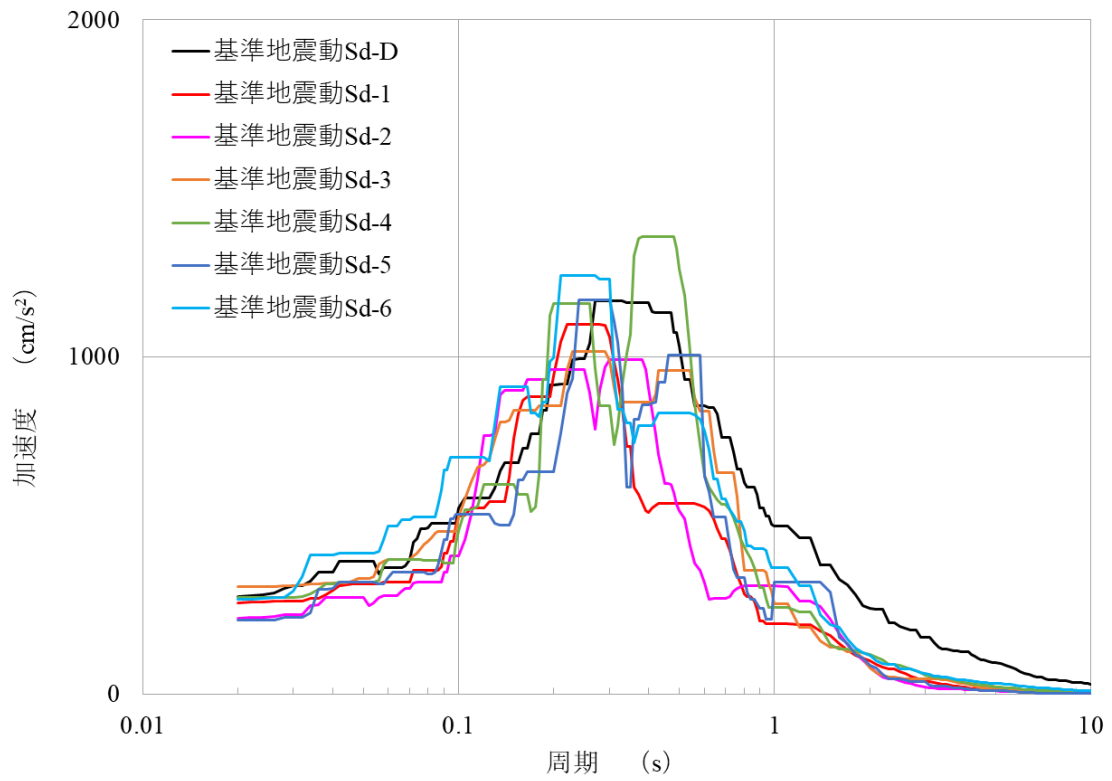
第 1.33 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 1.5%)



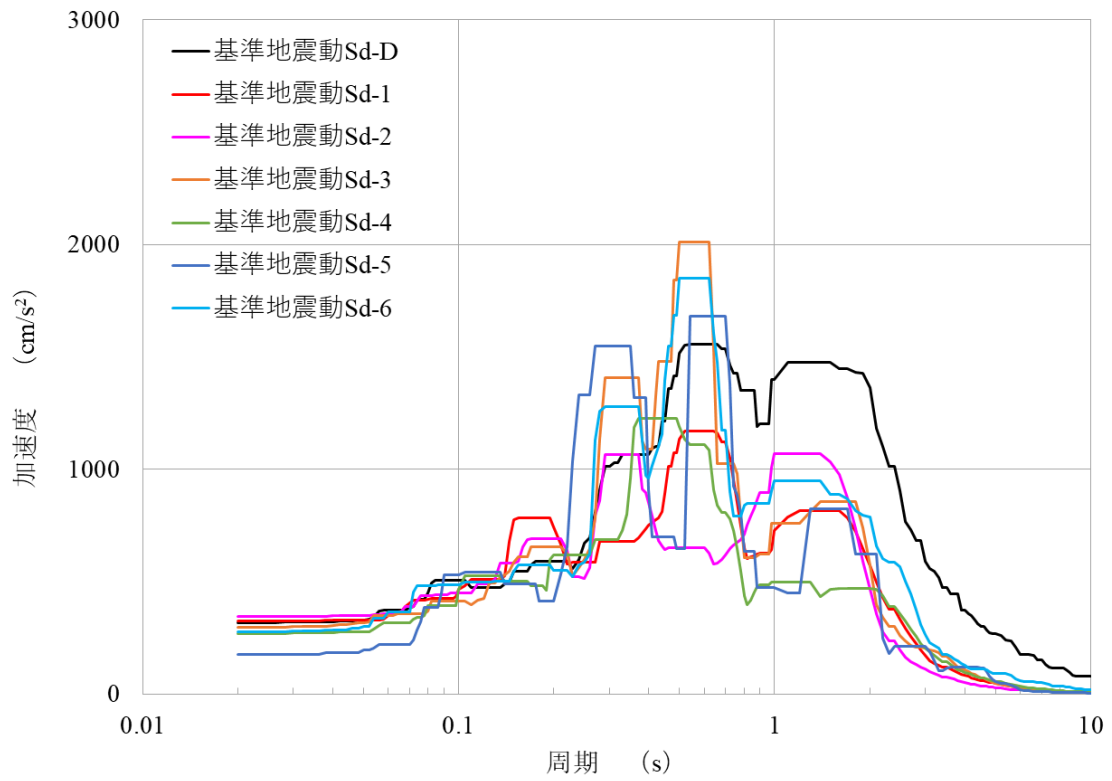
第 1.34 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.2 減衰定数 2.5%)



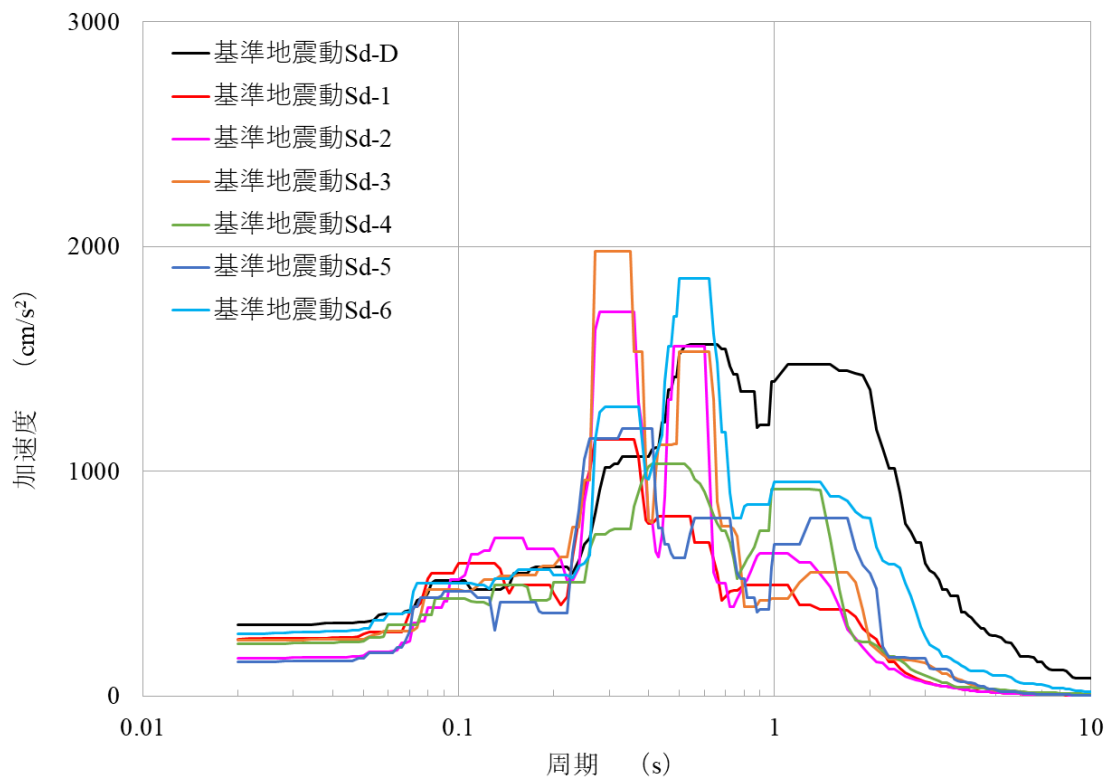
第 1.35 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 2.5%)



第 1.36 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 2.5%)

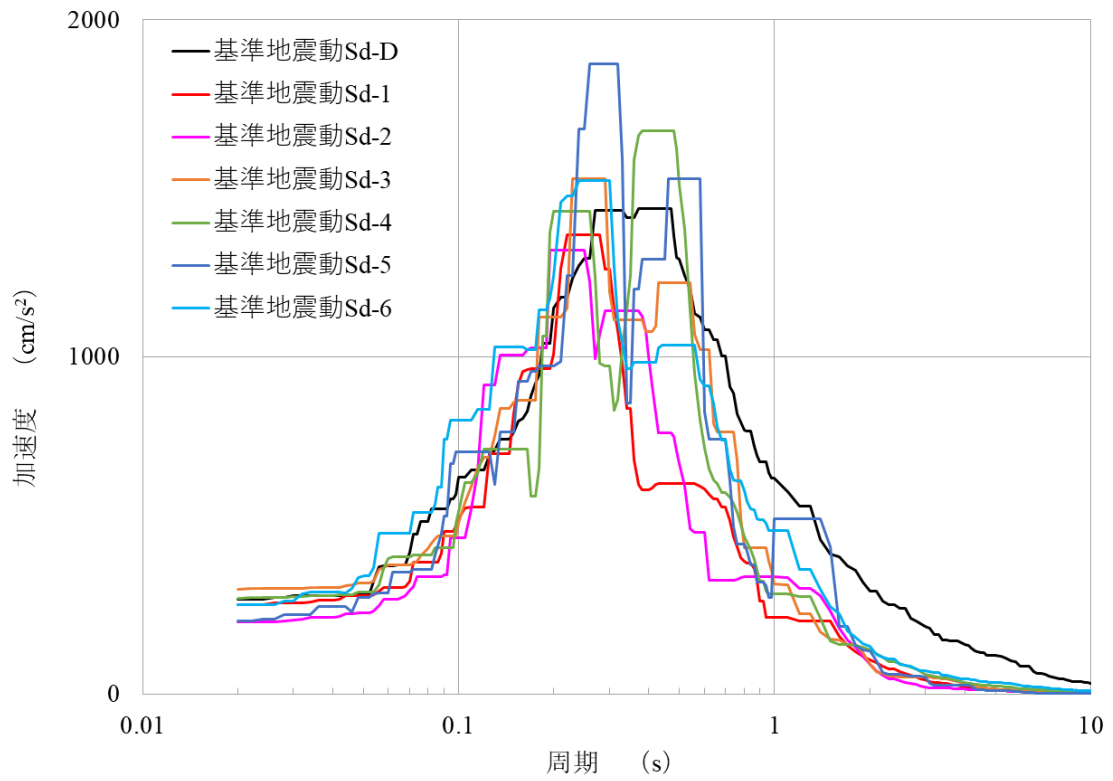


(NS 成分)



(EW 成分)

第 1.37 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉附属建物)
(質点番号 No.13 減衰定数 1.0%)



第 1.38 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉附属建物)
 (質点番号 No.13 減衰定数 1.0%)

機器・配管系の耐震評価の設計成立性について

本資料は、選定した代表の機器・配管系の耐震評価を実施し、耐震性が確保されること（設計成立性）を示すものである。

第 1.1 表～第 1.3 表に代表機器・配管系の耐震評価結果（最小裕度となる評価部位の評価結果）を示す。添付 1～14 に各機器・配管系の耐震評価結果を示す。

第 1.1 表 代表機器・配管系の耐震評価結果 (最小裕度となる評価部位となる評価部位の評価結果)

機器名	評価部位	応力分類	発生値 (地震動)	許容値 (許容応力状態)	評価 結果	添付資料
原子炉容器 (本体、リークジャケット)	1 次ナトリウム入口ノズル	一次応力*2	105 N/mm ² (Sd 地震)	133 N/mm ² (III _A S)	○	添付 1
		一次+二次応力*3	468 N/mm ² (Ss 地震)	333 N/mm ² (IV _A S)	○	
		疲労	0.022	1		
1 次主冷却系配管(内管、外管)*1	配管系①-1(外管), 予熱室 素ガス系配管接続部(管台) 配管系①-4(内管), エルボ	一次応力	40 N/mm ² (Sd 地震)	122 N/mm ² (III _A S)	○	添付 2
		一次+二次応力*3	123 N/mm ² (Ss 地震)	333 N/mm ² (IV _A S)	○	
		一次応力	21 N/mm ² (Sd 地震)	124 N/mm ² (III _A S)	○	
1 次補助冷却系配管(内管、外管)*1	配管系②-3(外管), エルボ	一次+二次応力*3	38 N/mm ² (Ss 地震)	230 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 3
		一次応力	222 N/mm ² (Ss 地震)	366 N/mm ² (IV _A S)	○	
		疲労	0.221	1		
1 次ナトリウム充填・ドレン系配管 (内管、外管)*1	配管系④-10(内管), ティー	一次+二次応力*3	689 N/mm ² (Ss 地震)	366 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 4
		一次応力	222 N/mm ² (Ss 地震)	366 N/mm ² (IV _A S)	○	
		疲労	0.221	1		

* 1 : 炉周囲遮へいコンクリート内のももの

* 2 : 一次応力のうちの一次一般膜応力

* 3 : 地震動のみによる応力振幅

第 1.2 表 代表機器・配管系の耐震評価結果（最小裕度となる評価部位の評価結果）

機器名	評価部位	応力分類	発生値 (地震動)	許容値 (許容応力状態)	評価結果	添付資料
原子炉附属建物 使用済燃料貯蔵ラック	フレーム	一次応力	98 N/mm ² (Ss 地震)	246 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 5
		一次＋二次応力*3	106 N/mm ² (Ss 地震)	410 N/mm ² (IV _A S)	○	
原子炉附属建物 水冷却池	耐震壁	最大せん断ひずみ	0.145×10 ⁻³ (Ss 地震)	2.000×10 ⁻³ (IV _A S)	○	添付 6
炉心バレル構造物、炉心支持構造物	キー	せん断応力	81 N/mm ² (Ss 地震)	134 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 7
主中間熱交換器 (本体、リークジャケット)	伝熱管	一次応力*2	71 N/mm ² (Sd 地震)	125 N/mm ² (III _A S)	○	添付 8
	2次ナトリウム 出口ノズル	一次＋二次応力*3	148 N/mm ² (Sd 地震)	315 N/mm ² (III _A S)	○	
1次主循環ポンプ (本体、リークジャケット)	吸込ノズル	一次応力*2	73 N/mm ² (Sd 地震)	133 N/mm ² (III _A S)	○	添付 9
	吐出ノズル	一次＋二次応力*3	155 N/mm ² (Ss 地震)	333 N/mm ² (IV _A S)	○	
格納容器	コネクタリート密 着部(胴部)	胴板に作用する各種 応力による検定比	0.35 (Ss 地震)	1.0 (IV _A S)	○	添付 10

* 1 : 炉周囲遮へいコネクタリート内のもの

* 2 : 一次応力のうち的一次一般膜応力

* 3 : 地震動のみによる応力振幅

第 1.3 表 代表機器・配管系の耐震評価結果（最小裕度となる評価部位の評価結果）

機器名	評価部位	応力分類	発生値 (地震動)	許容値 (許容応力状態)	評価結果	添付資料
1次オーバーフロー系配管*1	配管系③-3, 4, エルボ	一次応力	112 N/mm ² (Ss 地震)	351 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 11
		一次 + 二次応力*2	212 N/mm ² (Ss 地震)	232 N/mm ² (IV _A S)	○	
1次アルゴンガス系配管*1	配管系⑦-6, エルボ	一次応力	143 N/mm ² (Ss 地震)	347 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 12
		一次 + 二次応力*2	258 N/mm ² (Ss 地震)	226 N/mm ² (IV _A S)	○	
		疲労	0.0003	1		
回転ブラグ	炉心上部機構 据付ボルト	引張応力	205 N/mm ² (Ss 地震)	444 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 13
	炉心上部機構 遮へい部胴	一次 + 二次応力*2	228 N/mm ² (Ss 地震)	366 N/mm ² (IV _A S)	○	
安全容器	スタビライザ部ボルト	引張応力	59 N/mm ² (Ss 地震)	108 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 14
	スタビライザ取付部	一次 + 二次応力*2	186 N/mm ² (Ss 地震)	334 N/mm ² (IV _A S)	○	

* 1 : 炉周囲遮へいコンクリート内のもの

* 2 : 地震動のみによる応力振幅

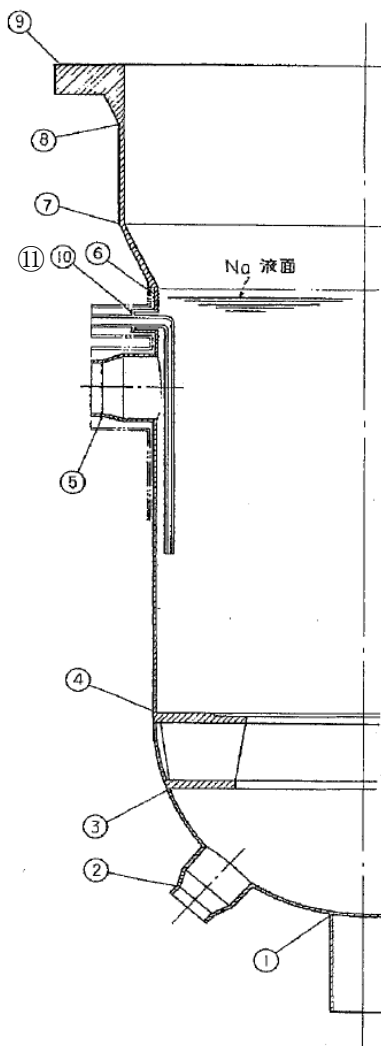
原子炉容器の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

原子炉容器の耐震クラスは、Sクラスである。

設計用床応答スペクトルは、原子炉容器が設置されている原子炉建物の各フロア（質点②及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：1.0%）を用いる。

2. 評価部位



	評価部位
①	下鏡板振れ止め取付部
②	1次ナトリウム入口ノズル
③	コアサポート取付下部
④	コアサポート取付上部
⑤	1次ナトリウム出口ノズル
⑥	円筒胴液面部
⑦	円錐胴上部
⑧	上部フランジハブ下端
⑨	上部フランジ最外周部
⑩	補助系出口ノズル
⑪	補助系入口ノズル

3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

3.1 各部の応力

基準地震動Ssによる評価結果

	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
①	下鏡板振れ止め取付部	一次一般膜応力	42	260	
		一次応力	43	390	
		一次＋二次応力	50	333	
②	1次ナトリウム入口ノズル	一次一般膜応力	144	260	
		一次応力	144	390	
		一次＋二次応力	468 ^{*1}	333	疲労評価 0.022 ≤ 1.0
③	コアサポート取付下部	一次一般膜応力	37	260	
		一次応力	68	390	
		一次＋二次応力	26	333	
④	コアサポート取付上部	一次一般膜応力	28	260	
		一次応力	54	390	
		一次＋二次応力	34	333	
⑤	1次ナトリウム出口ノズル	一次一般膜応力	64	235	
		一次応力	64	352	
		一次＋二次応力	38	735	
⑥	円筒胴液面部	一次一般膜応力	20	235	
		一次応力	20	352	
		一次＋二次応力	24	735	
⑦	円錐胴上部	一次一般膜応力	21	235	
		一次応力	26	352	
		一次＋二次応力	24	735	
⑧	上部フランジハブ下端	一次一般膜応力	23	281	
		一次応力	18	421	
		一次＋二次応力	28	411	
⑨	上部フランジ最外周部	一次一般膜応力	2	281	
		一次応力	3	421	
		一次＋二次応力	4	411	
⑩	補助系出口ノズル	一次一般膜応力	69	235	
		一次応力	69	352	
		一次＋二次応力	94	735	
⑪	補助系入口ノズル	一次一般膜応力	56	235	
		一次応力	56	352	
		一次＋二次応力	66	735	

※一次＋二次応力は、地震動のみによる応力振幅

* 1: 簡易弾塑性解析を実施

弾性設計用地震動Sdによる評価結果(静的地震力と比べて大きい方で評価)

評価位置	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
①	下鏡板振れ止め取付部	一次一般膜応力	41	133	
		一次応力	42	199	
		一次+二次応力	46	333	
②	1次ナトリウム入口ノズル	一次一般膜応力	105	133	
		一次応力	105	199	
		一次+二次応力	311	333	
③	コアサポート取付下部	一次一般膜応力	35	133	
		一次応力	68	199	
		一次+二次応力	22	333	
④	コアサポート取付上部	一次一般膜応力	22	133	
		一次応力	49	199	
		一次+二次応力	24	333	
⑤	1次ナトリウム出口ノズル	一次一般膜応力	69	117	
		一次応力	69	176	
		一次+二次応力	58	294	
⑥	円筒胴液面部	一次一般膜応力	17	117	
		一次応力	16	176	
		一次+二次応力	16	294	
⑦	円錐胴上部	一次一般膜応力	17	117	
		一次応力	22	176	
		一次+二次応力	16	294	
⑧	上部フランジハブ下端	一次一般膜応力	19	164	
		一次応力	14	246	
		一次+二次応力	18	411	
⑨	上部フランジ最外周部	一次一般膜応力	1	164	
		一次応力	2	246	
		一次+二次応力	2	411	
⑩	補助系出口ノズル	一次一般膜応力	64	117	
		一次応力	64	176	
		一次+二次応力	72	294	
⑪	補助系入口ノズル	一次一般膜応力	52	117	
		一次応力	52	176	
		一次+二次応力	52	294	

※一次+二次応力は、地震動のみによる応力振幅

3.2 リークジャケット

機器名	許容応力状態	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
原子炉容器 (リークジャケット)	III _A S	一次一般膜応力	33	106
		一次応力	33	159
		一次+二次応力	45	212
	IV _A S	一次一般膜応力	39	207
		一次応力	39	311
		一次+二次応力	59	212

3.3 ボルトの応力

機器名	評価部位	許容応力状態	応力分類	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
原子炉容器	取付ボルト	Ⅲ _{AS}	引張応力	0	444
			せん断応力	10	341
		Ⅳ _{AS}	引張応力	8	444
			せん断応力	13	341
	基礎ボルト	Ⅲ _{AS}	引張応力	0	444
			せん断応力	16	341
		Ⅳ _{AS}	引張応力	6	444
			せん断応力	21	341

炉周囲遮へいコンクリート内の1次主冷却系配管の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

1次主冷却系配管のうち、炉周囲遮へいコンクリート内に配管を有するのは①-1（炉容器～主中間熱交換器）及び①-4（1次主循環ポンプ～炉容器）であり、2重管となっている。

対象配管系は耐震Sクラスである。

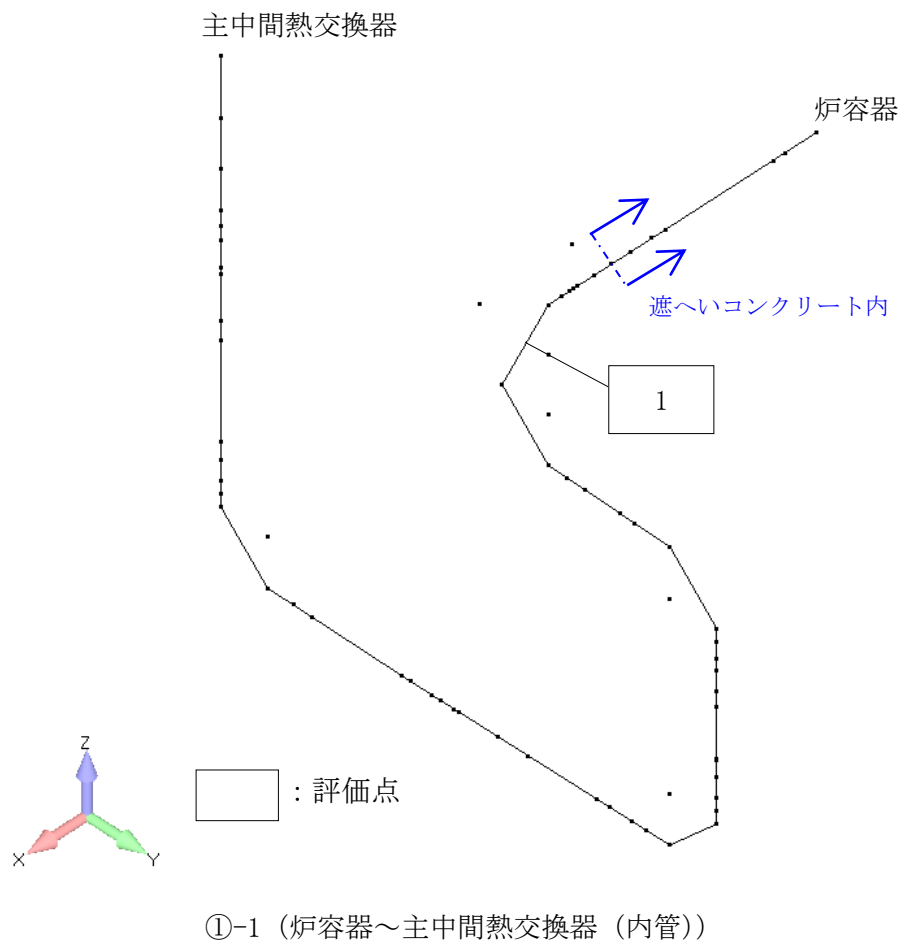
設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（①-1の配管系が質点②、③及び④、①-4の配管系が質点③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：2.5%）を用いる。

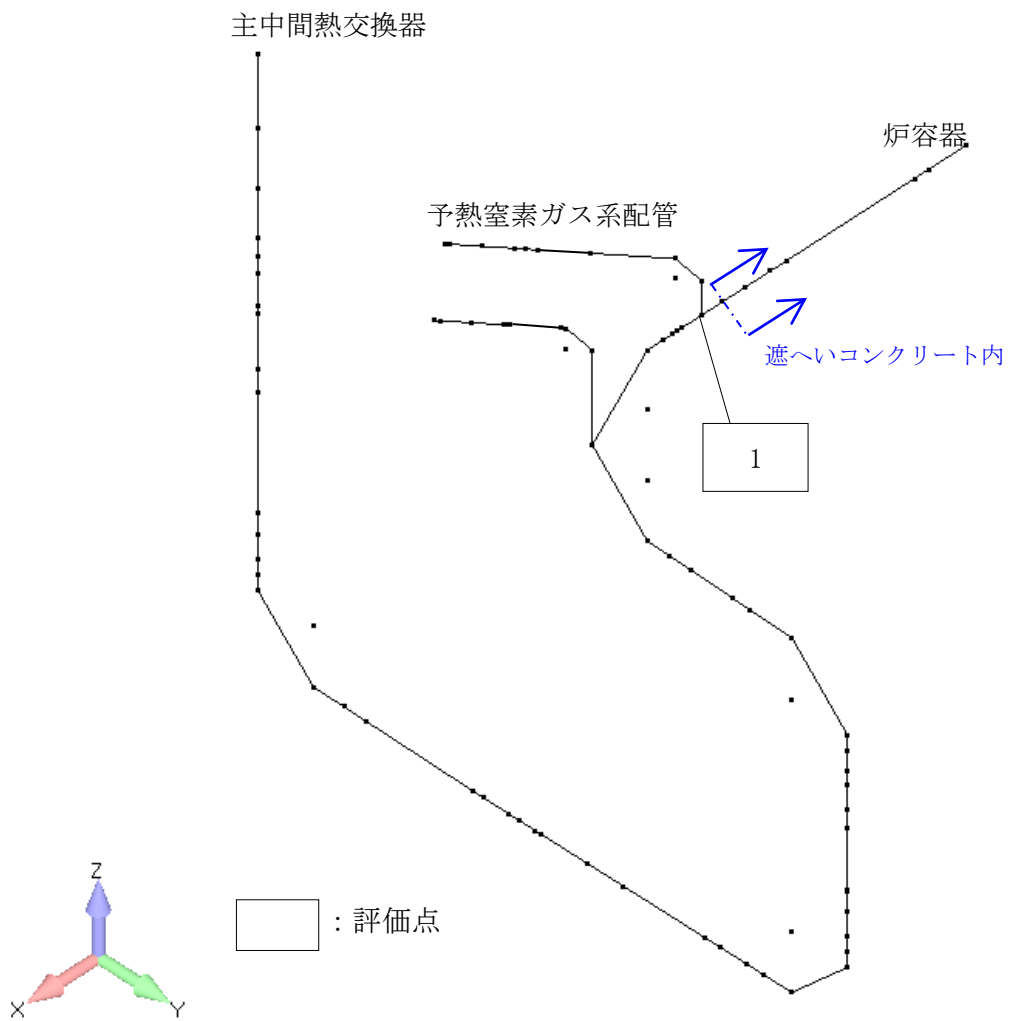
当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

2. 評価点

2.1 配管系：①-1（炉容器～主中間熱交換器）

当該配管は炉周囲遮へいコンクリート内にエルボ等の比較的応力の高い部位がないため、内管については遮へいコンクリートの外側に近いエルボ部、外管については遮へいコンクリートの外側に近い予熱室素ガス系に接続される管台部を評価点としている。

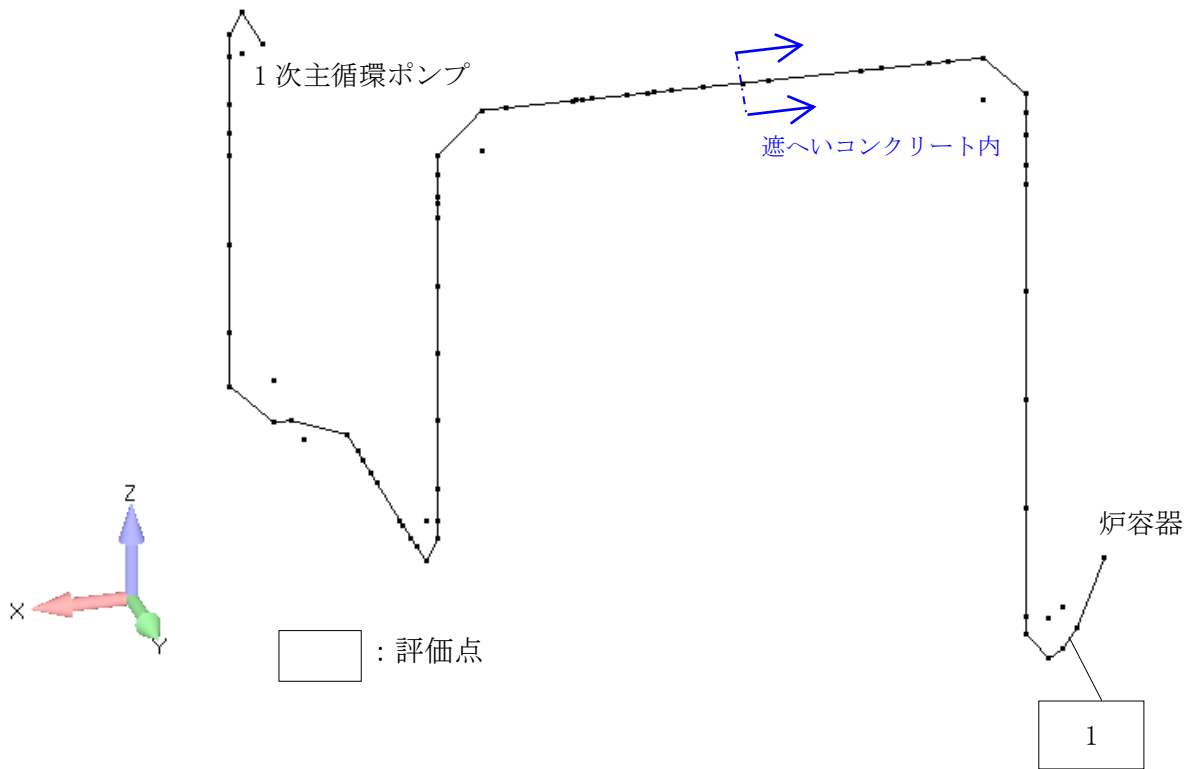




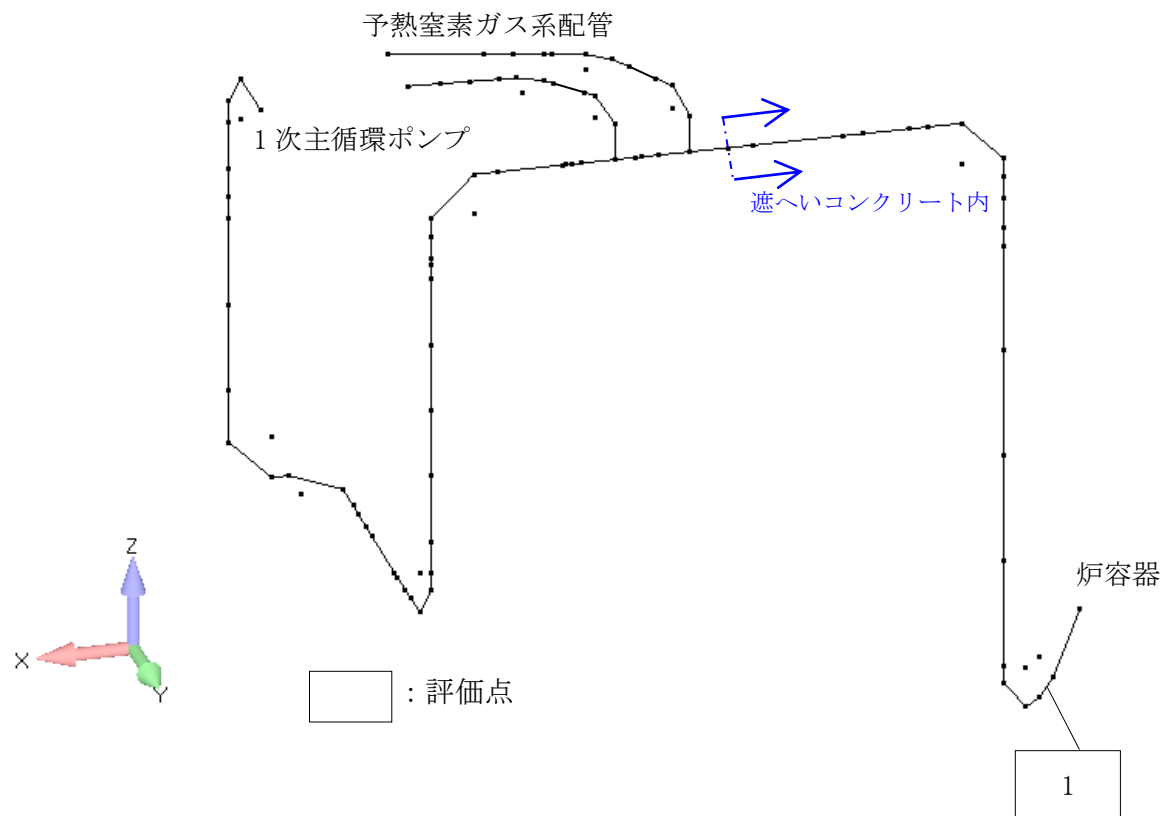
①-1 (炉容器～主中間熱交換器 (外管))

2.2 配管系 : ①-4 (1次主循環ポンプ～炉容器)

内管、外管とも、炉周囲遮へいコンクリート内において、応力の厳しいエルボ部としている。



①-4 (1次主循環ポンプ～炉容器 (内管))



①-4 (1次主循環ポンプ～炉容器 (外管))

3. 評価結果

3.1 配管系：①-1 (炉容器～主中間熱交換器 (内管))

下表に示すように、評価点の一次応力、ひずみ、及びクリープ疲労損傷の各制限を満足する。

単位 (応力：N/mm²)

評価点	一次応力の制限	評価法の区分	ひずみの制限									クリープ疲労損傷の制限		
			一次+二次応力の制限					S _a 制限	累積非弾性ひずみの制限		運転状態IVに関する制限		D _f	D _f +D _c
			S _n [*] (3S _{mit})	S _n (3S _m)	S _n (2.5(3S _m))	S _n [*] (3S _m)	S _e (3S _m)	P'+Q' (S _a)	ε _{EC} +ε _{mEF}	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF}	S _n [*] (2.5(3S _{mit}))	領域 (E, S ₁ , S ₂ , P)	D _c	(D)
1	合格	B	43 (304)	159 (277)	-	-	-	154 (157)	0.0000 (0.0100)	0.0012 (0.0200)	49 (758)	E	0.00 0.30	0.31 (0.60)

注記 (1) ()内の値は、許容値又は判定値を示す。

(2) 評価法の区分の記号の意味は、次のとおりである。

A：一般規定の場合

B：長期一次応力が低い場合

C：クリープ効果が顕著でない場合

(3) P'+Q' = <P_L+P_L^{*} + (P_b+P_b^{*})/K_t>_{max} + <Q+Q^{*}>_R

一次応力の制限

単位 (応力：N/mm²)

評価点	運転状態	評価項目	計算値	許容値
1	運転状態III	膜 ≦ 1.2Sm	2	121
		膜 + 曲げ ≦ 1.2KsSm	17	154
	運転状態IV	膜 ≦ 2Sm	2	203
		膜 + 曲げ ≦ 2KsSm	19	257

3.2 配管系：①-1 (炉容器～主中間熱交換器 (外管))

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 疲れ累積係数
			内圧応力 ① SP	自重応力 ② SMa	短期的機械荷重応力及び地震応力 ③ SMb	二次応力* ④ SMc	計算応力 ①+② ①+②+③ ①+②+③	許容応力 1.5S Sy, 1.2S** 1.5(0.6Su)	計算応力 ①+②+④ SS (Sd) SS (Ss)	許容応力 — Sa (∧) 2.0Sy 2.0Sy	
1	管台	設計条件	3	21	—	—	23	135	—	—	—
		(I _A , II _A)	3	4	—	90	—	—	96	288	—
		III _A S	3	15	23	1	40	122	46	226	—
		IV _A S	3	15	36	1	53	347	72	226	—

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、III_AS、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

** オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.0Syと1.2Sのうち大きい方の値とする。

3.3 配管系：①-4（1次主循環ポンプ～炉容器（内管））

下表に示すように、評価点の応力評価、疲労評価とも満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次応力評価 (N/mm ²)				一次+二次応力評価 (N/mm ²)					疲労評価 疲れ累積係数
			一次応力 (PL+Pb) (PL+Pb)Sd (PL+Pb)Ss	許容応力 1.5Sm 2.25Sm 3.0Sm	振り応力 St (Sd) St (Ss)	許容応力 0.55Sm 0.73Sm	一次+二次応力 Sn	地震による一次+二次応力 Ss (Sd) Ss (Ss)	熱膨張応力 Se	熱を除いた一次+二次応力 Sc	許容応力 3.0Sm 3.0Sm 3.0Sm	
1	エルボ	I _A , II _A	20	153	—	—	89	—	—	—	333	0.0006
		III _A S	45	249	9	61	—	76	—	—	333	0.0003
		IV _A S	60	333	13	81	—	123	—	—	333	0.0003

3.4 配管系：①-4（1次主循環ポンプ～炉容器（外管））

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 疲れ累積係数
			内圧応力 ① SP	自重応力 ② Sma	短期的機械荷重応力及び地震応力 ③ SMb	二次応力* ④ SMc	計算応力 ①+② — ①+②+③ ①+②+③	許容応力 1.5S — Sy, 1.2S** 1.5(0.6Su)	計算応力 — ①+②+④ SS (Sd) SS (Ss)	許容応力 — Sa (∧) 2.0Sy 2.0Sy	
1	エルボ	設計条件	2	19	—	—	21	154	—	—	—
		(I _A , II _A)	2	10	—	40	—	—	52	298	—
		III _A S	2	10	17	1	29	132	36	248	—
		IV _A S	2	10	26	1	38	351	54	248	—

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、B_AS、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

** オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.0Syと1.2Sのうち大きい方の値とする。

炉周囲遮へいコンクリート内の 1 次補助冷却系配管の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

1 次補助冷却系配管のうち、炉周囲遮へいコンクリート内に配管を有するのは②-1（炉容器～補助中間熱交換器）及び②-3（循環ポンプ～炉容器）であり、2 重管となっている。

対象配管系は耐震 S クラスである。

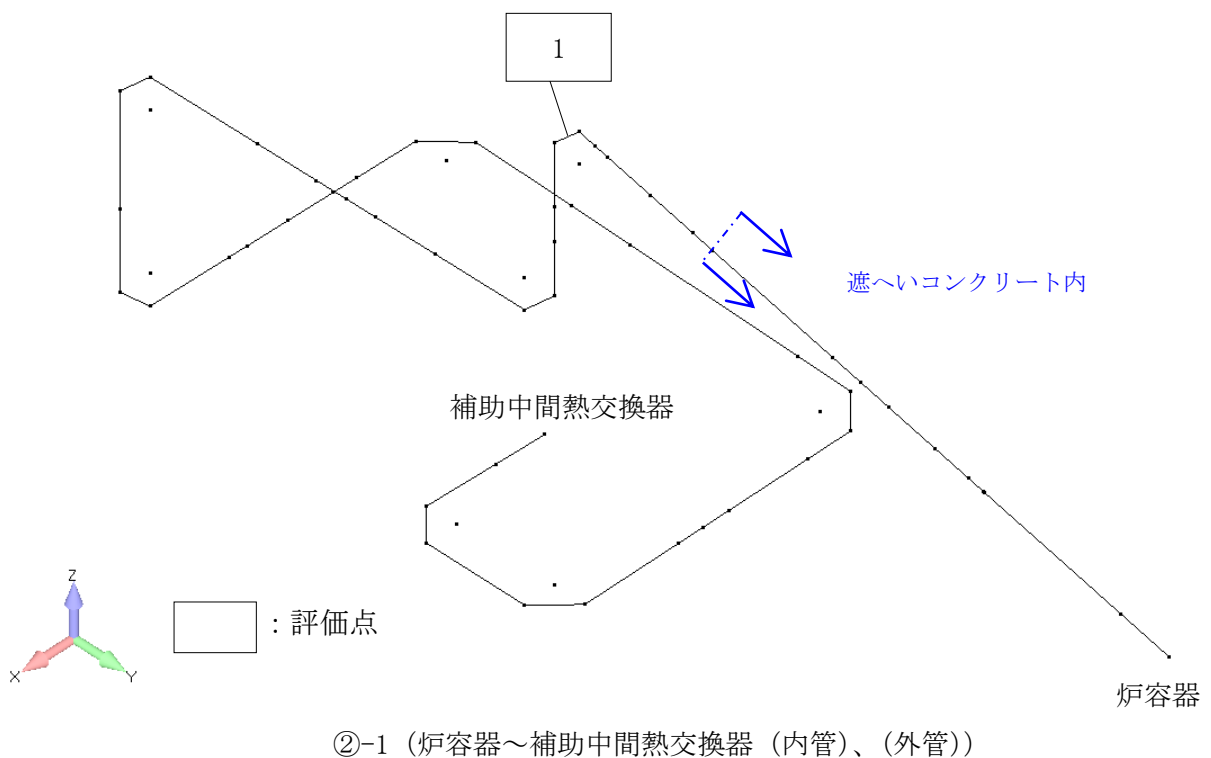
設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（②-1 の配管系が質点③及び④、②-3 の配管系が質点②、③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：2.5%）を用いる。

当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

2. 評価点

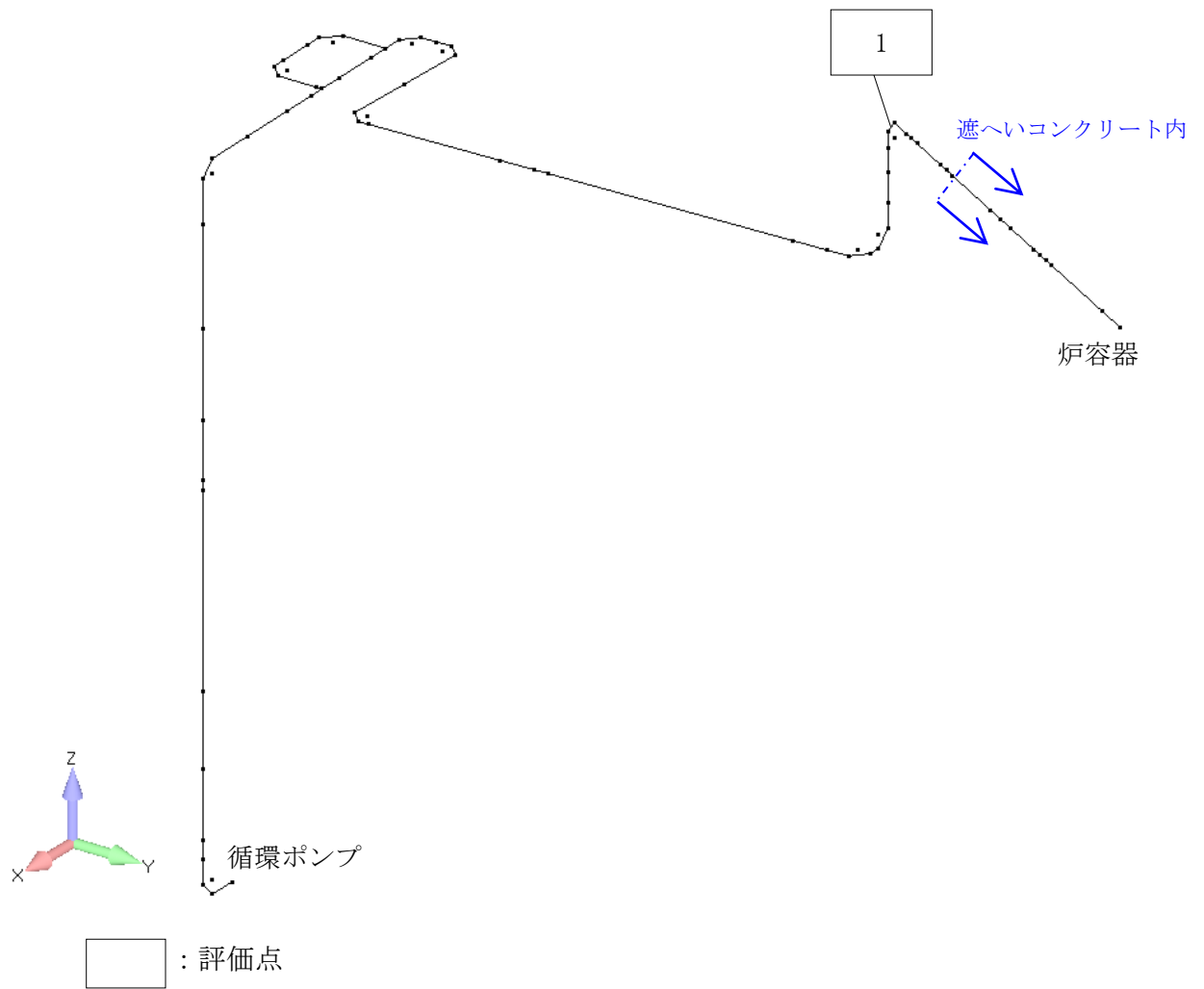
2.1 配管系：②-1（炉容器～補助中間熱交換器）

当該配管は炉周囲遮へいコンクリート内にエルボ等の比較的応力の高い部位がないため、内管、外管とも、遮へいコンクリートの外側に近いエルボ部を評価点としている。



2.2 配管系：②-3 (循環ポンプ～炉容器)

当該配管は炉周囲遮へいコンクリート内にエルボ等の比較的応力の高い部位がないため、内管、外管とも、遮へいコンクリートの外側に近いエルボ部を評価点としている



②-3 (循環ポンプ～炉容器 (内管)、(外管))

3. 評価結果

3.1 配管系：②-1 (炉容器～補助中間熱交換器 (内管))

下表に示すように、評価点の一次応力、ひずみ、及びクリープ疲労損傷の各制限を満足する。

単位 (応力 : N/mm²)

評価点	一次応力の制限	評価法の区分	ひずみの制限										クリープ疲労損傷の制限				
			一次+二次応力の制限					S _a 制限	累積非弾性ひずみの制限		運転状態IVに関する制限			D _f	D _f +D _c		
			S _n [*] (3S _{ml})	S _n (3S _m)	S _n (2.5(3S _m))	S _n ' (3S _m)	S _e (3S _m)	P'+Q' (S _g)	ε _{EC} +ε _{mEF}	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF}	S _n [*] (2.5(3S _{ml}))	領域 (E, S ₁ , S ₂ , P)	D _c			(D)	
1	合格	C	45 (317)	285 (356)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	63 (793)	E	0.00 0.10	0.10 (0.86)

注記 (1) ()内の値は、許容値又は判定値を示す。

(2) 評価法の区分の記号の意味は、次のとおりである。

A : 一般規定の場合

B : 長期一次応力が低い場合

C : クリープ効果が顕著でない場合

(3) $P'+Q' = \langle P_L+P_L^* + (P_b+P_b^*)/K_t \rangle_{\max} + \langle Q+Q^* \rangle_R$

一次応力の制限

単位 (応力 : N/mm²)

評価点	運転状態	評価項目	計算値	許容値
1	運転状態 III	膜 $\leq 1.2S_m$	2	120
		膜 + 曲げ $\leq 1.2K_s S_m$	18	153
	運転状態 IV	膜 $\leq 2S_m$	2	211
		膜 + 曲げ $\leq 2K_s S_m$	23	268

3.2 配管系：②-1 (炉容器～補助中間熱交換器 (外管))

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 疲れ累積係数
			内圧応力 ① SP	自重応力 ② SMa	短期的機械荷重応力及び地震応力 ③ SMb	二次応力* ④ SMc	計算応力 ①+② ①+②+③ ①+②+③	許容応力 1.5S Sy, 1.2S** 1.5(0.6Su)	計算応力 ①+②+④ SS (Sd) SS (Ss)	許容応力 — Sa (∧) 2.0Sy 2.0Sy	
1	エルボ	設計条件 (I _A , II _A)	2	8	—	—	10	135	—	—	—
		III _A S	2	4	—	70	—	—	76	293	—
		IV _A S	2	4	6	4	12	127	20	234	—
		IV _A S	2	4	10	4	16	351	28	234	—

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、III_AS、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

** オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.0Syと1.2Sのうち大きい方の値とする。

3.3 配管系：②-3（循環ポンプ～炉容器（内管））

下表に示すように、評価点の一次応力、ひずみ、及びクリープ疲労損傷の各制限を満足する。

単位（応力：N/mm²）

評価点	一次応力の制限	評価法の区分	ひずみの制限										クリープ疲労損傷の制限				
			一次+二次応力の制限					S _a 制限	累積非弾性ひずみの制限		運転状態IVに関する制限			D _f	D _f +D _c		
			S _n [*] (3S _{mit})	S _n (3S _m)	S _n (2.5(3S _m))	S _n [*] (3S _m)	S _e (3S _m)	P'+Q' (S _a)	ε _{EC} +ε _{mEF}	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF}	S _n [*] (2.5(3S _{mit}))	領域 (E, S ₁ , S ₂ , P)	D _c	(D)			
1	合格	C	38 (310)	150 (321)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	56 (777)	E	0.00 0.10	0.10 (0.86)

注記 (1) ()内の値は、許容値又は判定値を示す。

(2) 評価法の区分の記号の意味は、次のとおりである。

A：一般規定の場合

B：長期一次応力が低い場合

C：クリープ効果が顕著でない場合

(3) $P'+Q' = \langle P_L+P_L^* + (P_b+P_b^*)/K_t \rangle_{\max} + \langle Q+Q^* \rangle_R$

3.4 配管系：②-3（循環ポンプ～炉容器（外管））

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 係数
			内圧応力	自重応力	短期的機械荷重応力及び地震応力	二次応力*	計算応力	許容応力	計算応力	許容応力	
			① SP	② SMa	③ SMb	④ SMc	①+② -	1.5S -	- ①+②+④	- Sa (ハ)	
1	エルボ	設計条件	2	15	-	-	17	154	-	-	-
		(I _A , II _A)	2	8	-	38	-	-	48	291	-
		III _A S	2	8	11	2	21	124	26	230	-
		IV _A S	2	8	17	2	27	350	38	230	-

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、B_AS、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

** オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.0Syと1.2Sのうち大きい方の値とする。

炉周囲遮へいコンクリート内の1次ナトリウム充填・ドレン系配管の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

1次ナトリウム充填・ドレン系配管のうち、炉周囲遮へいコンクリート内に配管を有するのは炉容器の部分ドレンを行う際に用いる④-10（ドレンヘッド～炉容器）であり、炉容器側の一部が2重管となっている。

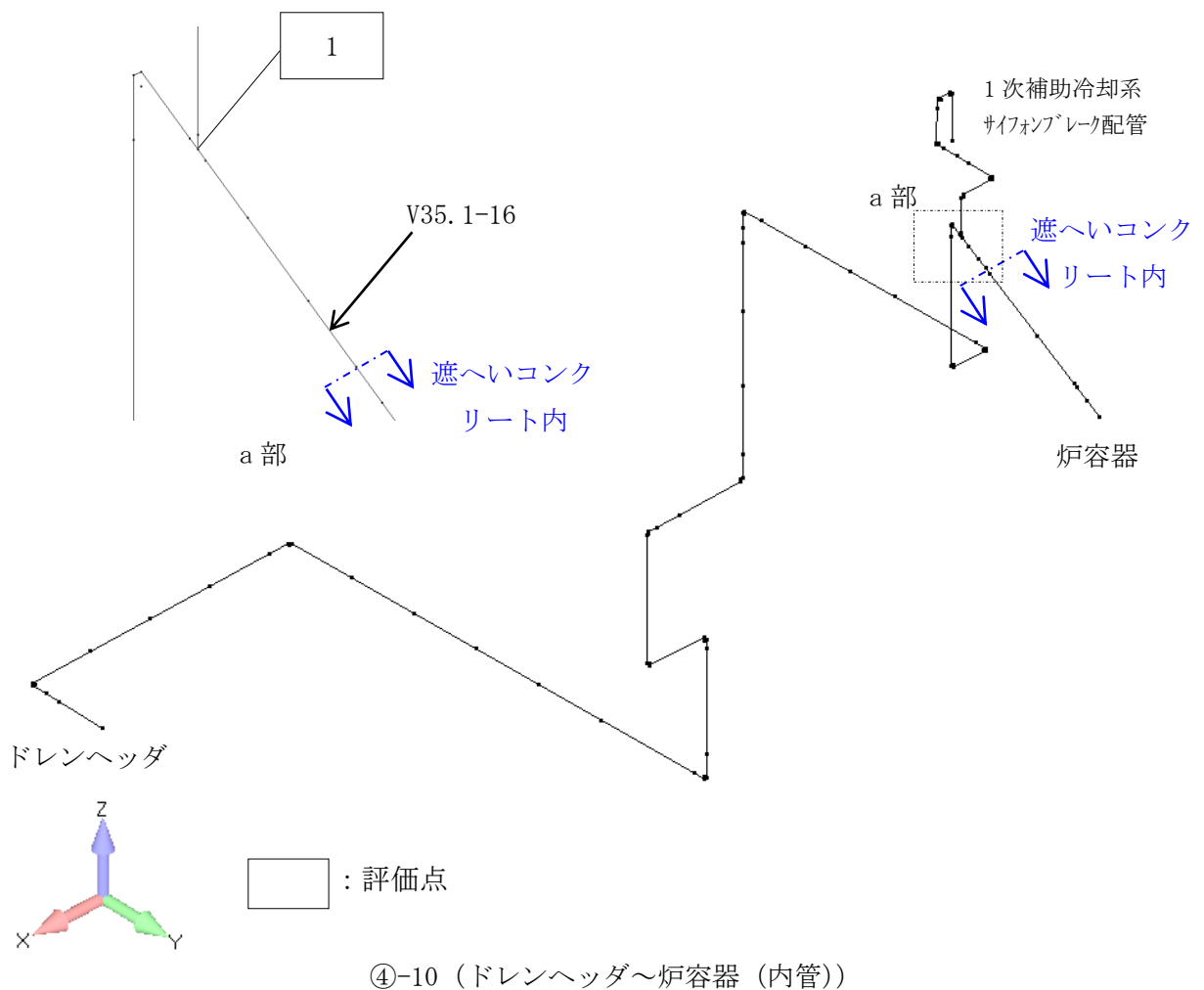
対象配管系の一部は耐震Sクラスである。

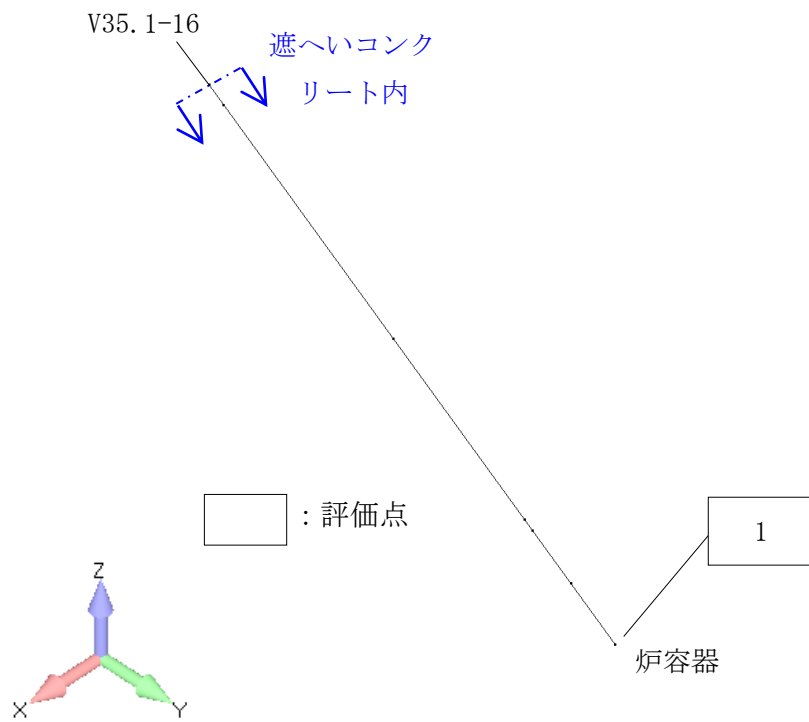
設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（質点③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：1.5%）を用いる。

当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

2. 評価点

当該配管は炉周囲遮へいコンクリート内にエルボ等の比較的応力の高い部位がないため、内管については、遮へいコンクリートの外側に近いティータ部を評価点としている。外管については、直管のみであるため、炉容器ノズルを評価点としている。





※：外管は炉容器から弁（V35.1-16）まで設置されている。

④-10（ドレンヘッド～炉容器（外管））

3. 評価結果

3.1 配管系：④-10（ドレンヘッド～炉容器（内管））

下表に示すように、評価点の応力評価、疲労評価とも満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次応力評価 (N/mm ²)				一次+二次応力評価 (N/mm ²)					疲労評価 疲れ累積係数
			一次応力	許容応力	振り応力	許容応力	一次+二次応力	地震による一次+二次応力	熱膨張応力	熱を除いた一次+二次応力	許容応力	
			(PL+Pb) (PL+Pb)Ss	1.5Sm 3.0Sm	St (Ss)	0.73Sm	Sn	Ss (Ss)	Se	Sc	3.0Sm 3.0Sm	
1	ティー	I _A , II _A IV _A S	41 222	183 366	— 95*	— 89	307	— 689	— —	— —	366 366	0.00073 0.22038

*印は振りによる応力が許容応力を超えていることを示し、下表に曲げと振りによる応力評価結果を示す。

評価点	一次応力評価 (N/mm ²)			
	振り応力	許容応力	曲げと振り応力	許容応力
	St (Ss)	0.73Sm	St+Sb(Ss)	2.4Sm
1	95	89	136	292

3.2 配管系：④-10（ドレンヘッド～炉容器（外管））

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 疲れ累積係数
			内圧応力	自重応力	短期的機械荷重応力及び地震応力	二次応力*	計算応力	許容応力	計算応力	許容応力	
			① SP	② SMa	③ SMb	④ SMc	①+② —	1.5S —	— ①+②+④	— Sa (ハ)	
1	ノズル	設計条件	1	1	—	—	2	135	—	—	—
		(I _A , II _A)	1	1	—	3	—	—	5	288	—
		III _A S	1	1	11	0	13	122	22	226	—
		IV _A S	1	1	17	0	19	347	34	226	—

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、III_AS、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

** オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.0Syと1.2Sのうち大きい方の値とする。

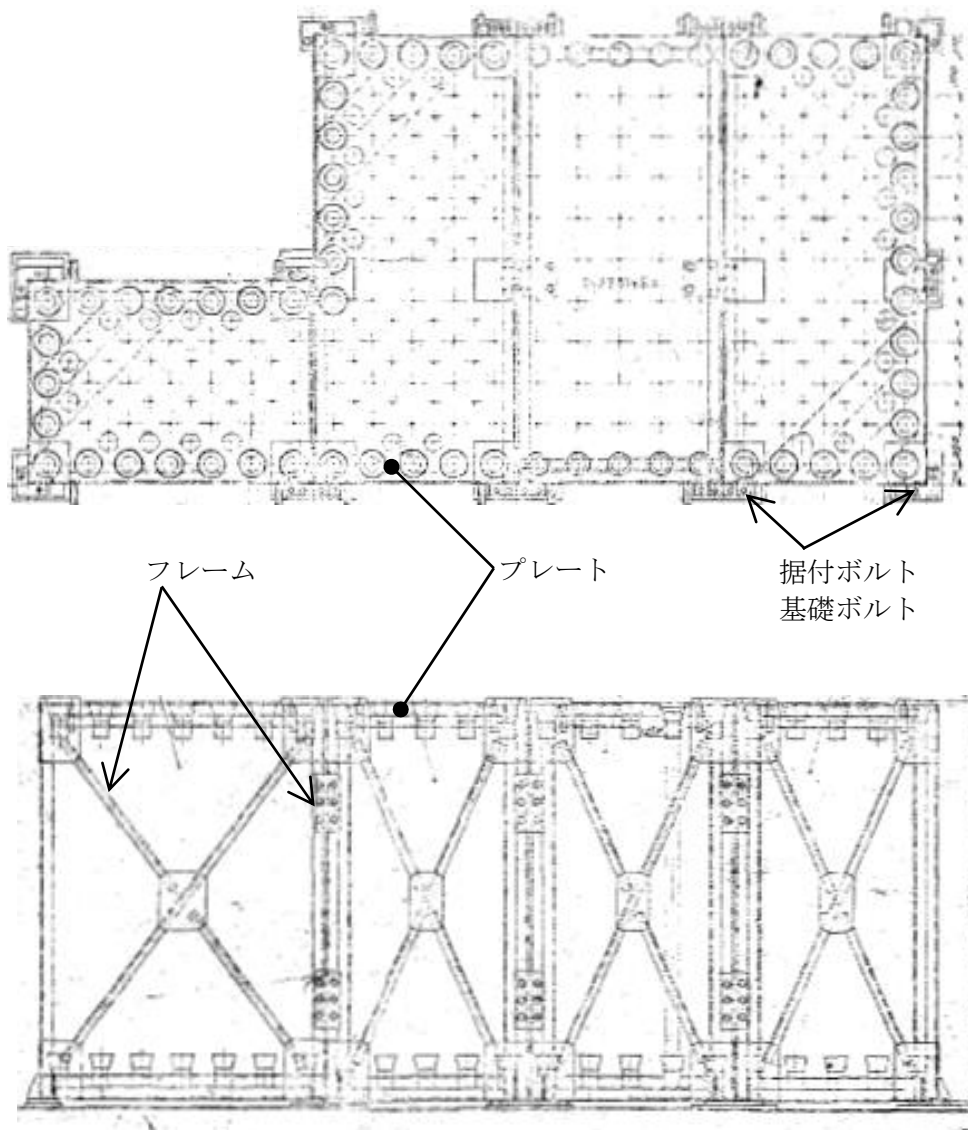
原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 貯蔵ラックの耐震評価（設計成立性）

1. 概要

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックの耐震クラスはSクラスである。

設計用床応答スペクトルは、当該貯蔵ラックが設置されている原子炉附属建物のフロア（質点⑬）のスペクトル（減衰定数：1.0%）を用いる。

2. 評価部位



3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

3.1 各部の応力

基準地震動Ssによる評価結果

評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
フレーム	一次 圧縮	10	75	
	一次 引張	7	246	
	一次 曲げ	85	246	
	一次 せん断	56	142	
	一次 組合せ	98	246	
	一次+二次 圧縮	20	141	
	一次+二次 引張	20	410	
	一次+二次 曲げ	106	410	
	一次+二次 せん断	58	236	
プレート	一次応力	24	246	
	一次+二次応力	36	410	

弾性設計用地震動Sdによる評価結果（静的地震力と比べて大きい方で評価）

評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
フレーム	一次 圧縮	13	76	
	一次 引張	12	205	
	一次 曲げ	66	205	
	一次 せん断	44	118	
	一次 組合せ	78	205	
	一次+二次 圧縮	12	141	
	一次+二次 引張	12	410	
	一次+二次 曲げ	66	410	
	一次+二次 せん断	36	236	
プレート	一次応力	21	205	
	一次+二次応力	22	410	

3.2 ボルトの応力

評価部位	許容応力状態	応力分類	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
取付ボルト	Ⅲ _A S	引張応力	86	153
		せん断応力	34	118
	Ⅳ _A S	引張応力	56	184
		せん断応力	16	142
基礎ボルト	Ⅲ _A S	引張応力	123	176
		せん断応力	111	135
	Ⅳ _A S	引張応力	61	202
		せん断応力	51	156

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 水冷却池の耐震評価 (設計成立性)

1. 概要

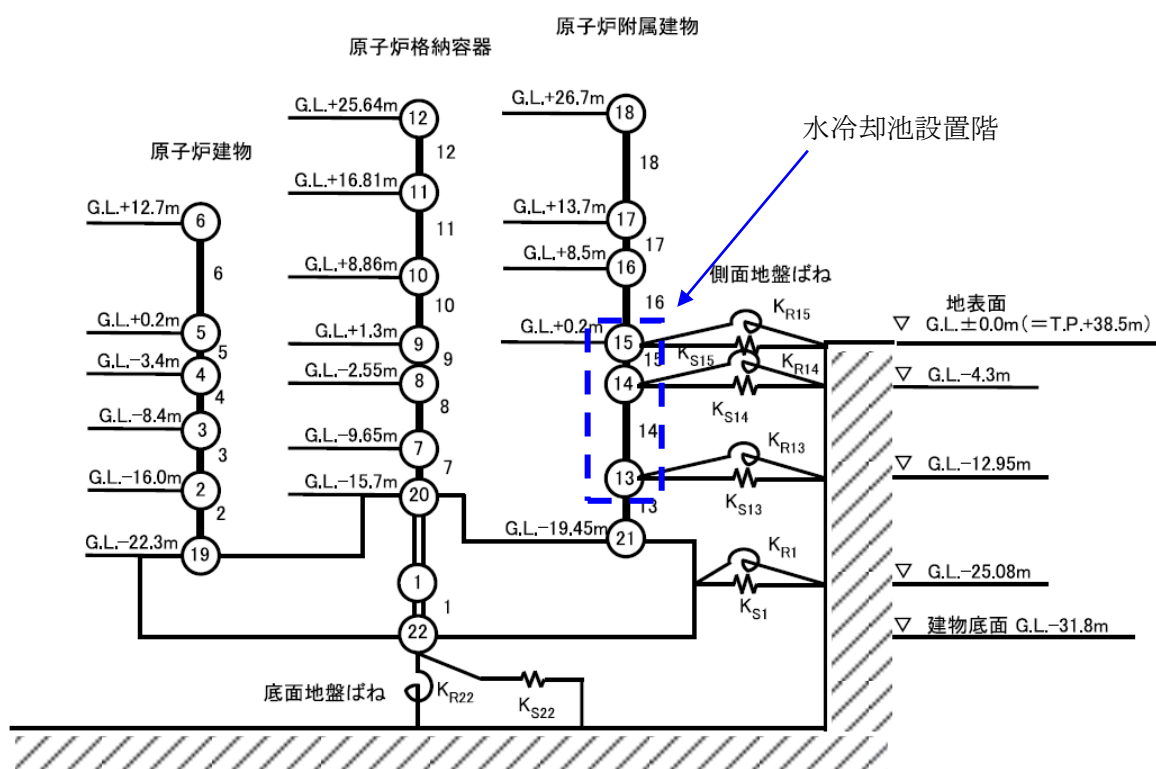
原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池については、建物の地震応答解析結果に基づき水冷却池の構造物全体としての変形性能を評価するものとし、最大せん断ひずみが終局強度の 1/2 を超えないことを確認する。

2. 評価結果

水冷却池設置階の地震応答解析による評価基準値を第 2.1 表に、水冷却池設置位置を第 2.1 図に示す。

第 2.1 表 水冷却池設置階の地震応答解析による評価基準値

部位	地震力	評価項目	評価基準値
耐震壁	基準地震動 Ss	せん断ひずみ	終局強度 4.0×10^{-3} の 1/2 以下



第 2.1 図 水冷却池設置位置

基準地振動 S_s に対する水冷却池のせん断ひずみを第 2.2 表に示す。基準地震動 S_s に対する水冷却池の最大せん断ひずみは、要素番号 14 (BM2F) の NS 方向で 0.145×10^{-3} であり、評価基準値 (2.00×10^{-3}) を下回っている。

第 2.2 表 基準地震動 S_s に対する水冷却池のせん断ひずみ

建物	方向	階	要素番号	せん断ひずみ $\times 10^{-3}$	評価基準値 $\times 10^{-3}$
原子炉附属 建物	NS	BM1F	15	0.073	2.000
		BM2F	14	0.145	
	EW	BM1F	15	0.067	
		BM2F	14	0.142	

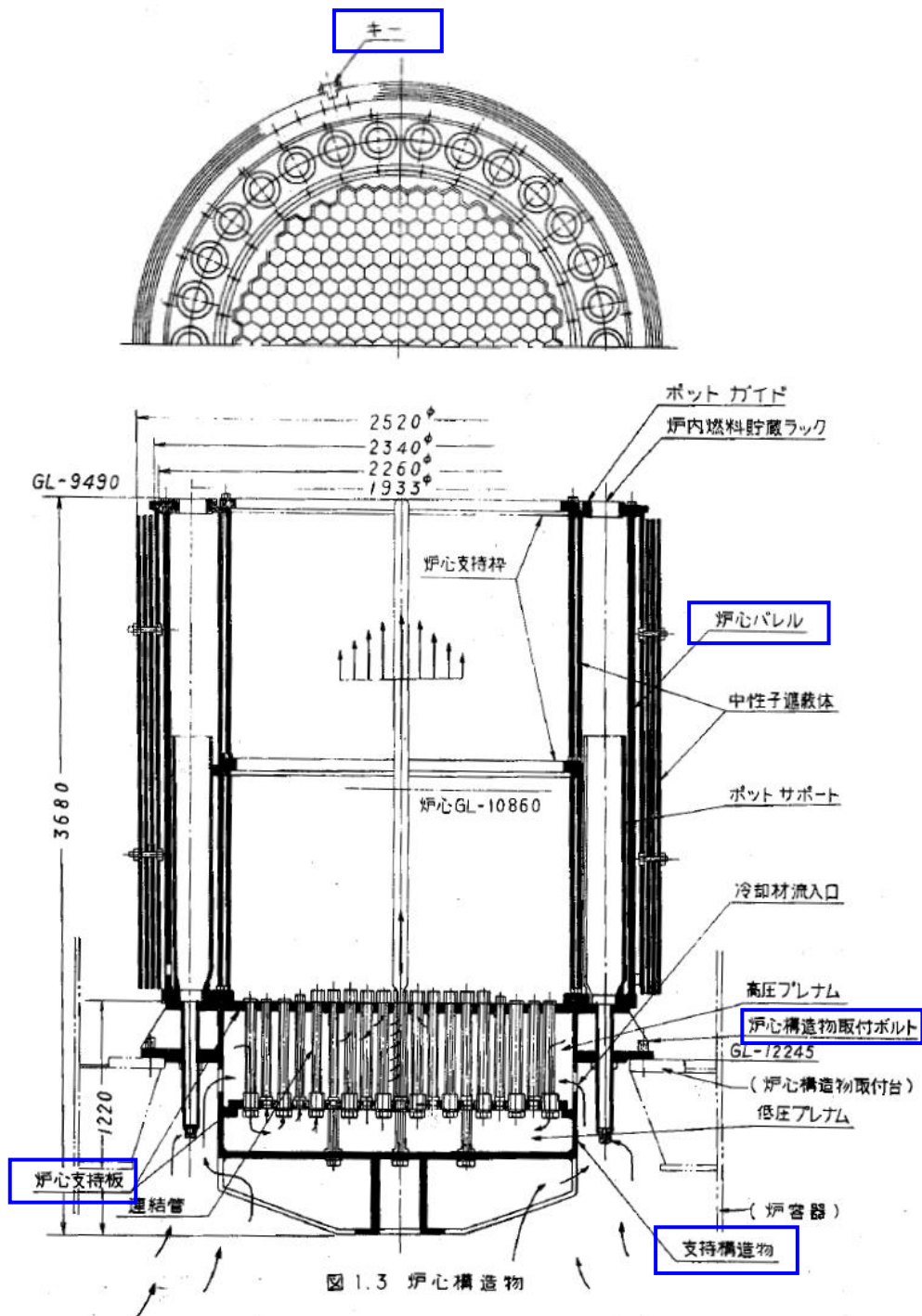
炉心バレル構造物、炉心支持構造物の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

炉心バレル構造物、炉心支持構造物の耐震クラスは、Sクラスである。

炉心バレル構造物、炉心支持構造物は、原子炉容器内に設置されていることから、原子炉容器の設計用床応答スペクトルを用いた解析で得られた地震荷重を用いて評価を行う。

2. 評価部位



3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

基準地震動 S_s による評価結果

対象	評価項目	発生値 (N/mm^2)	許容値 (N/mm^2)
支持構造物	一次一般膜応力	12	268
	一次一般膜+一次曲げ応力	41	402
炉心支持板	一次一般膜応力	57	266
	一次一般膜+一次曲げ応力	57	399
炉心バレル (付根部)	一次一般膜応力	4	266
	一次一般膜+一次曲げ応力	23	399
炉心バレル (取付ボルト)	一次一般膜応力	81	266
	一次一般膜+一次曲げ応力	118	399
炉心構造物 取付ボルト	一次一般膜応力	55	268
	一次一般膜+一次曲げ応力	61	402
キー	支圧応力	124	250
	せん断応力	81	134

弾性設計用地震動による評価結果（静的地震力と比べて大きい方で評価）

評価部位	評価項目	発生値 (N/mm^2)	許容値 (N/mm^2)
支持構造物	一次一般膜応力	11	168
	一次一般膜+一次曲げ応力	32	252
炉心支持板	一次一般膜応力	47	166
	一次一般膜+一次曲げ応力	47	249
炉心バレル (付根部)	一次一般膜応力	3	166
	一次一般膜+一次曲げ応力	17	249
炉心バレル (取付ボルト)	一次一般膜応力	54	166
	一次一般膜+一次曲げ応力	95	249
炉心構造物 取付ボルト	一次一般膜応力	46	168
	一次一般膜+一次曲げ応力	58	252
キー	支圧応力	88	187
	せん断応力	58	100

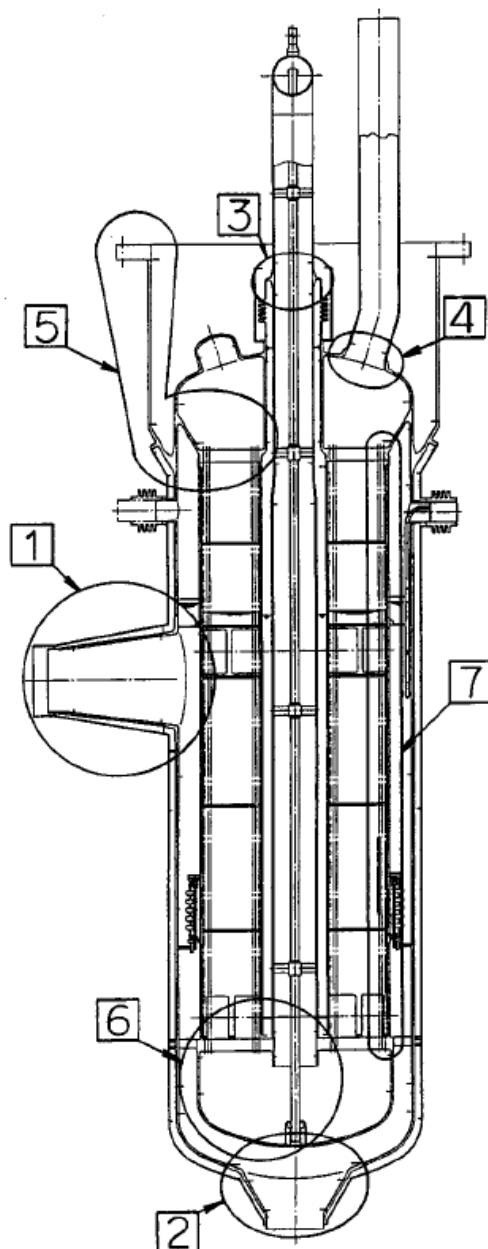
主中間熱交換器の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

主中間熱交換器の耐震クラスは、Sクラスである。

設計用床応答スペクトルは、主中間熱交換器が設置されている原子炉建物のフロア（質点④）のスペクトル（減衰定数：1.0%）を用いる。

2. 評価部位



	評価部位
①	1次ナトリウム入口ノズル
②	1次ナトリウム出口ノズル
③	2次ナトリウム入口ノズル
④	2次ナトリウム出口ノズル
⑤	上部管板
⑥	下部管板
⑦	伝熱管

3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

3.1 各部の応力

基準地震動Ssによる評価結果

	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
①	1次ナトリウム入口ノズル	一次一般膜応力	21	244	
		一次応力	21	366	
		一次+二次応力	33	779	
②	1次ナトリウム出口ノズル	一次一般膜応力	34	273	
		一次応力	34	409	
		一次+二次応力	47	341	
③	2次ナトリウム入口ノズル	一次一般膜応力	19	279	
		一次応力	19	419	
		一次+二次応力	51	351	
④	2次ナトリウム出口ノズル	一次一般膜応力	95	247	
		一次応力	99	371	
		一次+二次応力	257	783	
⑤	上部管板	一次一般膜応力	18	278	
		一次応力	18	418	
		一次+二次応力	60	348	
⑥	下部管板	一次一般膜応力	31	279	
		一次応力	31	419	
		一次+二次応力	66	351	
⑦	伝熱管	一次一般膜応力	72	249	
		一次応力	72	374	
		一次+二次応力	14	779	

弾性設計用地震動Sdによる評価結果(静的地震力と比べて大きい方で評価)

	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
①	1次ナトリウム入口ノズル	一次一般膜応力	19	124	
		一次応力	19	187	
		一次+二次応力	23	311	
②	1次ナトリウム出口ノズル	一次一般膜応力	34	136	
		一次応力	34	204	
		一次+二次応力	45	341	
③	2次ナトリウム入口ノズル	一次一般膜応力	15	140	
		一次応力	15	210	
		一次+二次応力	36	351	
④	2次ナトリウム出口ノズル	一次一般膜応力	66	126	
		一次応力	70	189	
		一次+二次応力	148	315	
⑤	上部管板	一次一般膜応力	12	126	
		一次応力	12	189	
		一次+二次応力	39	348	
⑥	下部管板	一次一般膜応力	26	140	
		一次応力	26	211	
		一次+二次応力	43	351	
⑦	伝熱管	一次一般膜応力	71	125	
		一次応力	71	188	
		一次+二次応力	10	313	

3.2 リークジャケットの応力

機器名	許容応力状態	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
主中間熱交換器 (リークジャケット)	Ⅲ _A S	一次一般膜応力	19	108
		一次応力	19	162
		一次+二次応力	7	212
	Ⅳ _A S	一次一般膜応力	19	207
		一次応力	19	311
		一次+二次応力	10	212

3.3 ボルトの応力

機器名	評価部位	許容応力状態	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
主中間熱交換器	取付ボルト	Ⅲ _A S	引張応力	53	463
			せん断応力	23	356
		Ⅳ _A S	引張応力	66	463
			せん断応力	26	356
	基礎ボルト	Ⅲ _A S	引張応力	58	156
			せん断応力	23	120
		Ⅳ _A S	引張応力	73	187
			せん断応力	26	144

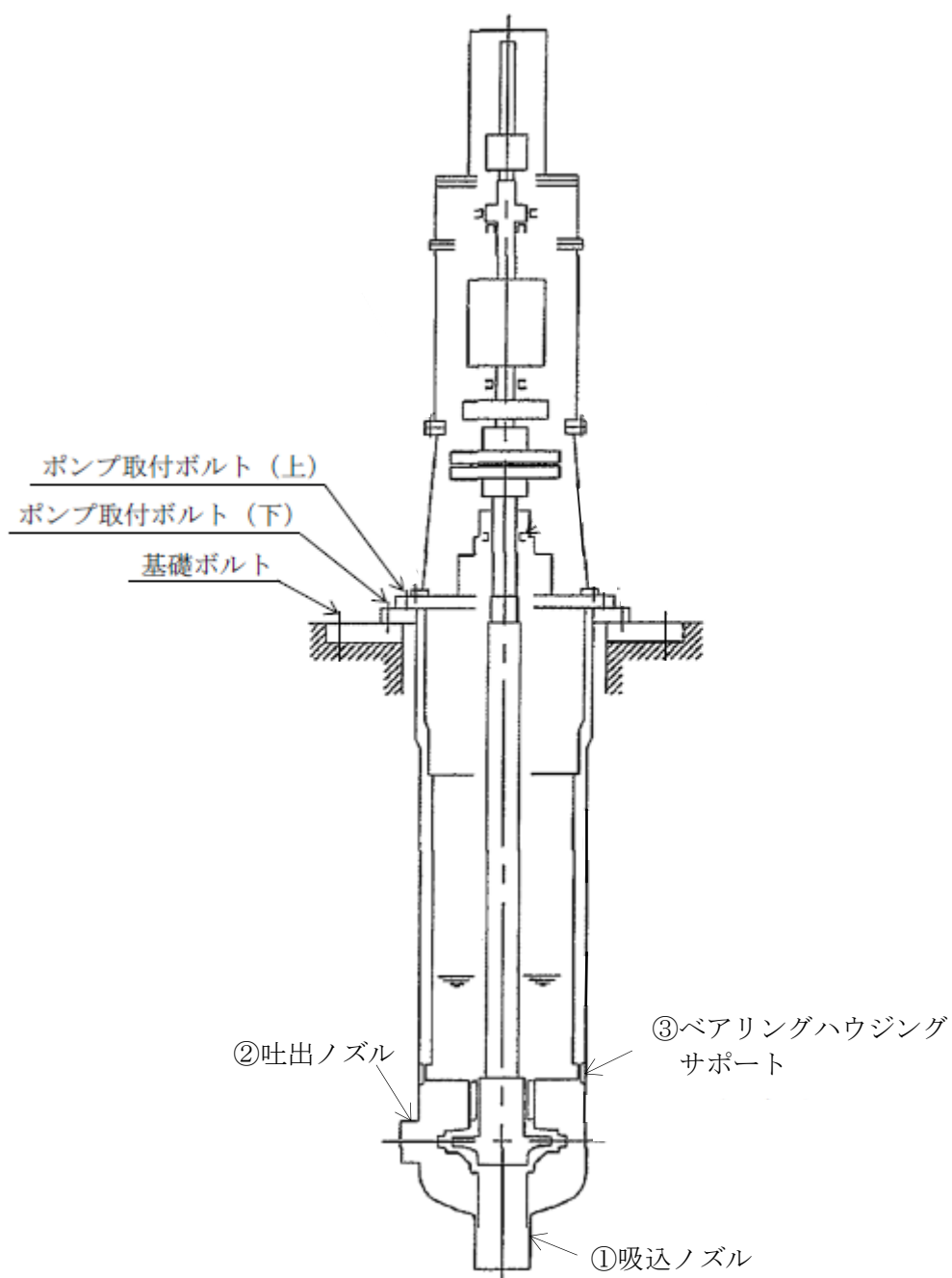
1 次主循環ポンプの耐震評価（設計成立性）

1. 概要

1 次主循環ポンプの耐震クラスは、S クラスである。

設計用床応答スペクトルは、1 次主循環ポンプが設置されている原子炉建物のフロア（質点④）のスペクトル（減衰定数：1.0%）を用いる。

2. 評価部位



3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

3.1 各部の応力

基準地震動Ssによる評価結果

	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
①	吸込ノズル	一次一般膜応力	68	260	
		一次応力	68	390	
		一次+二次応力	58	333	
②	吐出ノズル	一次一般膜応力	50	260	
		一次応力	50	390	
		一次+二次応力	155	333	
③	ベアリングハウジングサポート	一次一般膜応力	16	260	
		一次応力	16	390	
		一次+二次応力	5	333	

弾性設計用地震動Sdによる評価結果(静的地震力と比べて大きい方で評価)

	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)	備考
①	吸込ノズル	一次一般膜応力	73	133	
		一次応力	73	199	
		一次+二次応力	81	333	
②	吐出ノズル	一次一般膜応力	50	133	
		一次応力	50	199	
		一次+二次応力	135	333	
③	ベアリングハウジングサポート	一次一般膜応力	16	133	
		一次応力	16	199	
		一次+二次応力	7	333	

3.2 リークジャケット

機器名	許容応力状態	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
1次主循環ポンプ (リークジャケット)	Ⅲ _A S	一次一般膜応力	30	114
		一次応力	30	171
		一次+二次応力	40	228
	Ⅳ _A S	一次一般膜応力	22	232
		一次応力	22	349
		一次+二次応力	25	228

3.3 ボルトの応力

機器名	評価部位	許容応力状態	応力分類	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
1次主循環ポンプ	ポンプ取付 ボルト(上)	Ⅲ _A S	引張応力	0	105
			せん断応力	3	80
		Ⅳ _A S	引張応力	2	126
			せん断応力	2	96
	ポンプ取付 ボルト(下)	Ⅲ _A S	引張応力	0	105
			せん断応力	19	80
		Ⅳ _A S	引張応力	3	126
			せん断応力	8	96
	基礎ボルト	Ⅲ _A S	引張応力	0	158
			せん断応力	13	122
		Ⅳ _A S	引張応力	0	190
			せん断応力	5	146

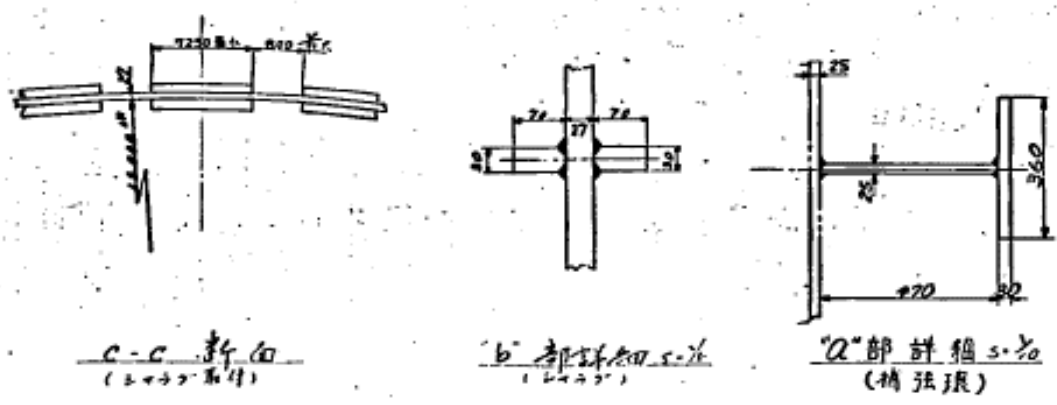
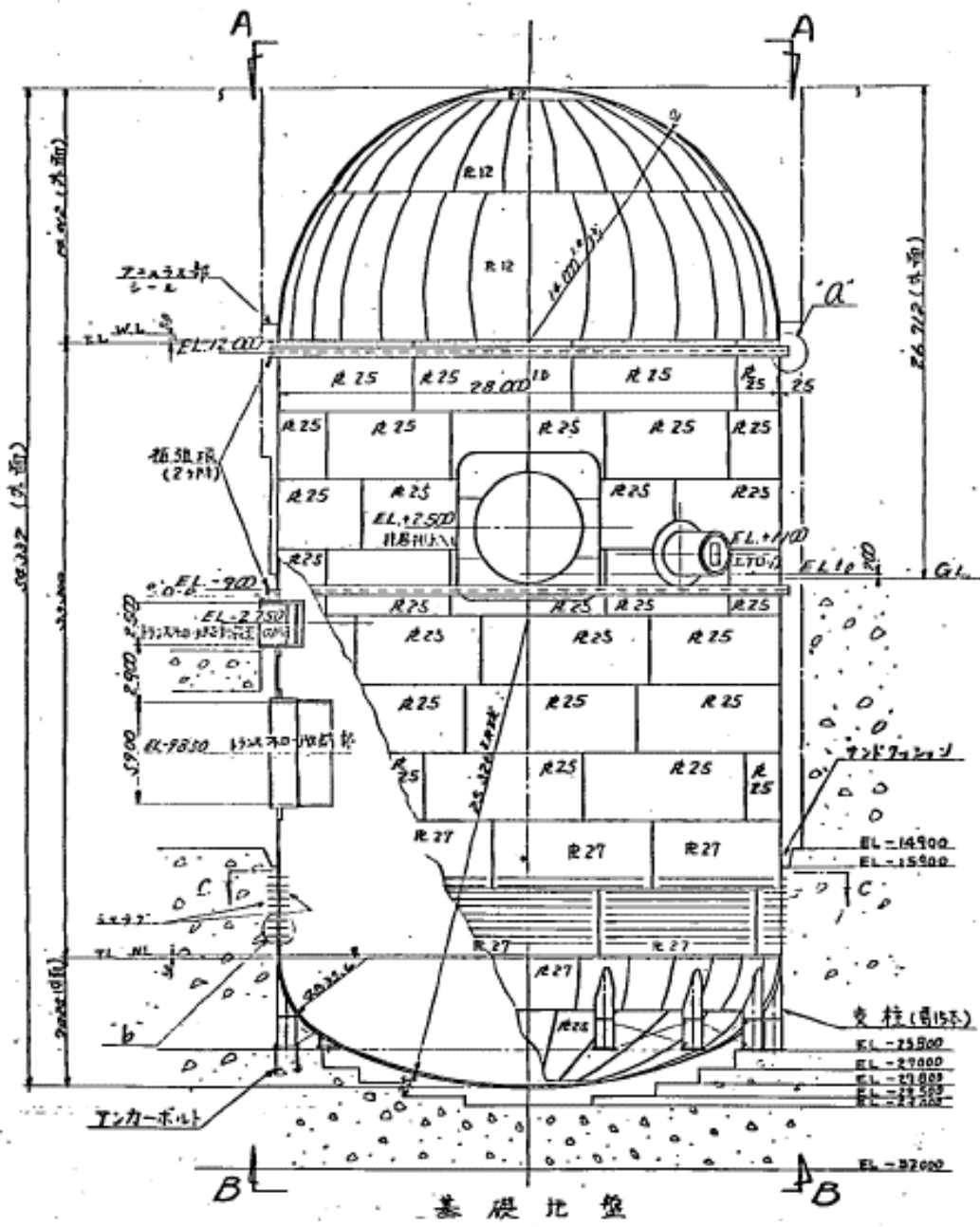
原子炉格納容器の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

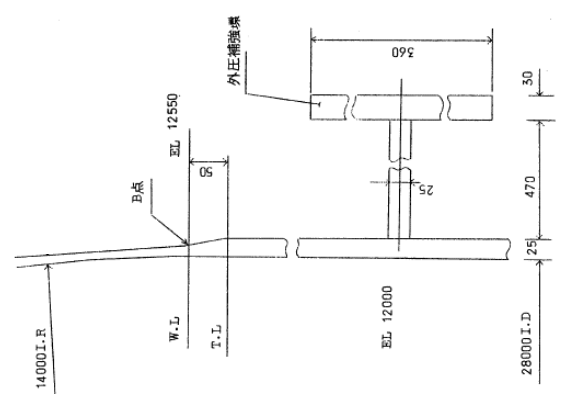
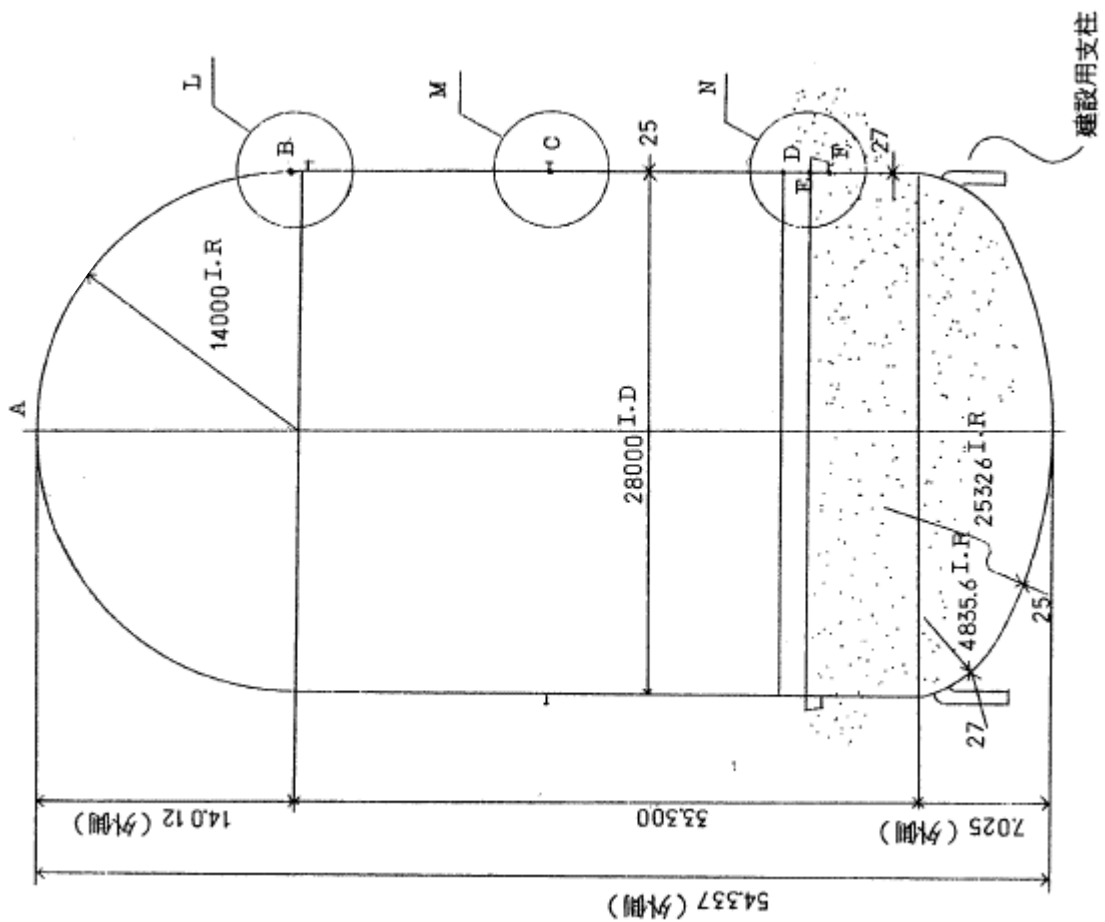
本資料は、耐震 S クラスである原子炉格納容器の耐震評価結果を示すものである。

2. 原子炉格納容器の構造及び概要

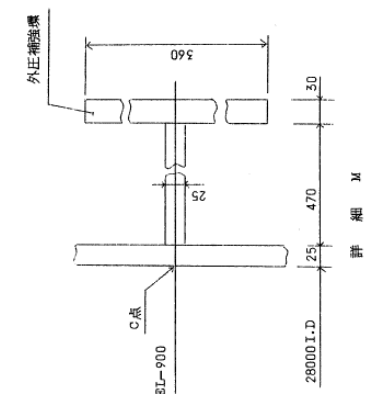
原子炉格納容器の全体組立図を第 2.1 図、主要寸法と評価点を第 2.2 図に示す。原子炉格納容器は、頂部を半球形鏡板、底部を半楕円鏡板とした円筒型の鋼製気密容器である。第 2.1 図の a 部詳細、第 2.2 図の詳細 L、M に示すように、原子炉格納容器には外圧による座屈を防止するため、外圧補強環が軸方向に 2 か所設けられている。原子炉格納容器は、原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎の中央に配置され、この基礎により原子炉建物及び原子炉附属建物とともに支持されており、原子炉格納容器底部鏡板と円筒胴部下部の外側は、原子炉附属建物と一体で基礎コンクリート中に埋設されている。



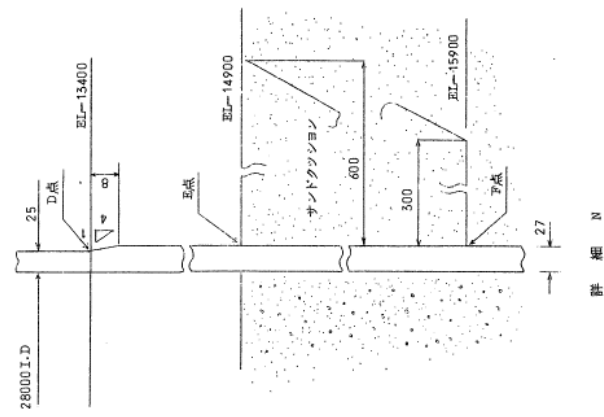
第 2.1 図 原子炉格納容器の全体組立図



詳細 L



詳細 M

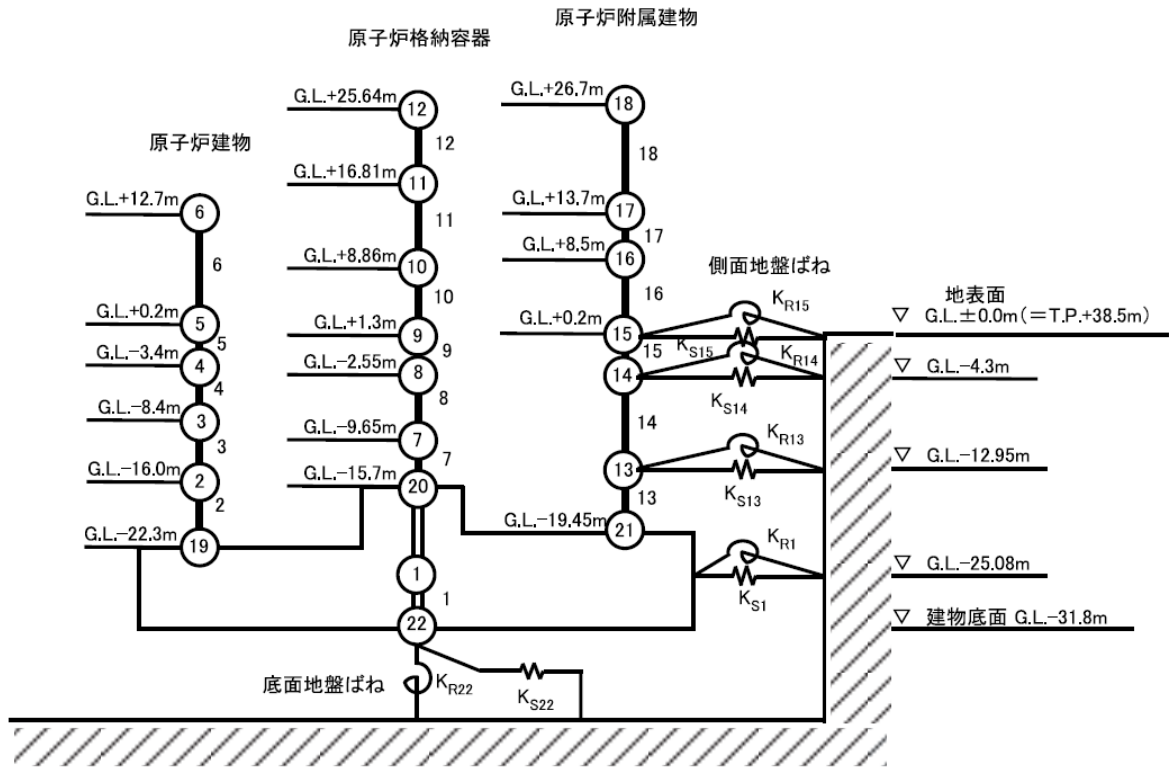


詳細 N

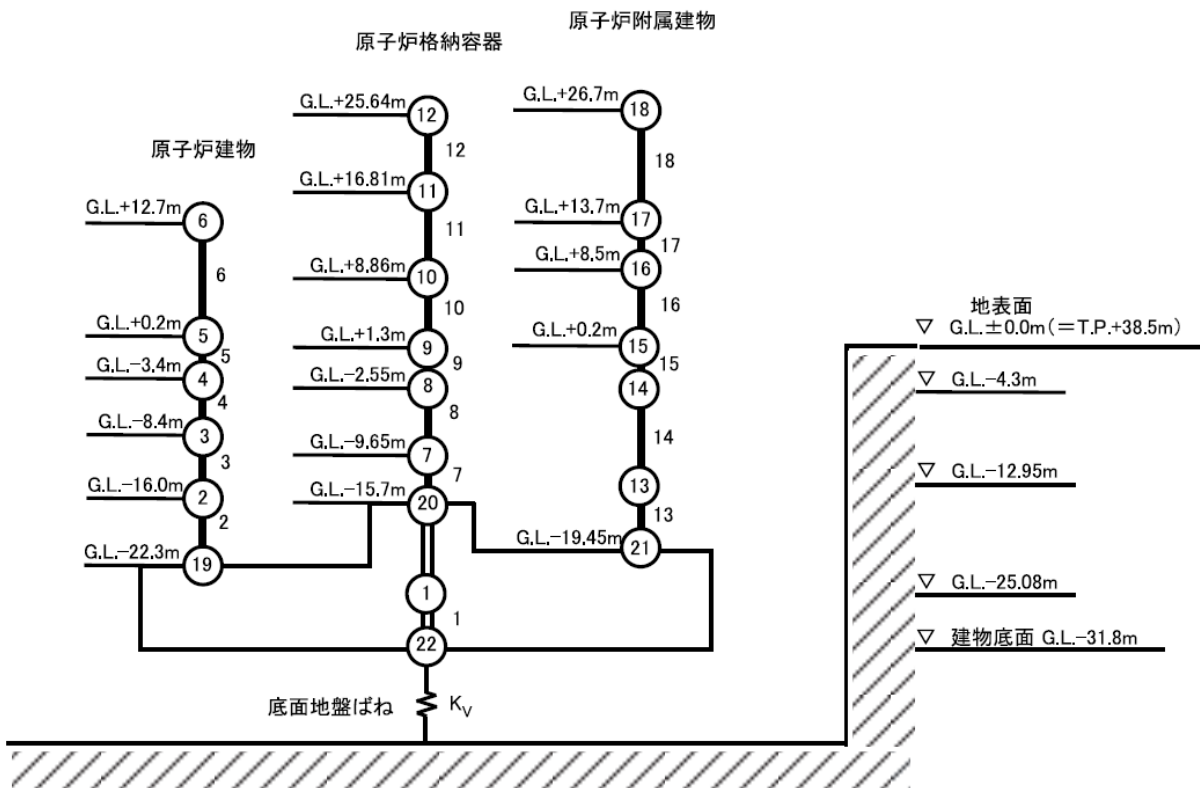
第 2.2 図 主要寸法と評価点

3. 解析条件

原子炉格納容器は、原子炉建物及び原子炉附属建物との多質点系モデルとして解析している。解析モデルを第 3.1 図に示す。



(水平成分)



(鉛直成分)

第 3.1 図 原子炉格納容器の耐震解析モデル

4. 基準地震動 S_s による耐震解析・評価

原子炉格納容器の評価は、原子炉格納容器本体と、地震時の軸力が加わる原子炉格納容器底部円筒胴部のコンクリート密着部のシヤラグ、基礎コンクリートを対象とし、原子炉格納容器本体の耐震解析における評価点は第 2.2 図に示した A 点～F 点とした。耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、十分な耐震性を有することを確認した。

(1) 1 次応力（膜応力）に関する評価

1 次応力（膜応力）に関する評価結果を第 4.1 表に示す。基準地震動 S_s の NS+UD と EW+UD のうち、応力値の大きい方を発生値として記載している。

(2) 1 次応力（膜+曲げ応力）に関する評価

1 次応力（膜+曲げ応力）に関する評価結果を第 4.2 表に示す。基準地震動 S_s の NS+UD と EW+UD のうち、応力値の大きい方を発生値として記載している。

(3) 座屈に関する評価

JEAG4601-1987 (JEAC4601-2008) では、原子炉格納容器（クラス 2 容器（クラス MC 容器））の座屈の防止規定が設けられており、これらに基づく評価結果を第 4.3 表に示す。これは、地震時に発生する軸力による軸力方向応力と曲げモーメントによる曲げ応力が、それぞれの座屈応力との比の合計が安全率を考慮した場合に 1.0 以下であることを確認するものである。基準地震動 S_s の NS+UD と EW+UD のうち、応力値の大きい方を発生値として記載している。

(4) 1 次+2 次応力（地震時両振幅）に関する評価

地震時両振幅に対する 1 次+2 次応力に関する評価結果を第 4.4 表に示す。基準地震動 S_s の NS+UD と EW+UD のうち、応力値の大きい方を発生値として記載している。

(5) コンクリート密着部に関する評価

コンクリート密着部として、胴板に作用する応力、コンクリート圧縮応力及びシヤラグの曲げ応力に関する評価結果を第 4.5 表及び第 4.6 表に示す。

第 4.1 表 1 次応力（膜応力）に関する評価結果

状態	質点	評価点	位置	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	判定
Ⅲ _A S	12	A 点	内外面	0	195	○
	11	B 点	内外面	3		○
	9	C 点	内外面	5		○
	7	D 点	内外面	10		○
	20	E 点	内外面	11		○
		F 点	内外面	11		○
Ⅳ _A S	12	A 点	内外面	0	195	○
	11	B 点	内外面	3		○
	9	C 点	内外面	7		○
	7	D 点	内外面	13		○
	20	E 点	内外面	16		○
		F 点	内外面	16		○

第 4.2 表 1 次応力（膜+曲げ応力）に関する評価結果

状態	質点	評価点	位置	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	判定
Ⅲ _A S	12	A 点	内面	0	292	○
			外面	0		○
	11	B 点	内面	2		○
			外面	3		○
	9	C 点	内面	7		○
			外面	4		○
	7	D 点	内面	10		○
			外面	10		○
	20	E 点	内面	11		○
			外面	11		○
		F 点	内面	10		○
			外面	12		○
Ⅳ _A S	12	A 点	内面	0	292	○
			外面	0		○
	11	B 点	内面	3		○
			外面	3		○
	9	C 点	内面	9		○
			外面	5		○
	7	D 点	内面	13		○
			外面	13		○
	20	E 点	内面	16		○
			外面	16		○
		F 点	内面	15		○
			外面	17		○

第 4.3 表 座屈に関する評価結果

質点	評価点	位置	発生値 [-]	評価基準値 [-]	判定
20	F 点	-	0.28	1.0	○

第 4.4 表 1 次+2 次応力（地震時両振幅）に関する評価

状態	質点	評価点	位置	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	判定
Ⅲ _A S	12	A 点	内外面	0	342	○
	11	B 点	内外面	4		○
	9	C 点	内外面	6		○
	7	D 点	内外面	14		○
	20	E 点	内外面	16		○
		F 点	内外面	16		○
Ⅳ _A S	12	A 点	内外面	0	342	○
	11	B 点	内外面	4		○
	9	C 点	内外面	10		○
	7	D 点	内外面	22		○
	20	E 点	内外面	26		○
		F 点	内外面	26		○

第 4.5 表 コンクリート密着部（胴部）に関する評価結果

状態	質点	評価点	応力の種類	発生値 [-]	評価基準値 [-]	判定
Ⅲ _A S	20	F 点	胴板に作用する各種 応力による検定比	0.27	1.0	○
Ⅳ _A S	20	F 点	胴板に作用する各種 応力による検定比	0.35	1.0	○

第 4.6 表 コンクリート密着部（コンクリート、シャラグ）に関する評価結果

状態	質点	評価点	応力の種類	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	判定
Ⅲ _A S	20	F 点	コンクリート 圧縮応力	2.3	16.5	○
			シャラグの曲げ応力	25.0	225	○
Ⅳ _A S	20	F 点	コンクリート 圧縮応力	3.5	16.5	○
			シャラグの曲げ応力	37.3	270	○

炉周囲遮へいコンクリート内の1次オーバフロー系配管の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

1次オーバフロー系配管のうち、炉周囲遮へいコンクリート内に配管を有するのは③-1（炉容器～オーバフロータンク）、③-3,4（循環ポンプ～炉容器）である。

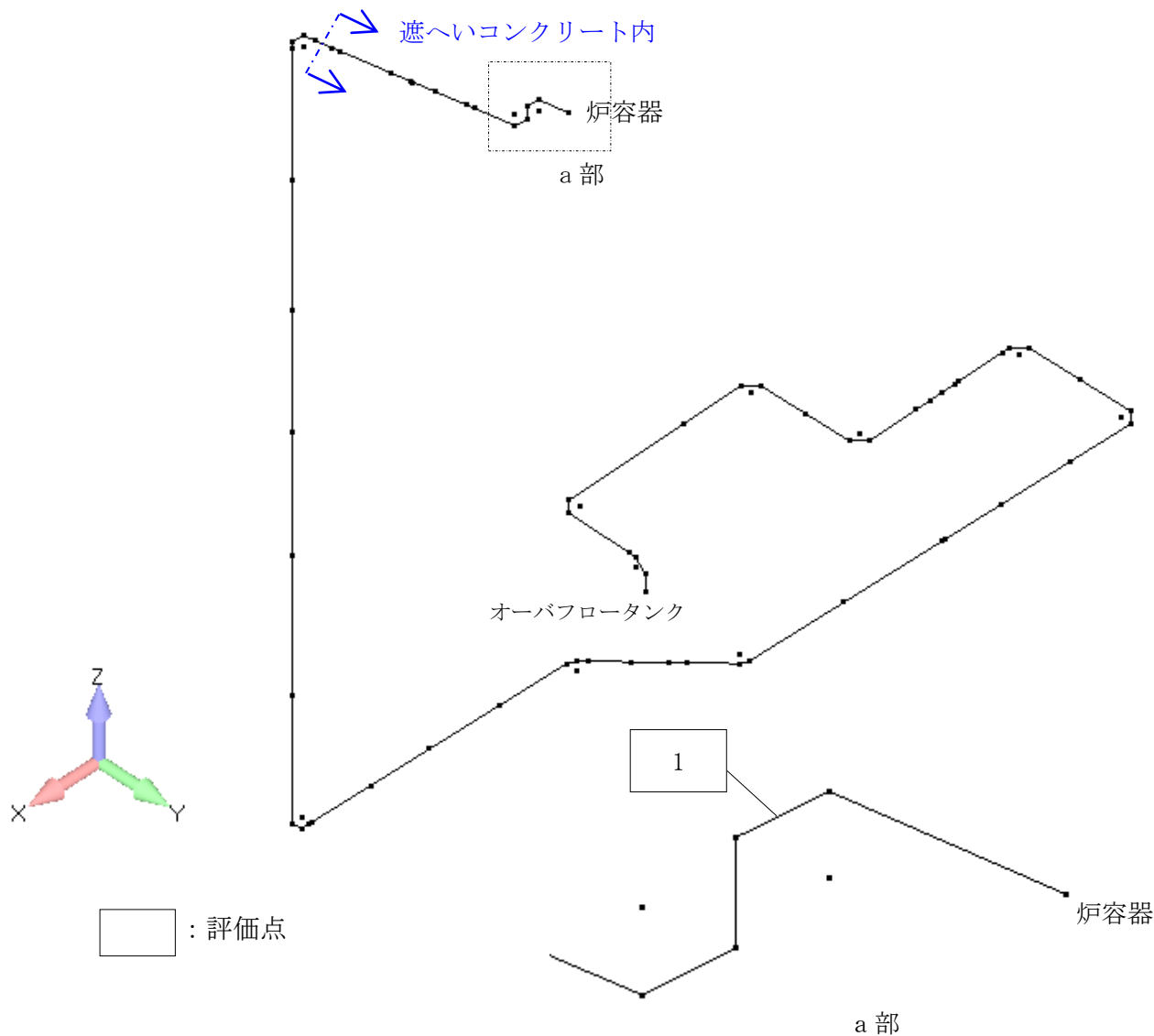
対象配管系は耐震Sクラスの原子炉容器に接続しているため、基準地震動 S_s を用いて応力評価を行い、原子炉容器に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（質点②、③、④及び⑱）を包絡したスペクトル（減衰定数：2.5%）を用いる。

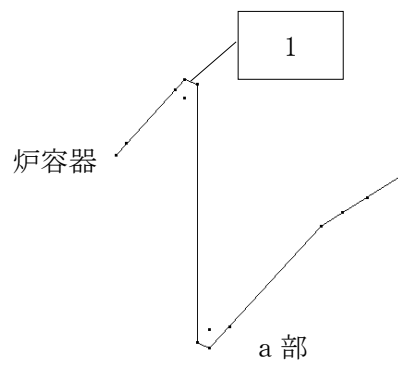
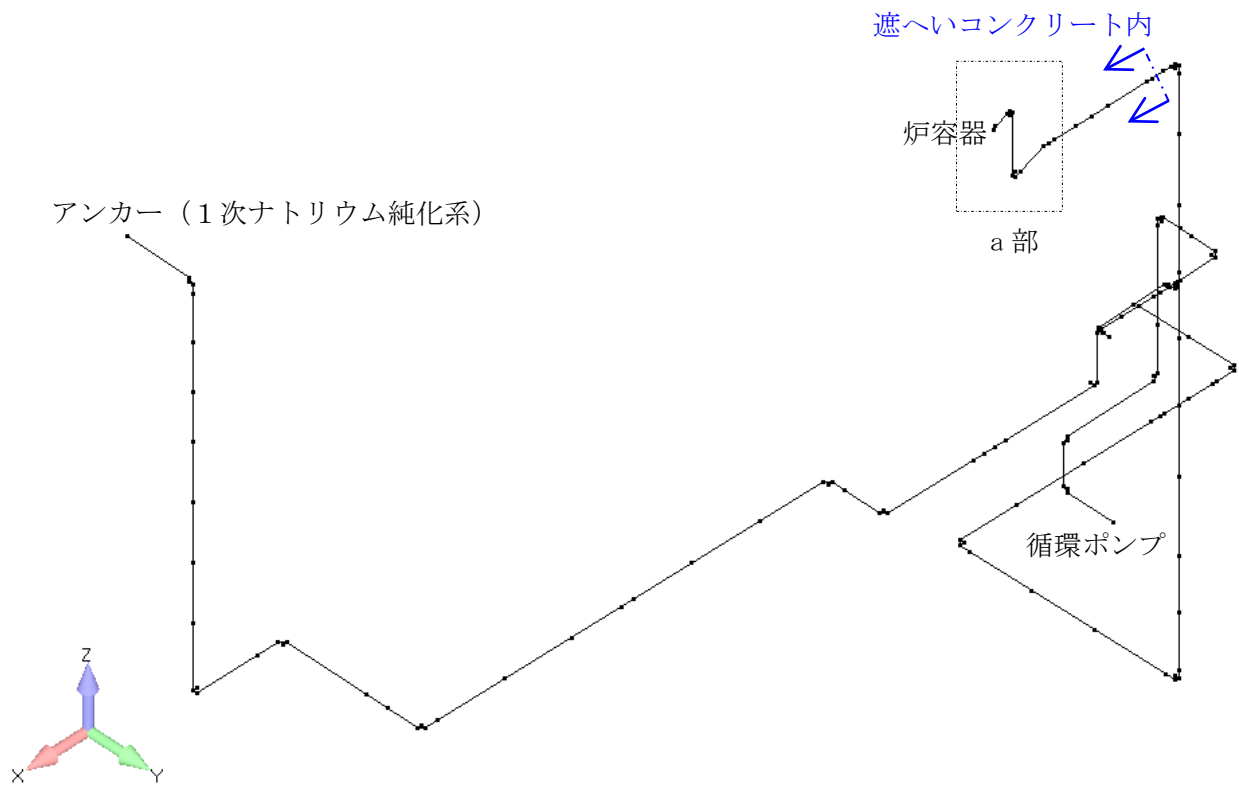
当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

2. 評価点

評価点は、炉周囲遮へいコンクリート内において、応力の厳しいエルゴ部としている。



③-1（炉容器～オーバフロータンク）



□ : 評価点

③-3, 4 (循環ポンプ～炉容器)

3. 評価結果

3.1 配管系：③-1 (炉容器～オーバフロータンク)

下表に示すように、評価点の一次応力、ひずみ、及びクリープ疲労損傷の各制限を満足する。

単位 (応力 : N/mm²)

評価点	一次応力の制限	評価法の区分	ひずみの制限										クリープ疲労損傷の制限		
			一次+二次応力の制限					S _a 制限	累積非弾性ひずみの制限		運転状態IVに関する制限			D _f	D _f +D _c
			S _n [*] (3S _{mit})	S _n (3S _m)	S _n (2.5(3S _m))	S _n [*] (3S _m)	S _e (3S _m)	P'+Q' (S _a)	ε _{EC} +ε _{mEF} (0.01)	ε _{EC} +ε _{mEF} +ε _{bEF} (0.02)	S _n [*] (2.5(3S _{mit}))	領域 (E, S ₁ , S ₂ , P)	D _c	(D)	
1	合格	B	42 (304)	108 (277)	-	-	-	91 (157)	0.0000 (0.0100)	0.0032 (0.0200)	106 (761)	E	0.00 0.30	0.31 (0.60)	

注記 (1) ()内の値は、許容値又は判定値を示す。

(2) 評価法の区分の記号の意味は、次のとおりである。

A : 一般規定の場合

B : 長期一次応力が低い場合

C : クリープ効果が顕著でない場合

(3) $P'+Q' = \langle P_L+P_L^* + (P_o+P_o^*)/K_t \rangle_{\max} + \langle Q+Q^* \rangle_R$

一次応力の制限

単位 (応力 : N/mm²)

評価点	運転状態	評価項目	計算値	許容値
1	運転状態III	膜 $\leq 1.2S^*$	2	123
		膜+曲げ $\leq 1.2KsS^*$	25	156
	運転状態IV	膜 $\leq 2S^*$	3	205
		膜+曲げ $\leq 2KsS^*$	47	261

3.2 配管系：③-3,4 (循環ポンプ～炉容器)

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 疲れ累積係数
			内圧応力	自重応力	短期的機械荷重応力及び地震応力	二次応力*	計算応力	許容応力	計算応力	許容応力	
			① SP	② SMa	③ SMb	④ SMc	①+② — ①+②+③	1.5S — 1.5(0.6Su)	— — ①+②+④ SS (Ss)	— — Sa (ハ) 2.0Sy	
1	エルボ	設計条件	1	10	—	—	11	135	—	—	—
		(I _A , II _A)	1	5	—	151	—	—	157	292	—
		IV _A S	1	5	106	0	112	351	212	232	—

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

炉周囲遮へいコンクリート内の1次アルゴンガス系配管の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

1次アルゴンガス系配管のうち、炉周囲遮へいコンクリート内に配管を有するのは⑦-6（主中間熱交換器(A), (B)～炉容器）である。

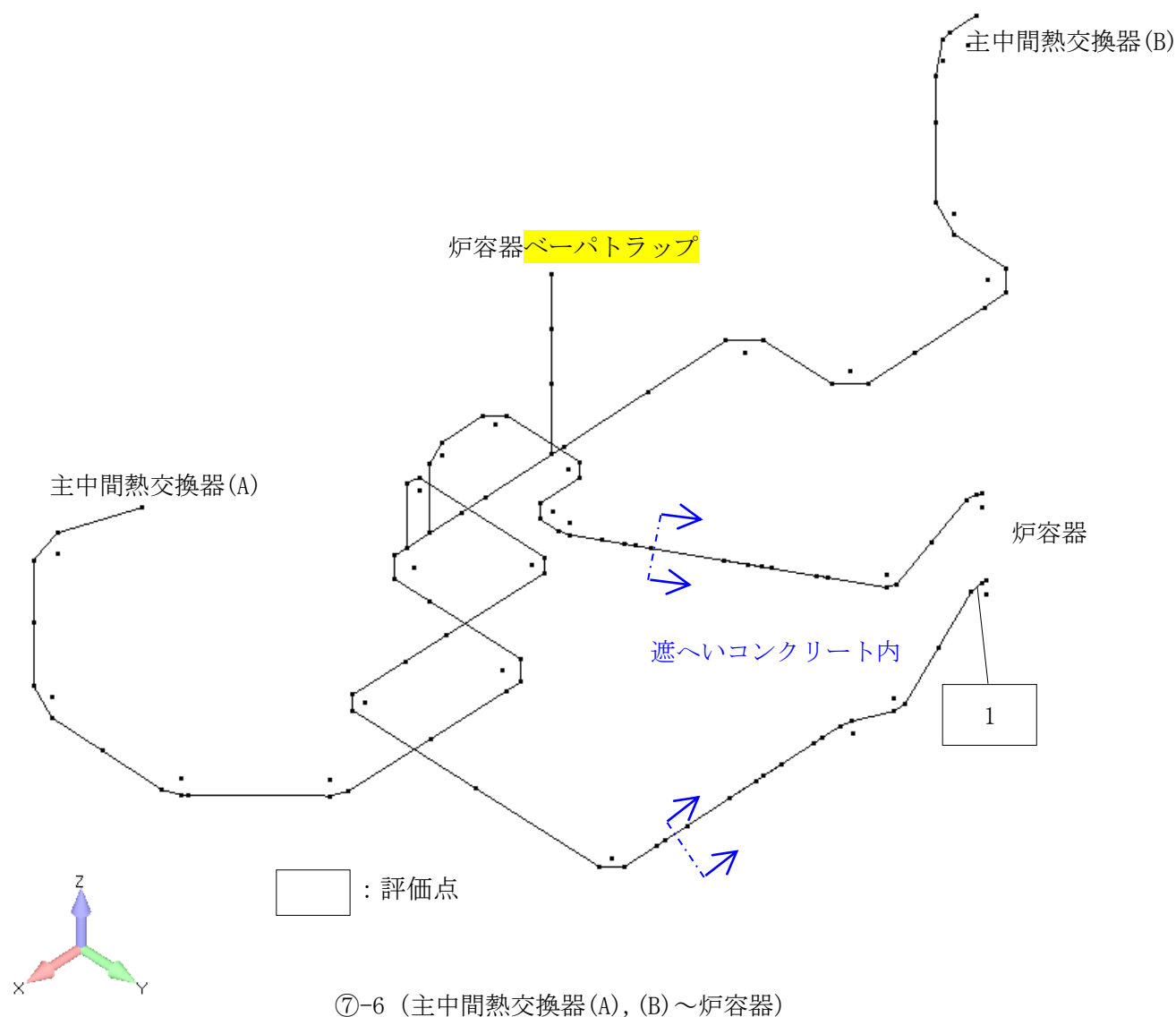
対象配管系は耐震Sクラスの原子炉容器に接続しているため、基準地震動 S_s を用いて応力評価を行い、原子炉容器に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（質点③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：1.5%）を用いる。

当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

2. 評価点

評価点は、炉周囲遮へいコンクリート内において、応力の厳しいエルゴ部としている。



3. 評価結果

下表に示すように、評価点の応力評価を満足する。

評価点	配管要素名称	許容応力状態	一次及び二次応力 (N/mm ²)				一次応力評価 (N/mm ²)		一次+二次応力評価 (N/mm ²)		疲労評価 疲れ累積係数
			内圧応力	自重応力	短期的機械荷重応力及び地震応力	二次応力*	計算応力	許容応力	計算応力	許容応力	
			① SP	② SMa	③ SMb	④ SMc	①+② — ①+②+③	1.5S — 1.5(0.6Su)	— ①+②+④ SS (Ss)	— Sa (ハ) 2.0Sy	
1	エルボ	設計条件	1	25	—	—	26	135	—	—	—
		(I _A , II _A)	1	13	—	53	—	—	67	288	—
		IV _A S	1	13	129	0	143	347	258	226	0.0003

* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

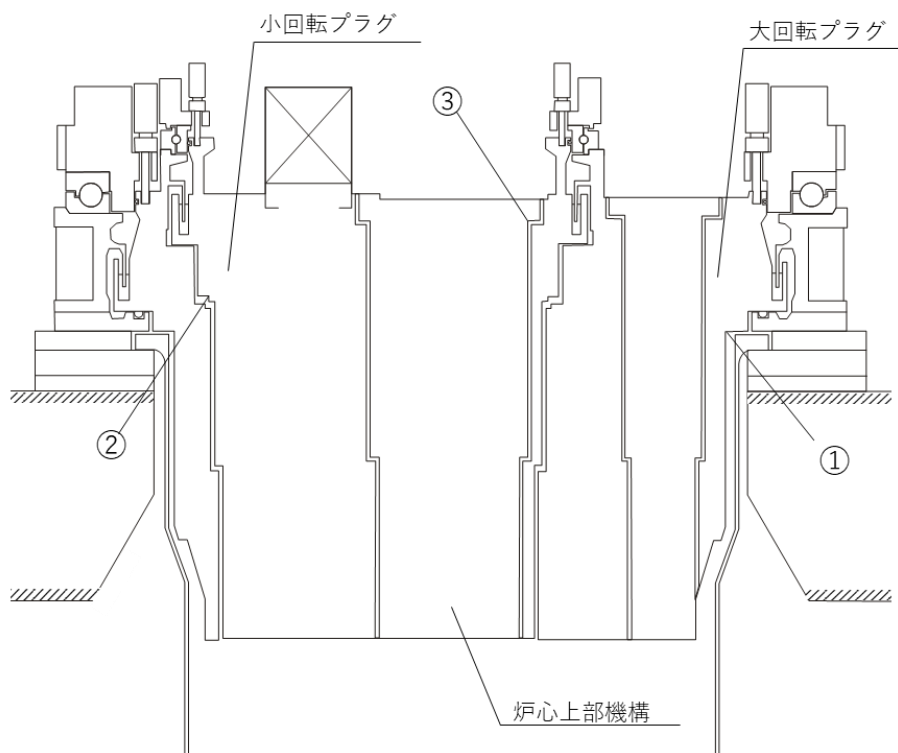
回転プラグの耐震評価（設計成立性）

1. 概要

回転プラグについては、基準地震動 S_s を用いて応力評価を行い、原子炉容器に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

設計用床応答スペクトルは、原子炉容器が設置されている原子炉建物の各フロア（質点④）のスペクトル（減衰定数：1.0%）を用いる。

2. 評価部位



評価部位	
①	大回転プラグ遮へい上部胴
②	小回転プラグ遮へい上部胴
③	炉心上部機構

3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

3.1. 各部の応力

評価位置	評価部位	評価項目	発生値* ¹ [N/mm ²]		許容値 (N/mm ²)
			方法 1	方法 2	
①	大回転プラグ 遮へい上部胴	一次一般膜応力	27	29	259
		一次応力	27	29	389
		一次+二次応力	54	58	414
②	小回転プラグ 遮へい上部胴	一次一般膜応力	22	23	259
		一次応力	22	23	389
		一次+二次応力	44	46	414

* 1 : 発生値は下式により応答比を求めて算出している。

$$\frac{\sqrt{C_H^2 + (1+C_V)^2}}{\sqrt{C_{H0}^2 + (1+C_{V0})^2}} \quad : \text{方法 1 の応答比 } (\alpha_1)$$

$$\frac{\sqrt{C_H^2 + C_V^2}}{\sqrt{C_{H0}^2 + C_{V0}^2}} \quad : \text{方法 2 の応答比 } (\alpha_2)$$

C_H : 本評価時の水平震度

C_V : 本評価時の鉛直震度

C_{H0} : 既往の設工認の水平震度

C_{V0} : 既往の設工認の鉛直震度

評価位置	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
③	炉心上部機構 遮へい部胴	一次一般膜応力	118	279
		一次応力	118	419
		一次+二次応力	228	366

3.2 ボルトの応力

機器名	評価部位	許容応力状態	応力分類	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
炉心上部機構	据付ボルト	IV _A S	引張応力	205	444
			せん断応力	22	341

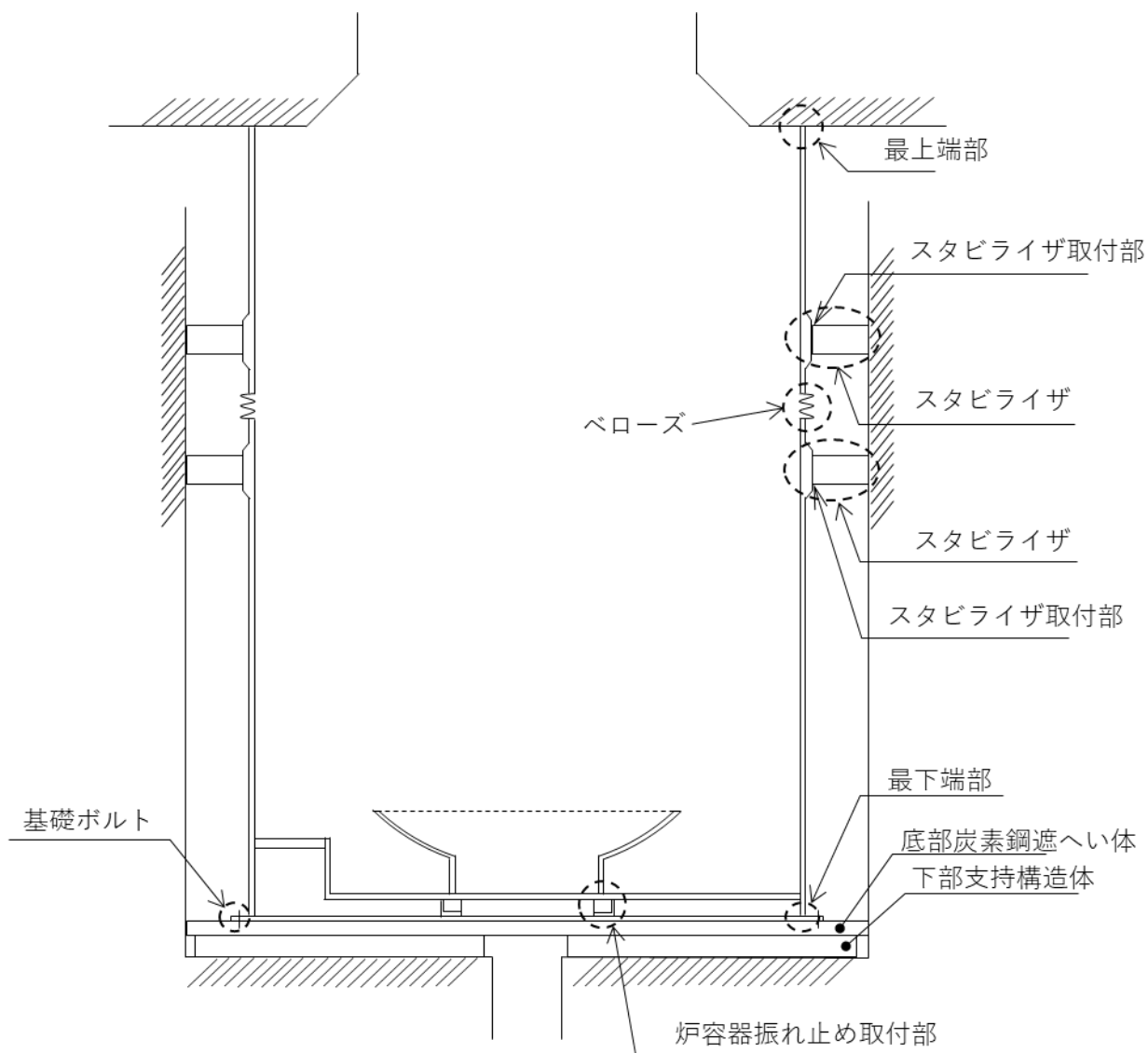
安全容器の耐震評価（設計成立性）

1. 概要

安全容器については、基準地震動 S_s に対する耐震評価を行う。

設計用床応答スペクトルは、安全容器が設置されている原子炉建物の各フロア（質点②、③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：1.0%）を用いる。

2. 評価部位



3. 評価結果

評価の結果、各評価部位は許容値を満足する。

(1) 各部の応力

基準地震動SsIによる評価結果

機器名	評価部位	評価項目	発生値 (N/mm ²)	許容値 (N/mm ²)
安全容器	最上端部	一次一般膜応力	13	234
		一次応力	13	351
		一次+二次応力	19	334
	最下端部	一次一般膜応力	20	234
		一次応力	20	351
		一次+二次応力	21	334
	炉容器振れ止め 取付部	一次一般膜応力	67	223
		一次応力	67	335
		一次+二次応力	56	300
	スタビライザ取付部	一次一般膜応力	10	234
		一次応力	14	351
		一次+二次応力	186	334
	基礎ボルト	引張応力	28	135
		せん断応力	26	103
	スタビライザ	スタビライザ部	組合せ応力(曲げ、せん断)	81
スタビライザ部ボルト		引張応力	59	108
		せん断応力	60	112

(2) ベローズの評価

基準地震動SsIによる評価結果

機器名	評価部位	評価項目	計算値	許容値
安全容器	ベローズ	疲労累積係数	0.00668	1

床応答スペクトルの算定における材料物性のばらつきの影響確認

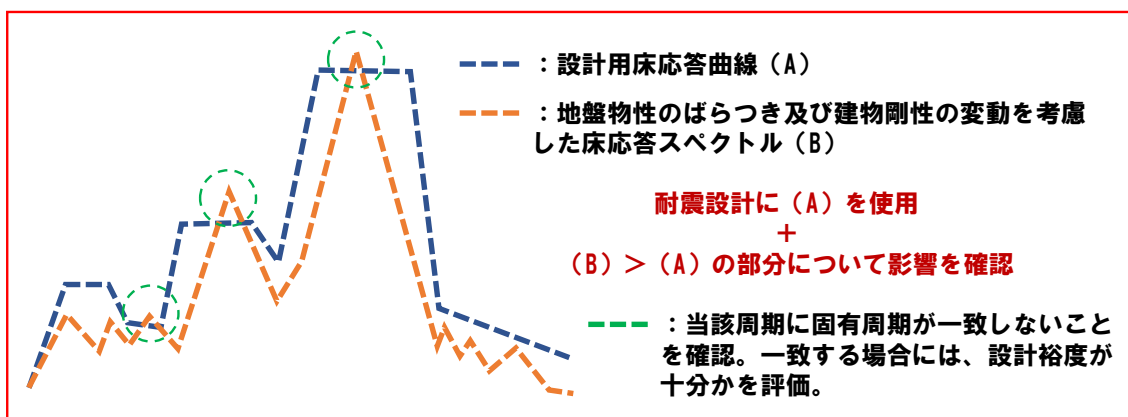
地震応答解析に用いる材料定数は、地盤定数を含む材料物性のばらつきによる変動幅を考慮する。地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動（コンクリート強度のばらつき）について変動幅を設定し、地震応答解析結果から算定される床応答スペクトルにおける影響を検討する。

機器・配管系の耐震評価に際し、建物の地震応答解析により算定する床応答スペクトルは、地盤剛性、建物剛性、地盤のばね定数の算出式、減衰定数、模擬地震波の位相特性などにより変動する。特に、床応答スペクトルの変動に影響を及ぼす因子は、地盤剛性と建物剛性である。

地震応答解析モデルにおける地盤との相互作用を考慮した地盤ばねは、実測した地盤のせん断波速度 V_s を用いて算定していることから、地盤物性のばらつきが応答へ影響を及ぼす。

また、同地震応答解析モデルの剛性には、コンクリート強度として設計基準強度を用いているが、構造体コンクリートの強度は、設計基準強度を上回るよう設計されるため、実構造物と地震応答解析モデルとで建物剛性が異なる。

機器・配管系の評価に用いる設計用床応答曲線は、コンクリート強度に設計基準強度を使用し、地盤物性に標準地盤を用いた建物の地震応答解析モデルによる加速度応答時刻歴から求めた床応答スペクトルを、周期方向に $\pm 10\%$ の拡幅を行って算定している。ここでは、地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動について考慮したモデルによる地震応答解析を実施し、 $\pm 10\%$ 拡幅した設計用床応答曲線と比較して、機器・配管系の耐震安全性に及ぼす影響について確認する（下図参照）。



別添 1： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮した地震応答解析条件について

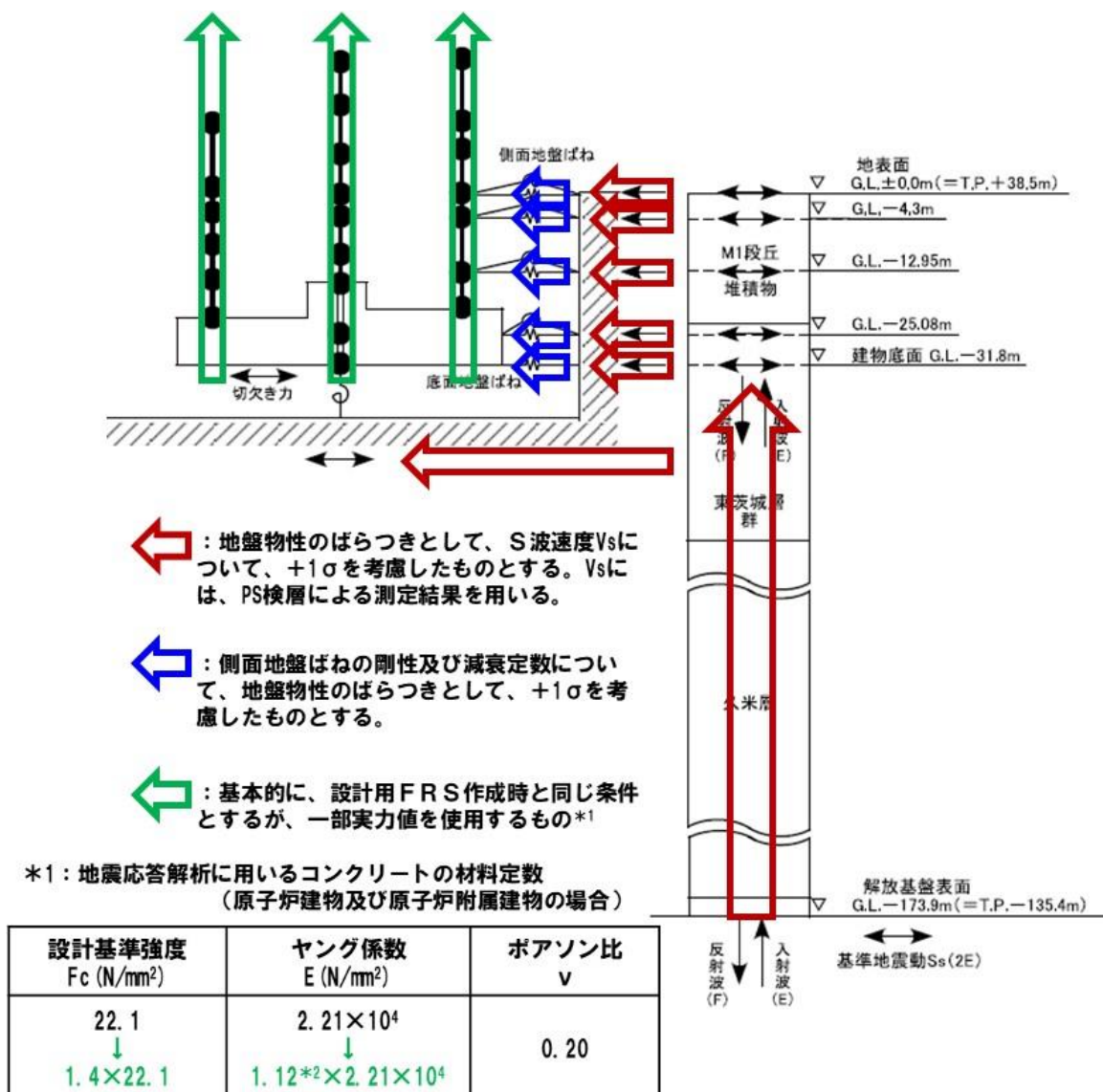
別添 2： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動の影響確認のための地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数について

別添 3： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認（設計成立性確認）に使用する基準地震動について

別添 4： 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認結果について（別途提示）

地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮した地震応答解析条件について

地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動について考慮したモデルによる地震応答解析の解析条件は、以下に示すように、地震応答解析結果に影響を及ぼす地盤物性値については、 $+1\sigma$ を考慮し、建物剛性の変動については、コンクリート強度のばらつきに関して、設計基準強度の1.4倍を変動幅として設定し、地震応答解析結果における影響を検討する。



*2: $(1.4F_c/60)^{1/3}$ と $(F_c/60)^{1/3}$ の比
 → コンクリートのヤング係数は、 $3.35 \times 10^4 \times (\gamma/24)^2 \times (F_c/60)^{1/3}$ で算出される(鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説)。 γ はコンクリートの気乾単位体積重量、 F_c はコンクリートの設計基準強度である。

地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動の影響確認のための
地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数について

地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認用床応答スペクトルの策定にあたっては、地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数について、以下を使用する。

設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν
22.1	2.21×10 ⁴	0.20
↓ 1.4×22.1	↓ 1.12* ¹ ×2.21×10 ⁴	

*1 : (1.4Fc/60)^{1/3} と (Fc/60)^{1/3} の比

→ コンクリートのヤング係数は、 $3.35 \times 10^4 \times (\nu/24)^2 \times (Fc/60)^{1/3}$ で算出される
(鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説)。νはコンクリートの気乾単位体積重量、Fcはコンクリートの設計基準強度である。

高速実験炉原子炉施設（「常陽」）の原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物の地震応答解析モデルの諸定数のうち、コンクリートのヤング係数は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説の第5条の材料の定数に示されている以下の式より算出している。

$$\text{ヤング係数 (N/mm}^2\text{)} = 3.35 \times 10^4 \times (\nu/24)^2 \times (Fc/60)^{1/3}$$

ν : コンクリートの気乾単位体積重量 (kN/m³) で、特に調査しない場合は24から1.0を減じたものとすることができる。

Fc : コンクリートの設計基準強度 (N/mm²)

一般に、コンクリート強度は、打ち込みから14日程度まで大きく強度が上昇する。また、材齢28日から91日までについて、コンクリート強度の上昇が継続し、更に、材齢1年以上の長期において緩やかに上昇する傾向がある^{(1), (2), (3), (4), (5)}。

高速実験炉原子炉施設（「常陽」）の建築工事では、日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事」（以下「JASS5」という。）に基づき品質管理

を行っており、コンクリート打設の際にフレッシュコンクリートから採取したコア供試体の材齢 28 日における圧縮強度（以下「4 週強度」という。）について、JASS5 で定められた方法及び頻度により試験を実施している。建設時のコンクリート強度管理は、4 週強度が設計基準強度（原子炉建物及び原子炉附属建物：225kg/cm²、主冷却機建物：210kg/cm²）以上としている。

原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物の建設時におけるコンクリート強度管理データを下表に示す。コンクリート強度の平均値は、コンクリートの設計基準強度 F_c の 1.4 倍を上回る。なお、前述したように、コンクリート強度は、材齢 28 日以降も上昇が継続する。現時点におけるコンクリート強度は、設計基準強度 F_c の 1.4 倍を、さらに上回るものと推定できる。

建物打設場所	平均値 (kg/cm ²)	標準偏差 (kg/cm ²)	最大値 (kg/cm ²)	最小値 (kg/cm ²)	データ数	設計基準強度 (kg/cm ²)	平均値 強度比	試験実施日
原子炉建物	320.1	31.6	395.0	252.0	159	225	1.42	S46.11.10~S48.5.25
原子炉建物 (重コンクリート部)	337.1	18.6	363.0	311.0	18	225	1.49	S47.6.26~S48.5.24
原子炉附属建物	334.7	31.4	428.0	258.0	753	225	1.48	S45.10.2~S48.8.21
原子炉附属建物 (重コンクリート部)	331.0	16.3	369.0	296.0	66	225	1.47	S47.6.10~S47.12.25
主冷却機建物	300.1	27.9	358.0	243.0	306	210	1.42	S47.3.30~S48.7.16

また、「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」⁽⁶⁾では、コンクリート実強度の標準的なデータベースとしてコンクリート実強度の平均値は設計基準強度の 1.4 倍であり、統計値としてこの値を用いてもよいとしている。

以上より、**地盤物性**のばらつきに係る影響確認用床応答スペクトルの**策定**において地震応答解析に用いるコンクリートの材料定数として、建物のコンクリート強度について、建設時のコンクリート強度管理データの 4 週強度の平均値を用いることは妥当であり、地盤物性値のばらつきによる影響確認においては、コンクリート強度を、設計基準強度 F_c の 1.4 倍とし、ヤング係数を設定するものとした。

参考文献

- (1) 「コンクリート専門委員会：委員会報告ダイジェスト版」、社団法人セメント協会、2011年、p7～p32
- (2) 岡野智久他、「10年曝露したFAⅢ種コンクリートのコア供試体の強度特性及び中性化性状」、コンクリート工学年次論文集、Vol. 31、No. 1、公益社団法人日本コンクリート工学会、2009年
- (3) 安田正雪他、「10年屋外曝露したフライアッシュを使用したコンクリートの性状」、コンクリート工学年次論文集、Vol. 29、No. 1、公益社団法人日本コンクリート工学会、2007年
- (4) 尾崎昌彦他、「コンクリートの長期物性モニタリング試験」、日本建築学会技術報告集、第13号、9-14、2001年
- (5) 榊田佳寛、「良好な鉄筋コンクリート造建築物を作るために-構造体コンクリートの研究-」、(株)セメントジャーナル社、2013年、p35～p37
- (6) 日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」、一般社団法人日本原子力学会、2015年、p623～p625

以 上

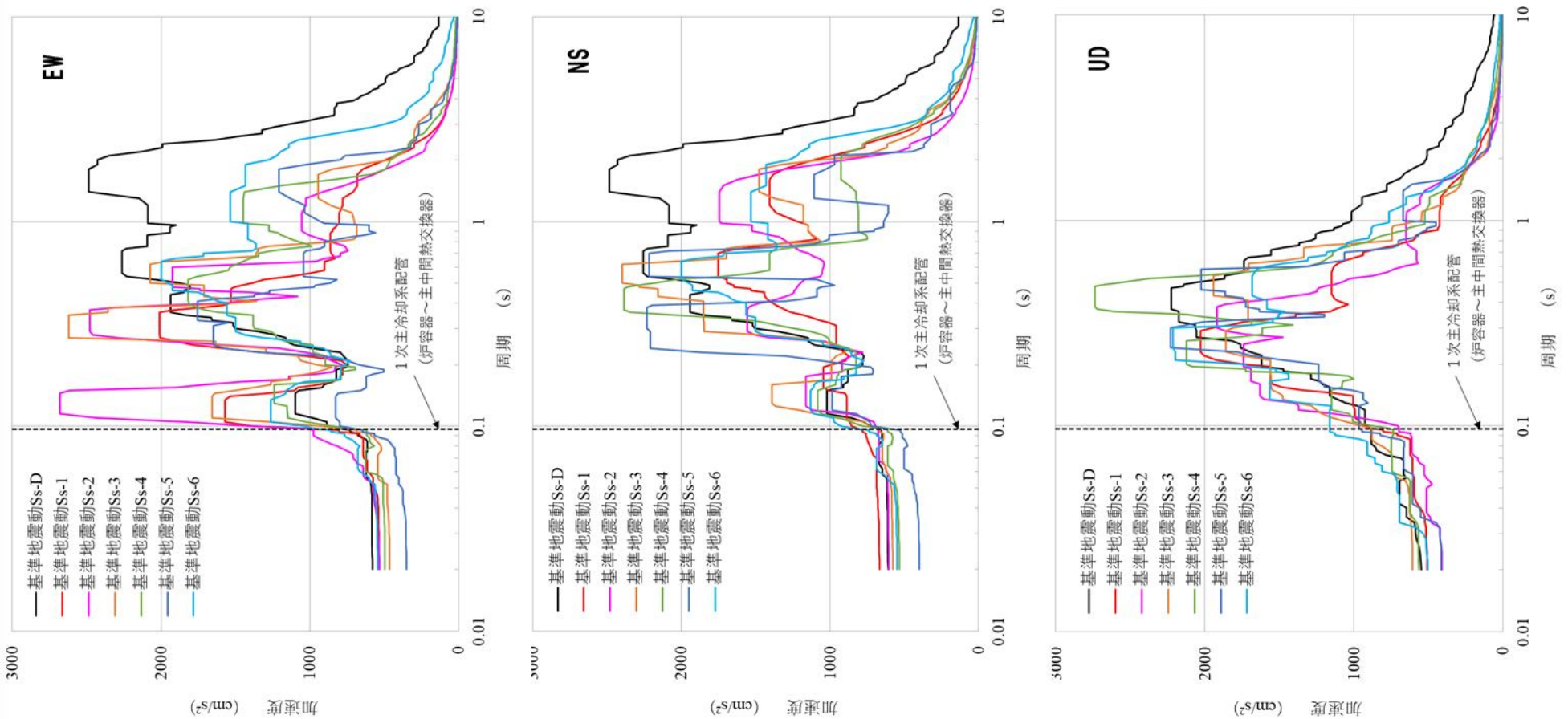
地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認（設計成立性確認）について
--

地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認にあつては、原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズルの裕度が小さいことを踏まえ、当該機器の設計成立性に着目した評価を実施する。

原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズルは、取り合う配管の地震時反力を受けて応力が発生することから、1次主冷却系配管（炉容器～主中間熱交換器）の床応答スペクトルを用いて評価しており、原子炉建物の質点④のものが支配的である。

質点④・減衰定数2.5%の設計用床応答曲線の1次固有周期に合致する周期において、基準地震動 Ss-2（EW 方向）が水平方向の最大加速度を有する。また、基準地震動 Ss-6（UD 方向）が鉛直方向の最大加速度を有する。

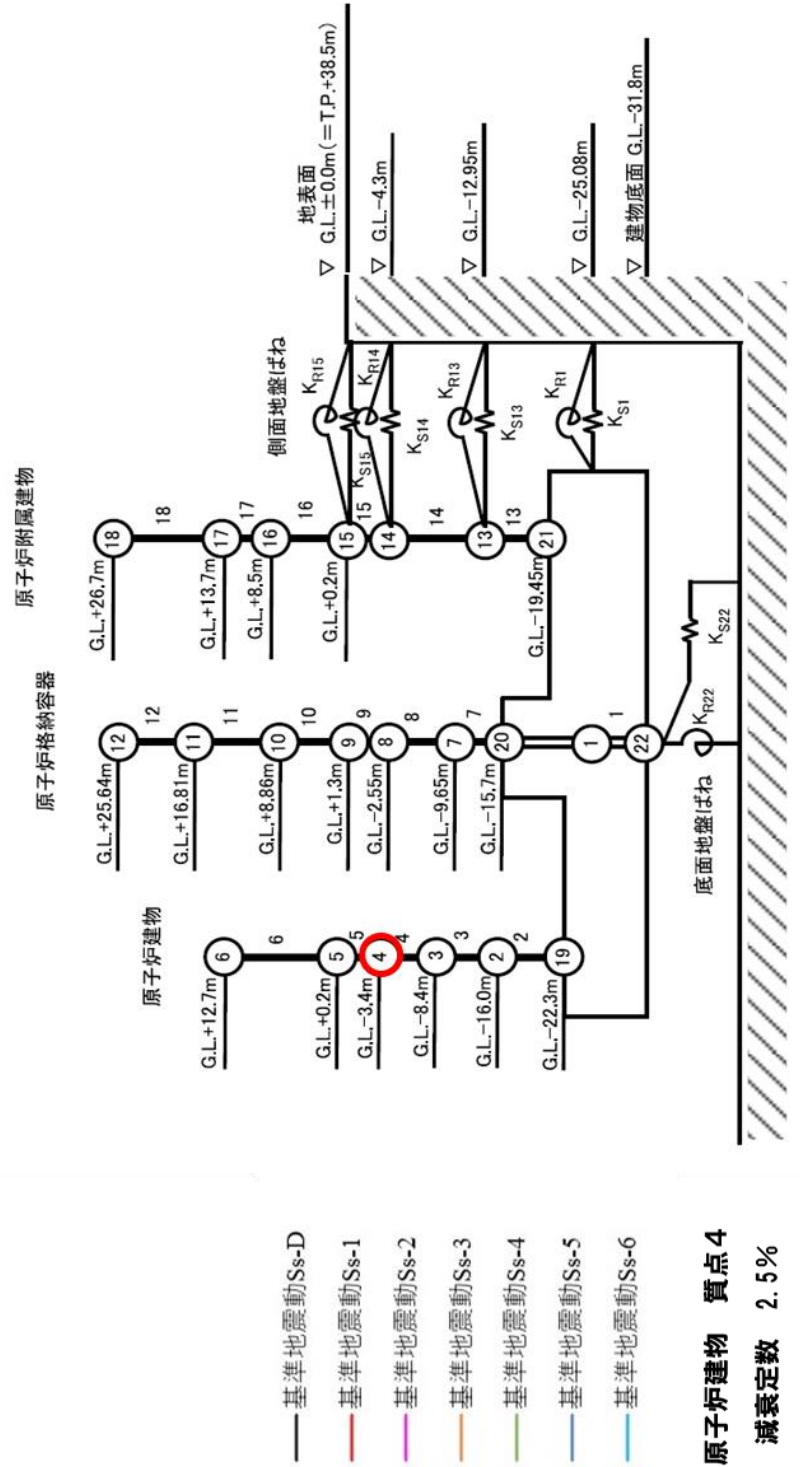
以上より、地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認には、基準地震動 Ss-2（EW 方向）及び基準地震動 Ss-6（UD 方向）を代表として用いる。



No.	設計成立性確認のための主な評価対象 (原子炉冷却材バウンダリ他)	1次固有周期 (s)	最小裕度 (設計用FRSを使用)	床応答スペクトルの質点	減衰定数 (%)
【耐震Sクラス】					
1	原子炉容器 (1次ナトリウム入口ノズル)	0.097 (1次主冷却系配管)	1.26	原子炉建物-質点③④	2.5
2	1次主冷却系配管	0.097	2.70	原子炉建物-質点③④	2.5
3	1次補助冷却系配管	0.104	5.90	原子炉建物-質点②③④	2.5
4	1次ナトリウム充填ドレン配管	0.784	1.39	原子炉建物-質点③④	1.5
5	炉心支持構造物	0.118 (原子炉容器)	1.65	原子炉建物-質点②④	1.0
6	主中間熱交換器	0.083	1.76	原子炉建物-質点④	1.0
7	1次主循環ポンプ	0.137	1.82	原子炉建物-質点④	1.0
【波及的影響を考慮する機器等】					
1	1次オーパフロー系配管	0.489	3.13	原子炉建物-質点②③④⑨	2.5
2	1次アルゴンガス系配管	0.319	2.42	原子炉建物-質点③④	1.5
3	回転プラグ	0.119 (炉心上部機構)	1.60	原子炉建物-質点④	1.0
【BDBA資機材】					
1	安全容器	0.026	1.79	原子炉建物-質点②③④	1.0



- 原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズルの裕度が小さいことを踏まえ、当該機器の設計成立性に着目した評価を実施する。
- 原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズルは、取り合う配管の地震時反力を受けて応力が発生することから、1次主冷却系配管(炉容器～主中間熱交換器)の設計用床応答曲線を用いて評価しており、原子炉建物の質点④のものが支配的である。質点④・減衰定数2.5%の設計用床応答曲線の1次固有周期に合致する周期において、**水平方向の最大加速度を有する基準地震動Ss-2 (EW方向) 及び鉛直方向の最大加速度を有する基準地震動Ss-6 (UD方向)** を代表として影響確認を実施する。



第1図 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認 (設計成立性確認) に使用する基準地震動