

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）

2023年7月14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 主要施設の耐震構造
 - 4.6 地震検出計
 - 4.7 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

(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施設の検討
- 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

(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）

< 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する高速実験炉原子炉施設の適合性を示す。

1. 要求事項の整理

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I 炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II 炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心（以下「MK-III 炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした照射用炉心（以下「MK-IV 炉心」という。）を対象とする【「炉心の変更」に関する基本方針：別紙 1 参照】。試験炉設置許可基準規則第 4 条における要求事項等を第 1.1 表に示す。

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 4 条における要求事項
及び本申請における変更の有無 (1/2)

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実用炉設置許可基準解釈第 4 条の規定を準用する(耐震重要度分類を除く)。 ・ 「地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度(以下「耐震重要度」という。)をいう。試験研究用等原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラス(以下「耐震重要度分類」という。)に分類するものとし、その分類の考え方は以下のとおりであり、具体的な分類の方法は別記 1 「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」による。 <ul style="list-style-type: none"> 一 Sクラス <p>次に掲げる施設はSクラスとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> イ 安全施設のうち、その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設備・機器等を有する施設。 <p>上記の「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5 ミリシーベルトを超えることをいう。</p> ロ 津波防護機能を有する施設(以下「津波防護施設」という。)及び浸水防止機能を有する施設(以下「浸水防止施設」という。) ハ 敷地における津波監視機能を有する施設(以下「津波監視設備」という。) 二 Bクラス <p>安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいう。</p> 三 Cクラス <p>Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。</p> ・ ナトリウム冷却型高速炉にあっては、水冷却型研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を考慮した耐震設計とするとともに、構築物、系統及び機器の耐震設計上の重要度分類は、その設計の特徴を十分踏まえて行うこと。 	有

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 4 条における要求事項
及び本申請における変更の有無 (2/2)

要求事項	変更の有無
3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	有
4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	無

2. 設置許可申請書における記載

添付 1 参照

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

(1) 設計方針

添付 2 参照

(2) 適合性

添付 3 参照

3.2 気象等

添付 4 参照

3.3 設備等

該当なし

4. 要求事項への適合性

4.1 耐震設計の基本方針

原子炉施設は、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- (1) 原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

Sクラス 安全施設のうち、その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設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）

Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

- (2) 原子炉施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (3) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- (4) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- (5) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。
- (6) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

4.2 耐震重要度分類

4.2.1 分類の方法に係る考え方

原子炉施設における設備・機器等の耐震重要度分類は、「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」⁽³⁾ 及び同別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」に基づき分類する【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：別紙2参照】。

4.2.2 クラス別施設

耐震重要度分類によるクラス別施設を以下に示す（第4.1表参照）。

(1) Sクラスの施設

- (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

(2) Bクラスの施設

- (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3参照】
- (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4参照】
- (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【「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5参照】
- (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衆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) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設
- (vii) 使用済燃料を冷却するための施設

- (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
- (3) Cクラスの施設
- (i) Sクラス及びBクラス以外の施設

4.3 地震力の算定法

原子力施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。

4.3.1 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

(1) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、以下に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する際に用いる必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 とする。

Sクラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(2) 機器・配管系

静的地震力は、上記(1)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ 20% 増しとした震度より求める。なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

4.3.2 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じた動的地震力を適用する。

「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動は、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基づき、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。

弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として 0.5 を下回らないように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）」における基準地震動 S_1 を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数 0.5 を

乗じて設定する【弾性設計用地震動の設定の考え方：別紙 6 参照】。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、 $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第 4.1 図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第 4.2 図に、弾性設計用地震動及び基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較を第 4.3 図に、弾性設計用地震動の応答スペクトルと敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを第 4.4 図に示す。

(1) 入力地震動

建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の結果に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。

(2) 動的解析法

(i) 建物・構築物

動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析にあたっては、建物・構築物の埋め込み等の設置状況に応じて地盤ばねを設定し、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した地震応答解析モデルを設定する。動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験及び地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。

動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、主要構造要素の弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための基準地震動に対する動的解析においても、同様の応答解析を行う。

(ii) 機器・配管系

機器の動的解析については、その形状を考慮した 1 質点系若しくは多質点系等に置換した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、配管系の動的解析については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。

動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。

剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。

4.4 荷重の組合せと許容限界

4.4.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態

(1) 建物・構築物

(i) 運転時の状態

原子炉施設が通常運転時若しくは運転時の異常な過渡変化時にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態

(ii) 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態

原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的に行われた場合であつて、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉施設の通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であつて、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

(iii) 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であつて、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

4.4.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

(i) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常 of 気象条件による荷重）

(ii) 運転時の状態で作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重

(iv) 地震力、風荷重、積雪荷重

なお、運転時の状態で作用する荷重及び設計基準事故時の状態で作用する荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとする。また、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態で作用する荷重

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重

(iv) 地震力

4.4.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

- (i) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。
- (ii) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。
- (iii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と静的地震力を組み合わせる。

※通常運転時に考慮している長期荷重に対し、原子炉停止時に追加が必要となる長期荷重はない。

(2) 機器・配管系

- (i) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、及び運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。
- (ii) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。
- (iii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と静的地震力を組み合わせる。

※通常運転時に考慮している長期荷重に対し、原子炉停止時に追加が必要となる長期荷重はない。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- (i) 耐震設計では、水平2方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。
- (ii) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。
- (iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。
- (iv) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第4.1表に示す。

4.4.4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は、以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

(i) Sクラスの建物・構築物

a. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界
建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

b. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として、十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。

なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。

(ii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

(iii) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記の「(i) Sクラスの建物・構築物 b. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界」を適用するほか、耐震クラスの異なる施設が、それを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。

(iv) 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が、必要保有水平耐力に対して耐震重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認する。

(2) 機器・配管系

(i) Sクラスの機器・配管系

a. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界
応答が全体的におおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

b. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する。なお、地震時又は地震後に動作を要求される動的機器については、基準地震動による応答に対して、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする、若しくは解析又は実験等により、その機能が阻害されないことを確認する。

(ii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系

応答が全体的におおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように、降伏応力又はこ

れと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

4.4.5 設計における留意事項

耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを確認する。

波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、少なくとも、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮する【Sクラス施設への波及的影響を考慮すべき施設の検討：別紙7参照】。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

- (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

4.5 主要施設の耐震構造

(1) 原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物

原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物は、約55m×約50mのほぼ正方形の平面形状を有する。格納容器は、半球形の頂部、円筒形の胴部（直径28m）及び半楕円球形の底部鏡板から構成する全高約54m・全重量約1,200tの鋼製容器であり、その内部に円筒状等の剛の壁で構成する鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉附属建物は、格納容器の周囲に配置された鉄筋コンクリート造の建物であり、耐震壁を配置した剛な構造体とする。原子炉建物及び原子炉附属建物の全重量は約170,000tであり、基礎底面からの高さは約45mである。原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎は同一とし、上部構造については、使用目的、機能や構造に応じて、独立したものとする。原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎は、強固な地盤に直接支持される。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、原子炉建物及び原子炉附属建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

(2) 原子炉容器

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器である（胴内径：約3.6m、全高：約10m）。原子炉容器の重量は、炉心構造物及び原子炉容器内の1次冷却材等を含めて約220tである。原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止す

る。

(3) 炉心及び炉心構造物

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等(全長:約2,970mm、六角外対辺長さ:約78.5mm)を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物(全高:約3,680mm、外径:約2,520mm)は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。

燃料集合体及び反射体等は、下端部(エントランスノズル)を炉心支持構造物の炉心支持板にはめこみ、かつ、軸方向中間部にスペーサパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各要素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造物は、燃料集合体及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の燃料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有する構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台(コアサポート)にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できるものとする。

(4) 1次主冷却系

1次主冷却系の配管は、原子炉冷却材バウンダリに該当し、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止するため、ステンレス鋼製の二重管構造(配管(内側)及び配管(外側)から構成)とする。1次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように設計する。なお、原子炉運転時及び原子炉停止時の温度変化が大きいことを踏まえ、配管には、支持装置として、熱変形を許容し、地震による変位を拘束するダンパ等を設ける。これにより、熱応力を低減し、かつ、地震による過大な応力が生じないようにする。主中間熱交換器及び1次主循環ポンプは、本体の剛性を高いものとし、十分な強度を有する上部フランジで吊り下げる構造とすることで、地震応力を低減する。

(5) 主冷却機建物

主冷却機建物は、約67m×約27mの矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。主冷却機建物の全重量は約50,000tであり、基礎底面からの高さは約32mである。主冷却機建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、主冷却機建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、主冷却機建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

(6) 第一使用済燃料貯蔵建物

第一使用済燃料貯蔵建物は、約26m×約32mの矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第一使用済燃料貯蔵建物の全重量は約26,000tであり、基礎底面からの高さは約31mである。第一使用済燃料貯蔵建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、第一使用済燃料貯蔵建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、第一使用済燃料貯蔵建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

(7) 第二使用済燃料貯蔵建物

第二使用済燃料貯蔵建物は、約 26m×約 26m のほぼ正方形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第二使用済燃料貯蔵建物の全重量は約 28,000t であり、基礎底面からの高さは約 33m である。第二使用済燃料貯蔵建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、第二使用済燃料貯蔵建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、第二使用済燃料貯蔵建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

4.6 地震検出計

原子炉保護系（スクラム）の作動項目である「地震」について、必要な信号を発するため、原子炉施設に地震検出計を設ける。作動設定値を水平 150gal とし、作動設定値を超える信号を検出した場合に、原子炉を自動的に停止（スクラム）する。地震検出計は、水平全方向の加速度が検出できるものを 3 台設け、フェイルセーフな回路を構成する。また、地震検出計については、試験及び保守が可能な位置に設置するものとする。

第 4.1 表(1) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
S	(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _s S _s	1) 格納容器内旋回式天井クレーン 2) 燃料出入機 3) 回転プラグ 4) 1次オーバフロー系の一部 5) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 6) 1次アルゴンガス系の一部 7) 窒素ガス予熱系の一部 8) カバーガス法燃料破損検出設備の一部	S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s
	(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 炉内燃料貯蔵ラック(炉心パレル構造物のうち、パレル構造体)		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _s S _s	1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン 2) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 3) 格納容器内旋回式天井クレーン 4) 燃料出入機 5) 回転プラグ	S _s S _s S _s S _s S _s
	(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	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 電気計装設備(原子炉保護系(スクラム)に関するもの) ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心パレル構造物 1) パレル構造体 ④ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _s S _s	1) 格納容器内旋回式天井クレーン 2) 燃料出入機 3) 回転プラグ	S _s S _s S _s

- (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる地震力。
S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
S_C: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 4.1 表(2) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
S	(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	① 原子炉容器 1) 本体 ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 ④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2) 1次主循環ポンプモーター 3) 逆止弁 ⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2) 主冷却機(主送風機を除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S _s S _s S _s	1) 1次オーバーフロー系の一部 2) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 3) 1次アルゴンガス系の一部 4) 窒素ガス予熱系の一部 5) カバーガス法燃料破損検出設備の一部 6) 2次ナトリウム純化系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 8) 2次アルゴンガス系の一部 9) 主送風機 10) ナトリウム漏えい対策用受桶	S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s
	(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	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ⑤ 1次予熱窒素ガス系 1) 仕切弁	① 電気計装設備(ナトリウム漏えい検出器に関するもの)	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _s S _s		

- (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。
- (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_s: 基準地震動 S_s により定まる地震力。
 S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
 S_C: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 4.1 表(3) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
S	(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	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	① 電気計装設備（原子炉保護系（アインレーション）に関するもの）	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _s S _s	1) 主排気筒 2) 燃料交換機 3) 1次ナトリウム純化系の一部 4) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 5) 1次アルゴンガス系の一部 6) 窒素ガス予熱系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 8) 核燃料物質取扱設備の一部 9) 格納容器雰囲気調整系の一部 10) 安全容器の呼吸系の一部 11) アルゴンガス供給設備の一部 12) 窒素ガス供給設備の一部 13) 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機	S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s
	(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	① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、コフィン 2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング 3) 燃料取扱用キャスクカーのうち、キャスク 4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽 5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _s S _s	1) 燃料出入機 2) 燃料取扱用キャスクカー（キャスクを除く。）	S _s S _s
	(viii) その他	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系（上記(i)～(viii)に関連するもの） ③ 交流無停電電源系（上記(i)～(viii)に関連するもの） ④ 直流無停電電源系（上記(i)～(viii)に関連するもの） ⑤ 補機冷却設備（上記(i)～(vii)に関連するもの） ⑥ 空調換気設備（上記(i)～(vii)に関連するもの）		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S _s S _s S _s	1) 原子炉附属建物空調換気設備燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクトの一部 2) 1次冷却材純化系コールドトラップ冷却窒素ガス冷却器	S _s S _s

- (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
- (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_s：基準地震動 S_sにより定まる地震力。
S_B：耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 4.1 表(4) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
B	(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 1次ナトリウム純化系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） ② 1次オーバーフロー系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） ③ 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、又は内蔵し得る容器・配管・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。）		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _B S _B		
	(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	① 2次ナトリウム純化系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・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。） ② 2次補助冷却系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・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。） ③ 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、又は内蔵し得る容器・配管・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。）		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S _B S _B S _B		
	(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	① 1次アルゴンガス系 1) 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。） ② 回転プラグ（ただし、計装等の小口径のものを除く。）		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _B S _B		
	(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衆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。）	① 気体廃棄物処理設備 ② 液体廃棄物処理設備 ③ 液体廃棄物貯蔵設備		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉附属建物 2) 第一使用済燃料貯蔵建物 3) 第二使用済燃料貯蔵建物 4) 廃棄物処理建物 5) メンテナンス建物	S _B S _B S _B S _B S _B		

- (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
- (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_g：基準地震動 S_gにより定まる地震力。
S_B：耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 4.1 表(5) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
B	(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	① 核燃料物質取扱設備 (Sクラスに属するものを除く。) ② 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _B S _B		
	(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	① 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池			1) 第一使用済燃料貯蔵建物 2) 第二使用済燃料貯蔵建物	S _B S _B		
	(vii) 使用済燃料を冷却する ための施設	① 原子炉附属建物水冷却池水冷却浄化設備 ② 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉附属建物 2) 第一使用済燃料貯蔵建物 3) 第二使用済燃料貯蔵建物	S _B S _B S _B		
	(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	① 外周コンクリート壁 ② アンユラス部排気系 1) アンユラス部排気系 (アンユラス部 常用排気フィルタを除く。)(*)7 ③ 非常用ガス処理装置(*)7 ④ 主排気筒		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	S _B S _B		
	(ix) その他	① 中央制御室 (Sクラスに属するものを除く。) ② 非常用ディーゼル電源系 (Sクラスに属するものを除く) ③ 交流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。) ④ 直流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。) ⑤ 電気計装設備 (事故時監視計器の一部) ⑥ 補機冷却設備 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの) ⑦ 空調換気設備 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S _B S _B S _B		

(*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。

(*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(*6) S_B : 基準地震動 S_B により定まる地震力。

S_B : 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

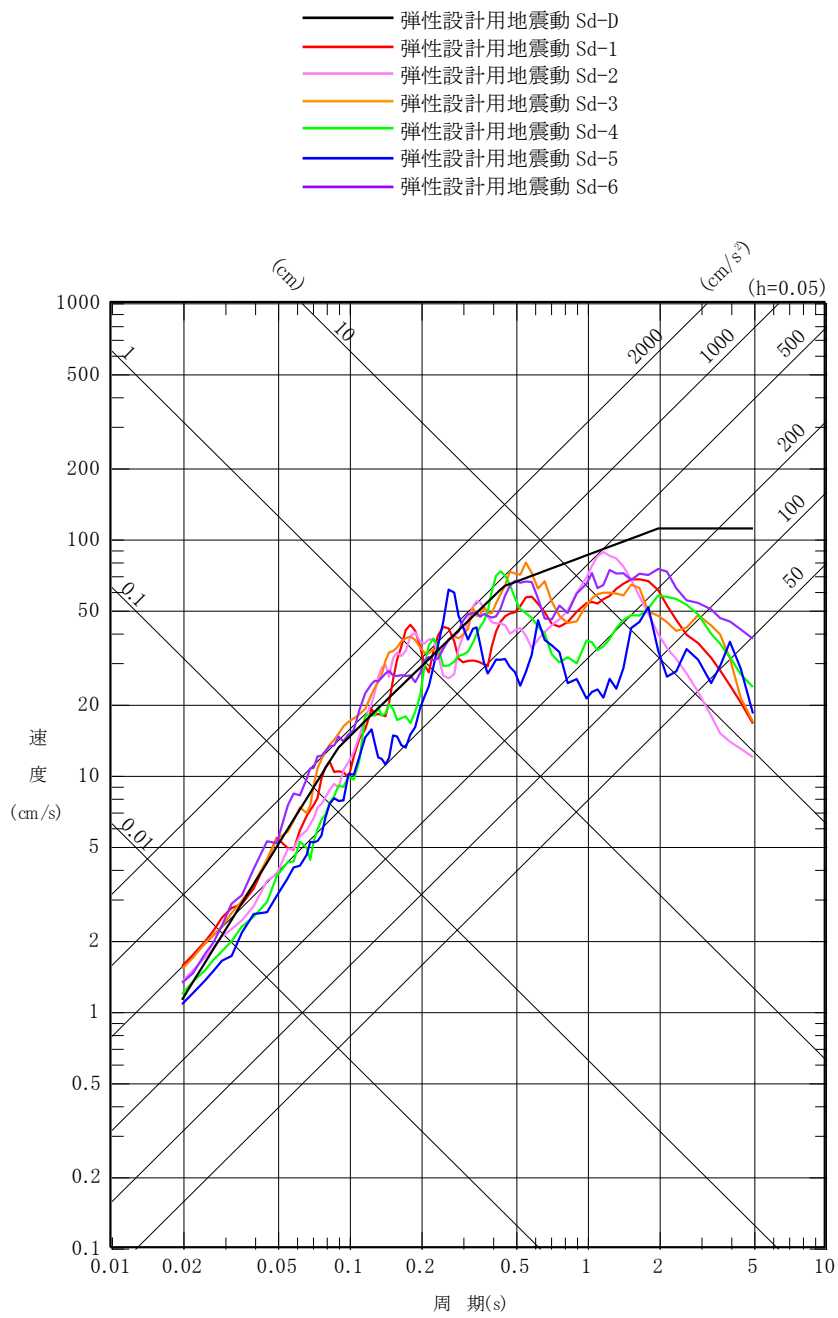
S_C : 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

(*7) 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。ここで、アンユラス部排風機は、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。

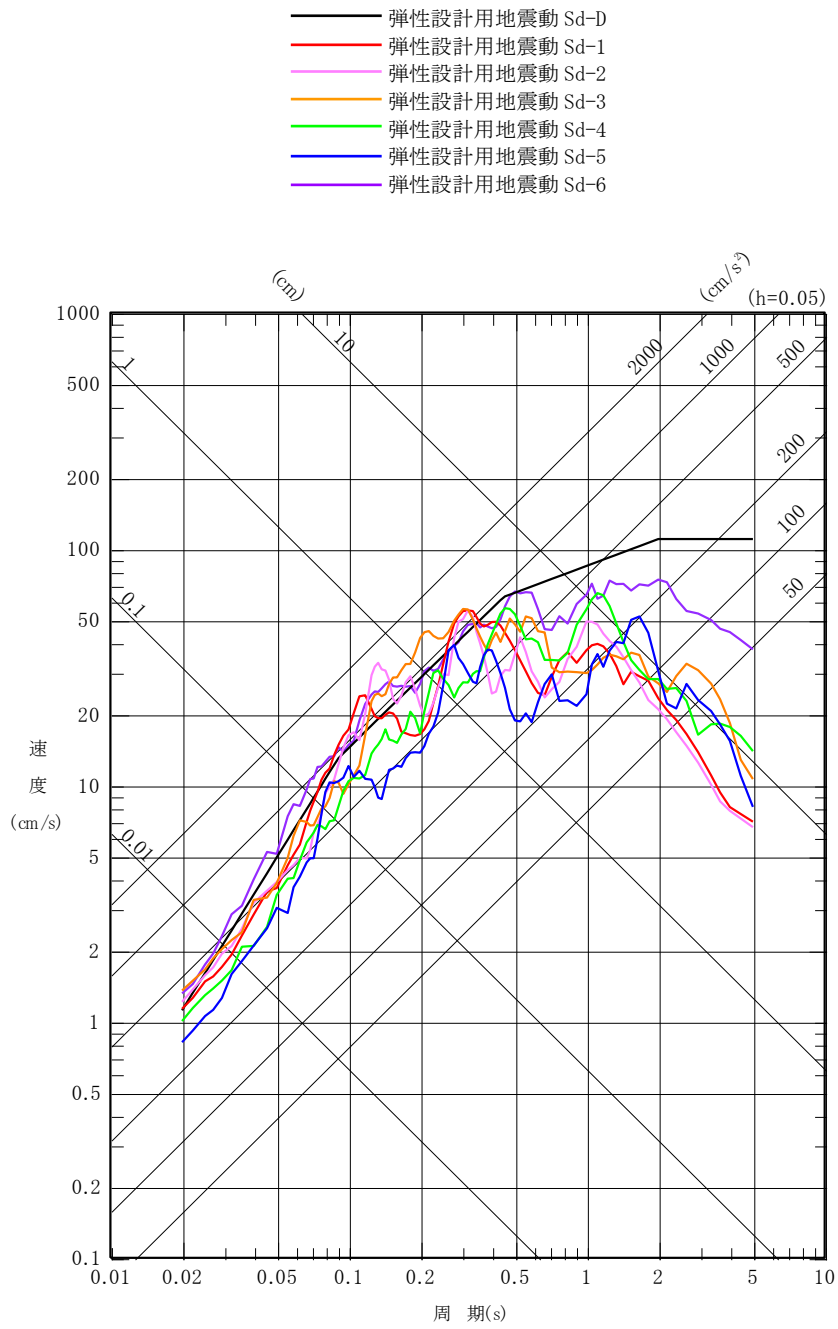
第 4.1 表(6) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)	
		適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
C	Sクラス及びBクラス 以外の施設	① 固体廃棄物貯蔵設備 ② 新燃料貯蔵設備 ③ 主送風機 ④ 電気計装設備 (Sクラス及びBクラス に属するものを除く。) ⑤ 補機系設備 (Sクラス及びBクラスに 属するものを除く。) ⑥ 空調系設備 (Sクラス及びBクラスに 属するものを除く。) ⑦ 消火設備 ⑧ その他		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構 造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 第一使用済燃料貯蔵建物 4) 第二使用済燃料貯蔵建物 5) 廃棄物処理建物 6) 旧廃棄物処理建物 7) メンテナンス建物	Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc		

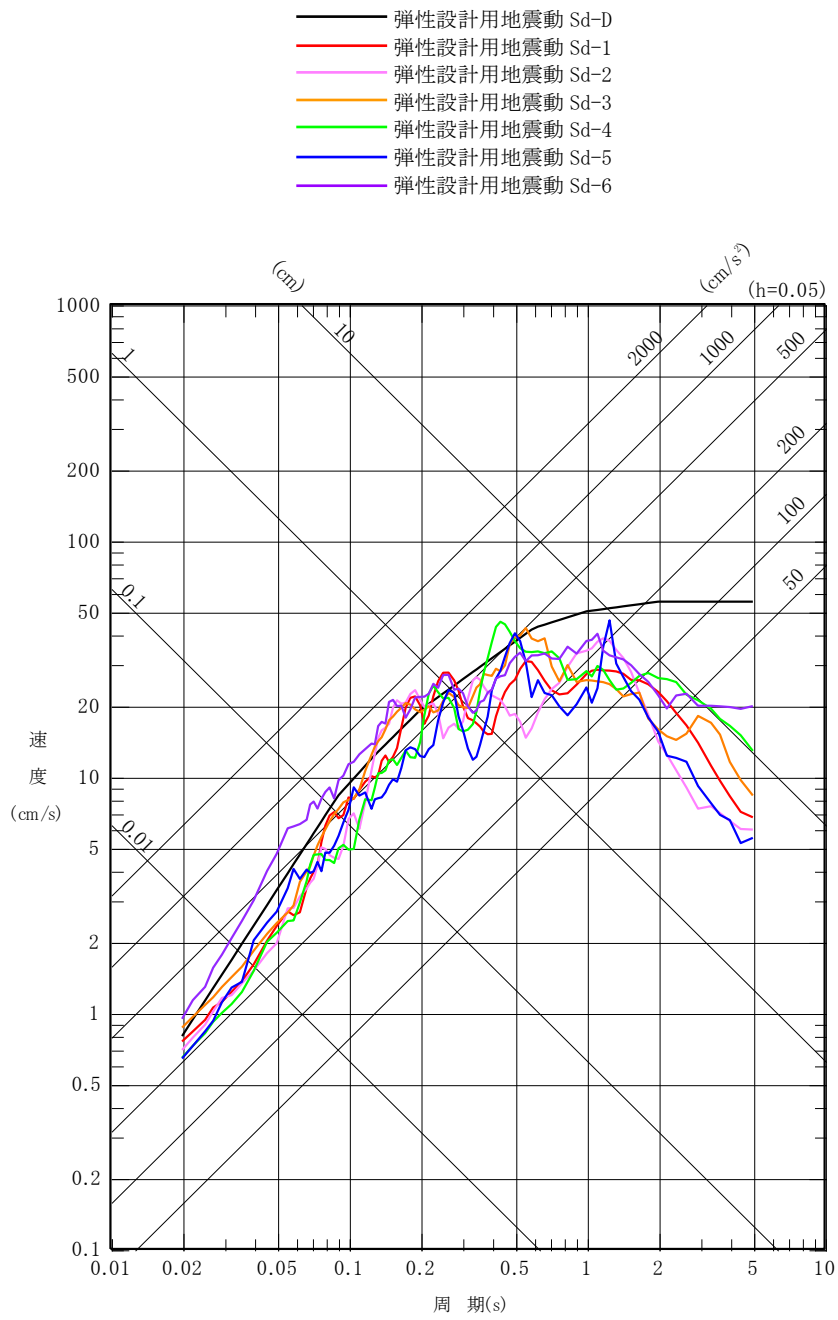
- (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
- (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_s：基準地震動 S_sにより定まる地震力。
 S_B：耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
 S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。



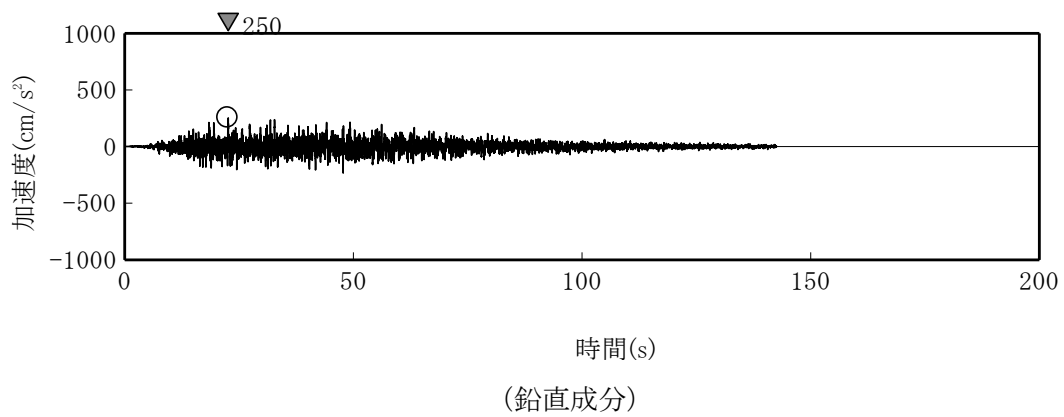
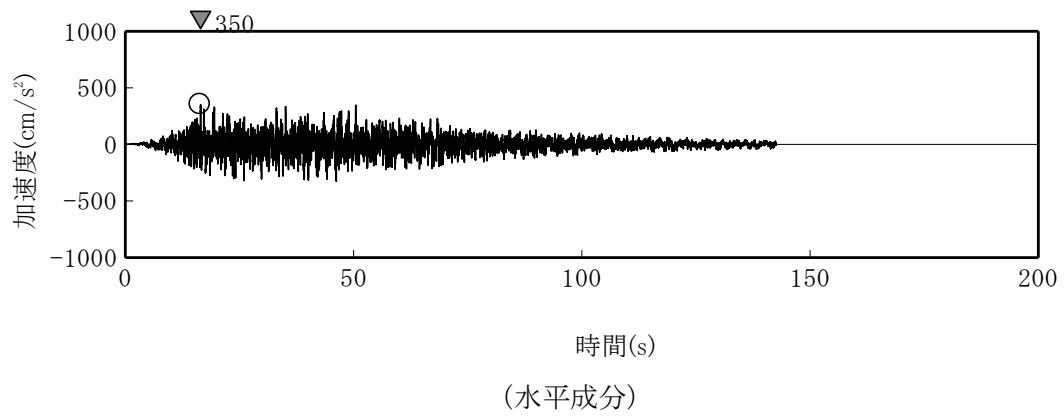
第 4.1 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)



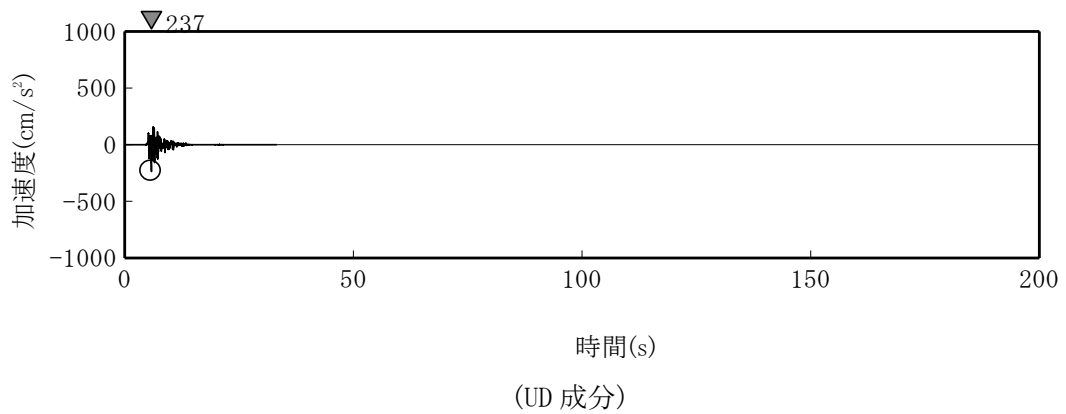
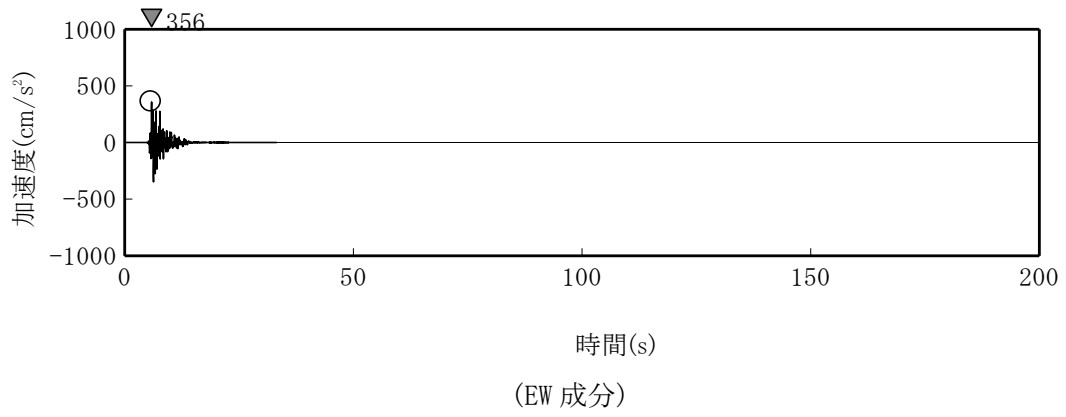
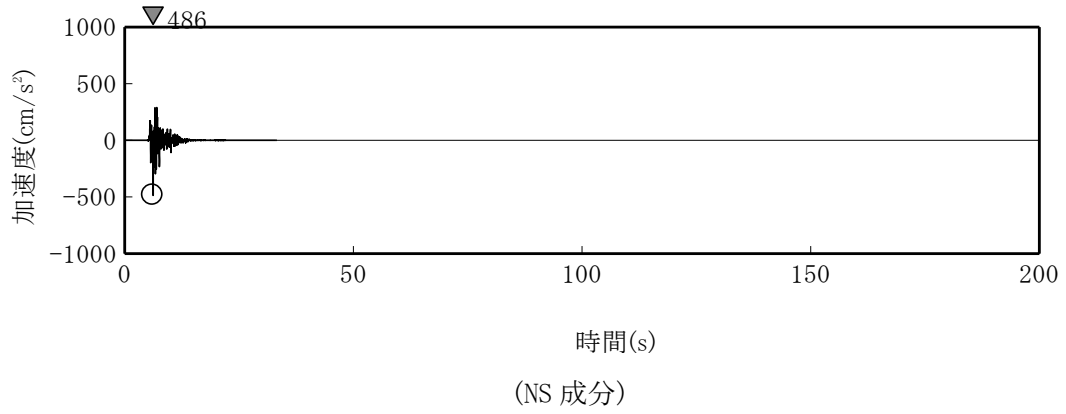
第 4.1 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)



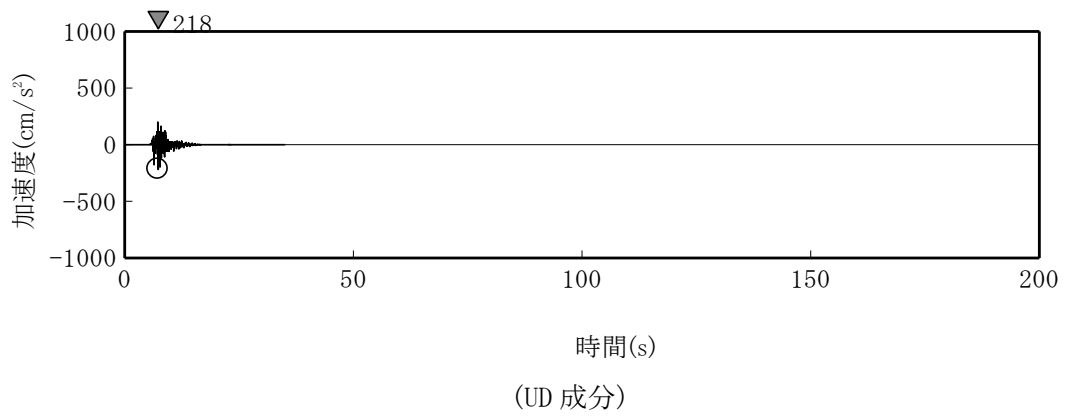
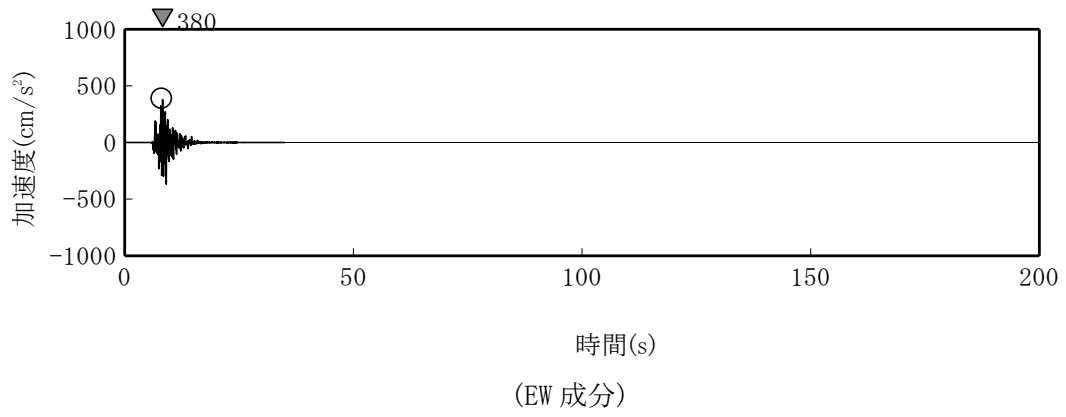
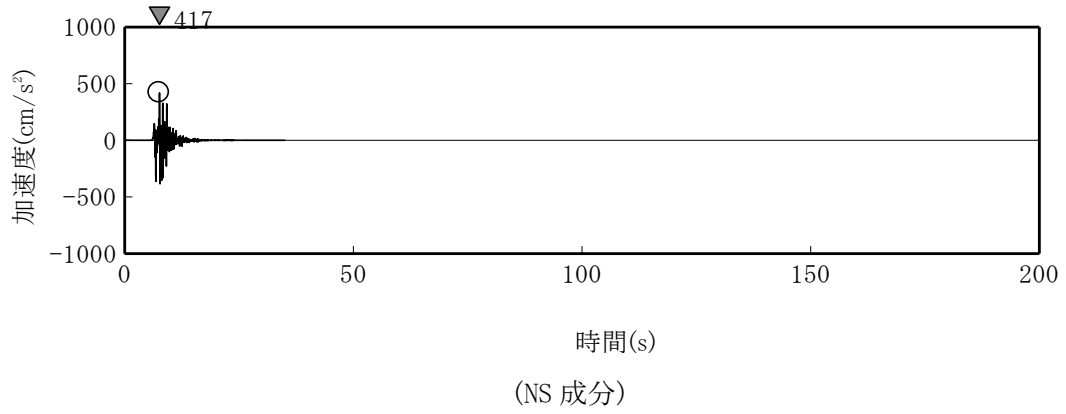
第 4.1 図(3) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)



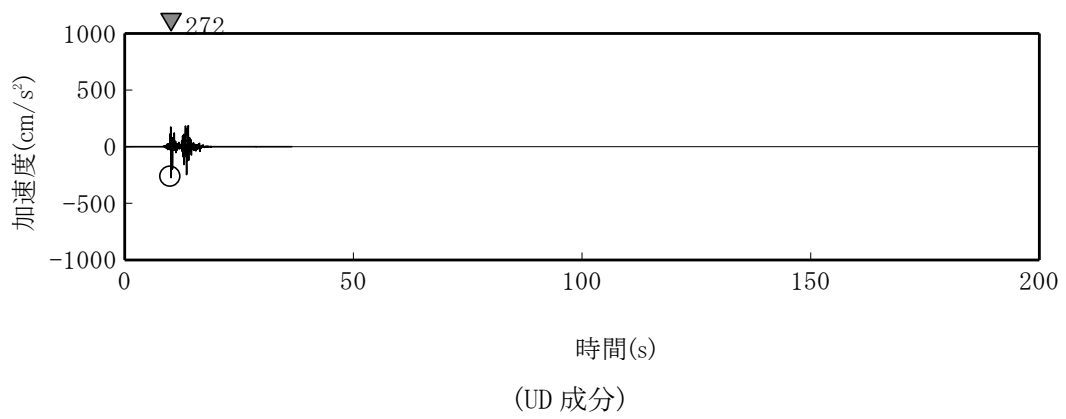
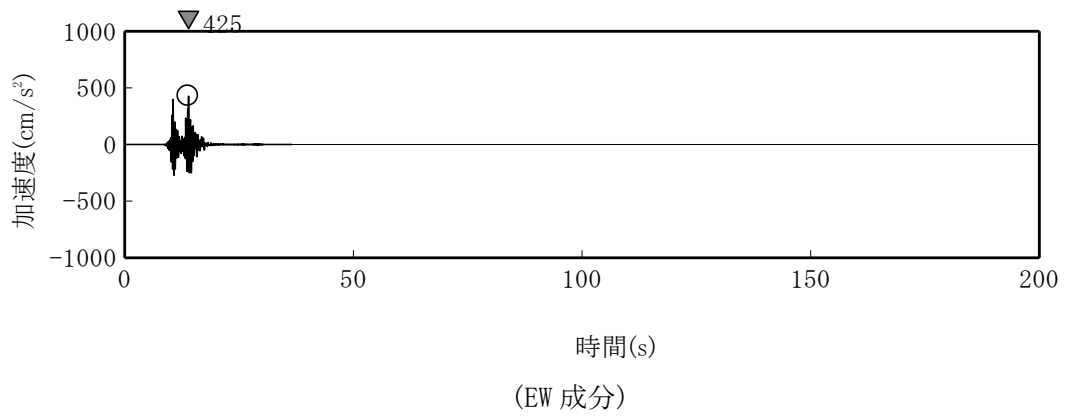
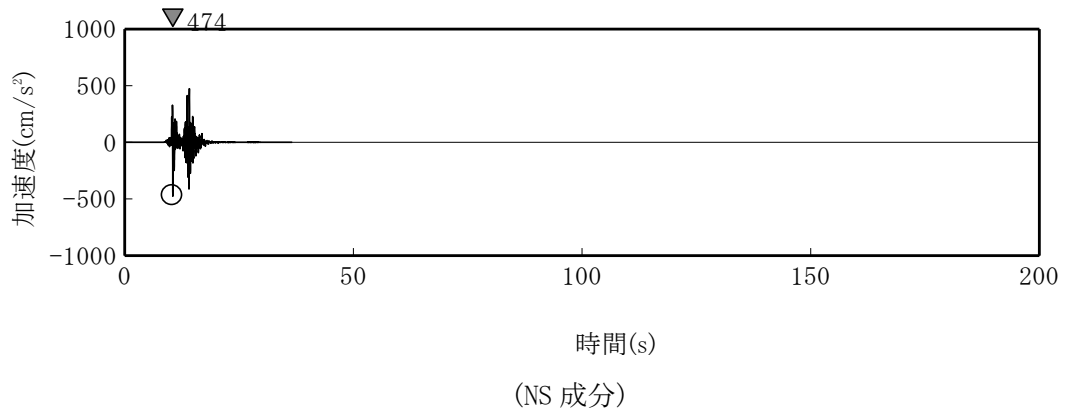
第 4. 2 図(1) 弾性設計用地震動 Sd-D の時刻歴波形



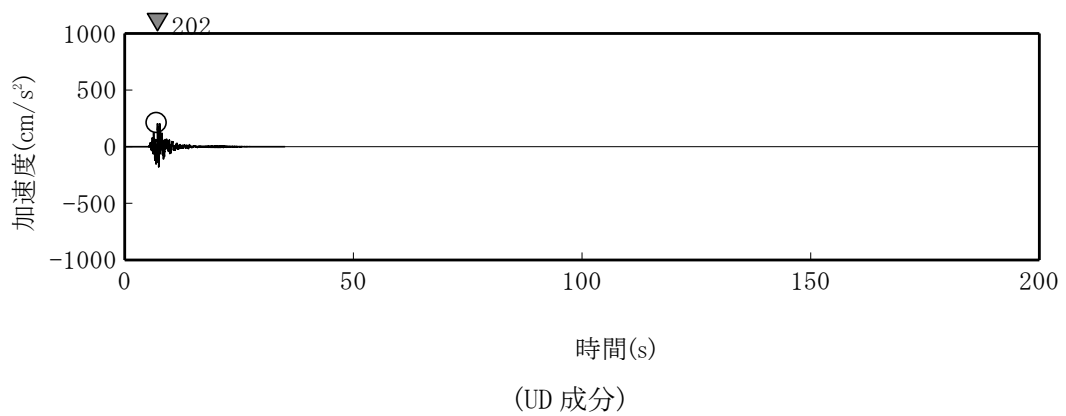
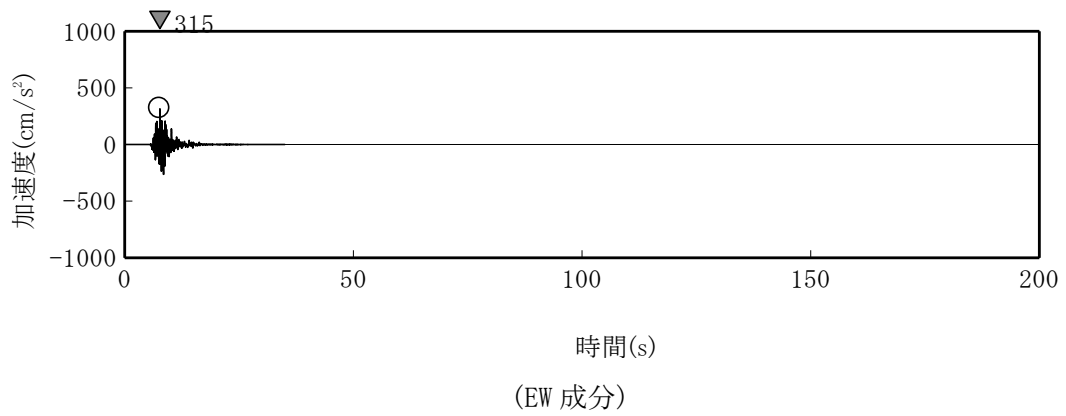
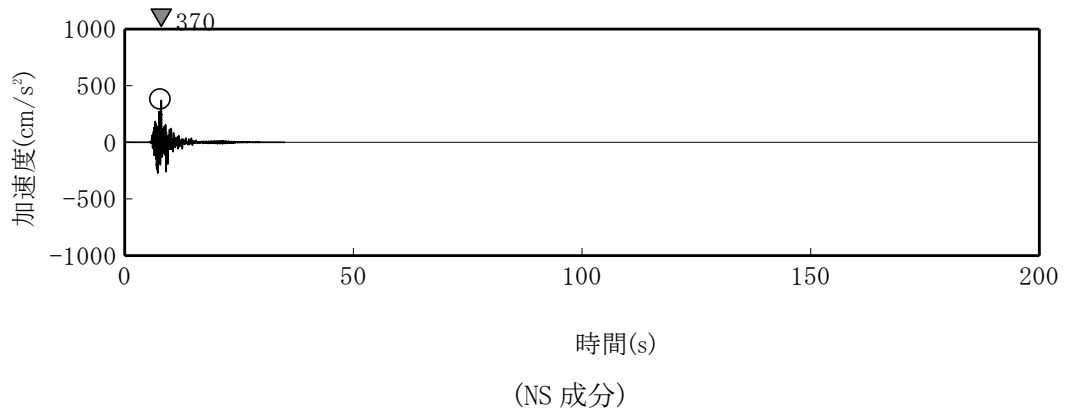
第 4.2 図(2) 弾性設計用地震動 Sd-1 の時刻歴波形



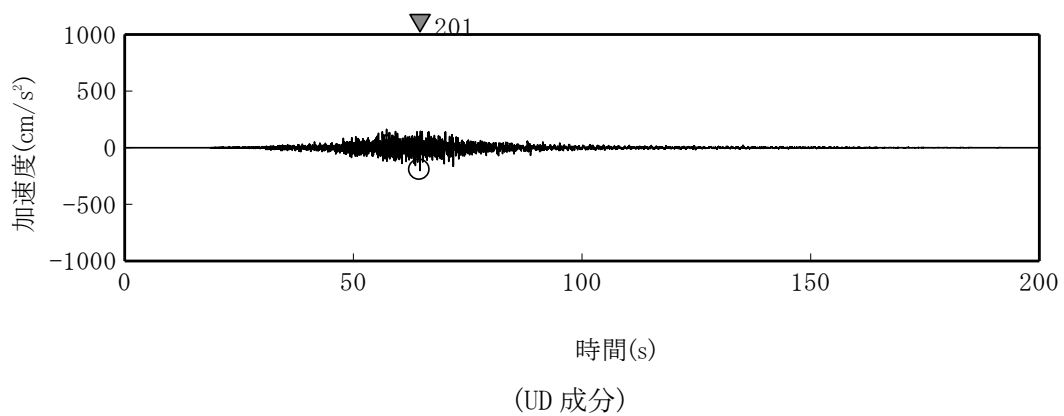
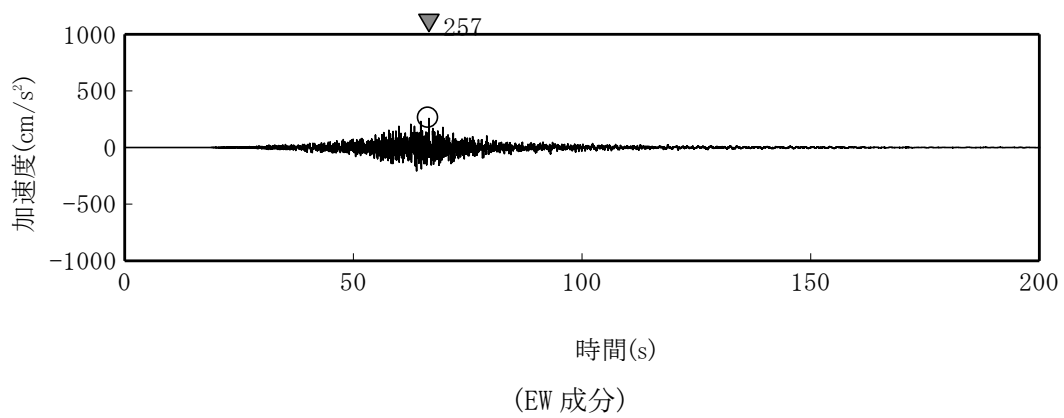
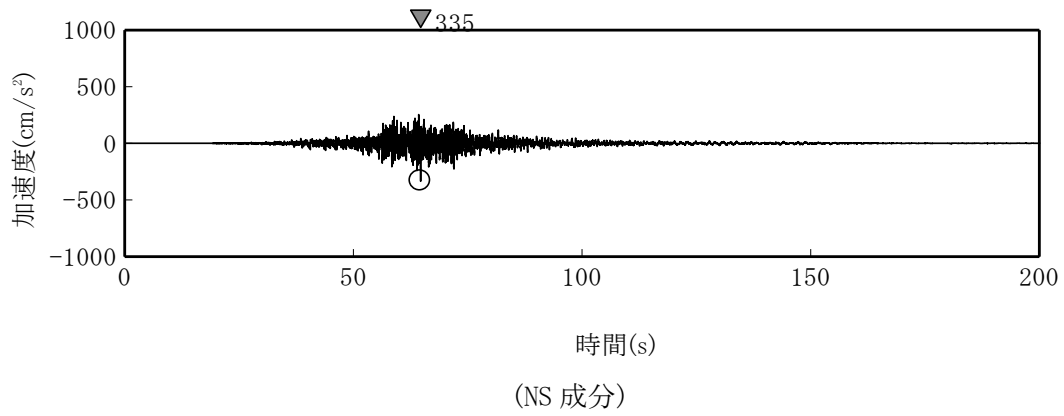
第 4.2 図(3) 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形



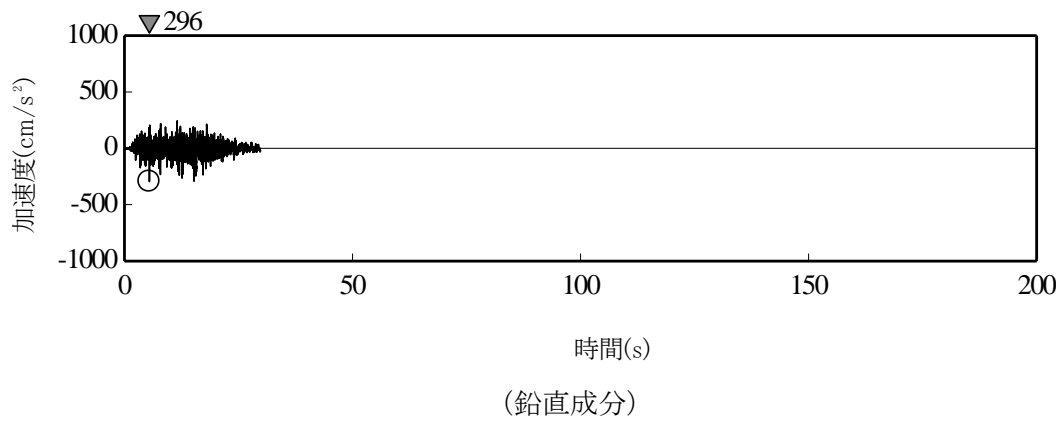
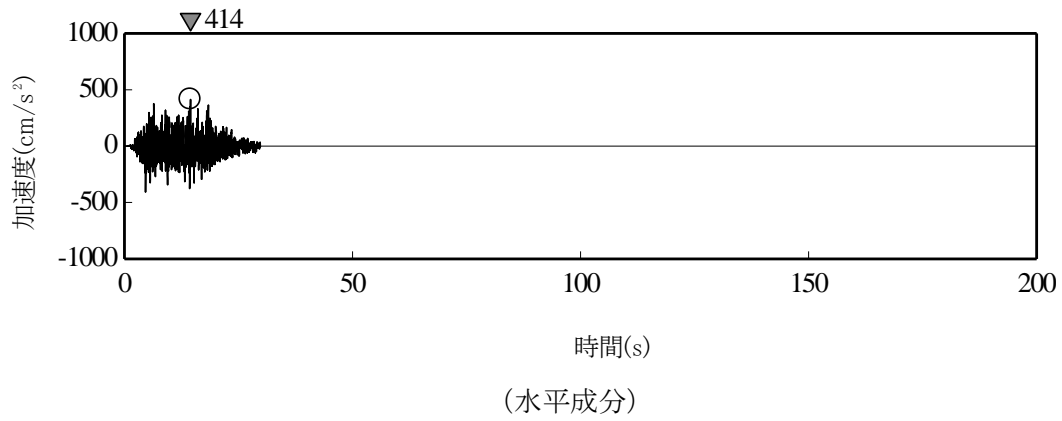
第 4.2 図(4) 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



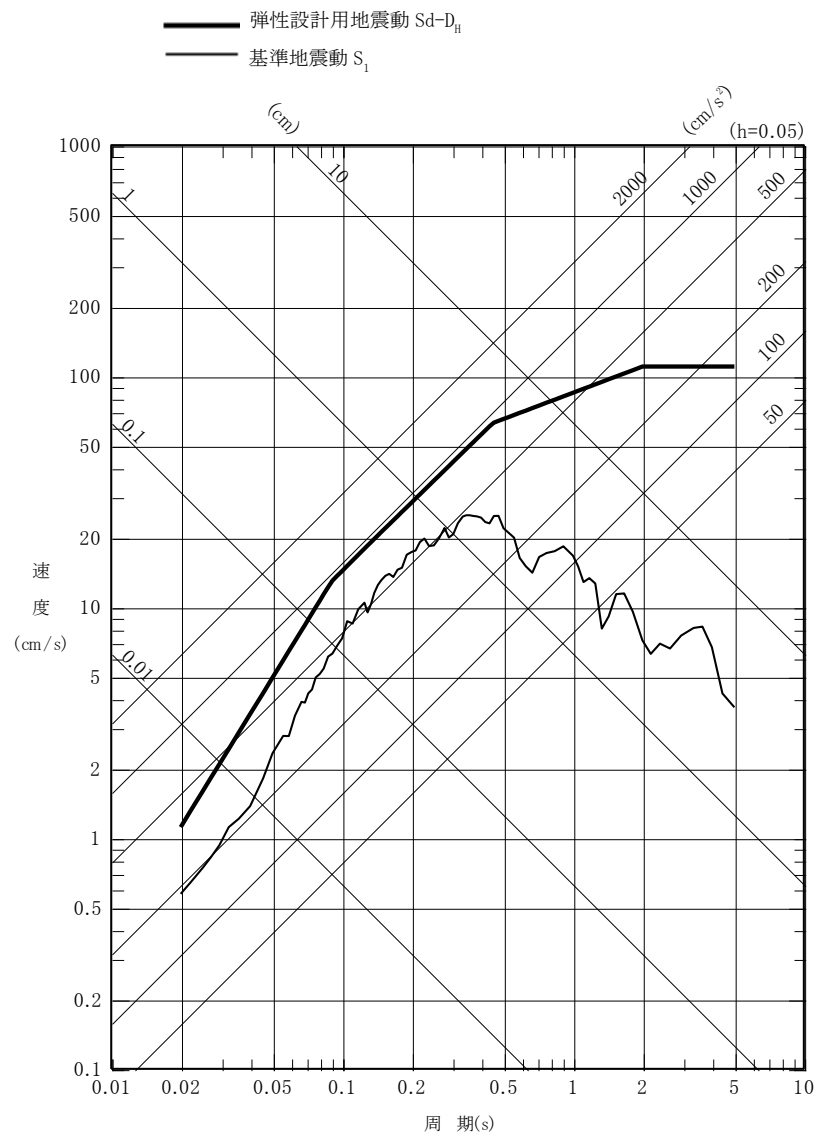
第 4.2 図(5) 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形



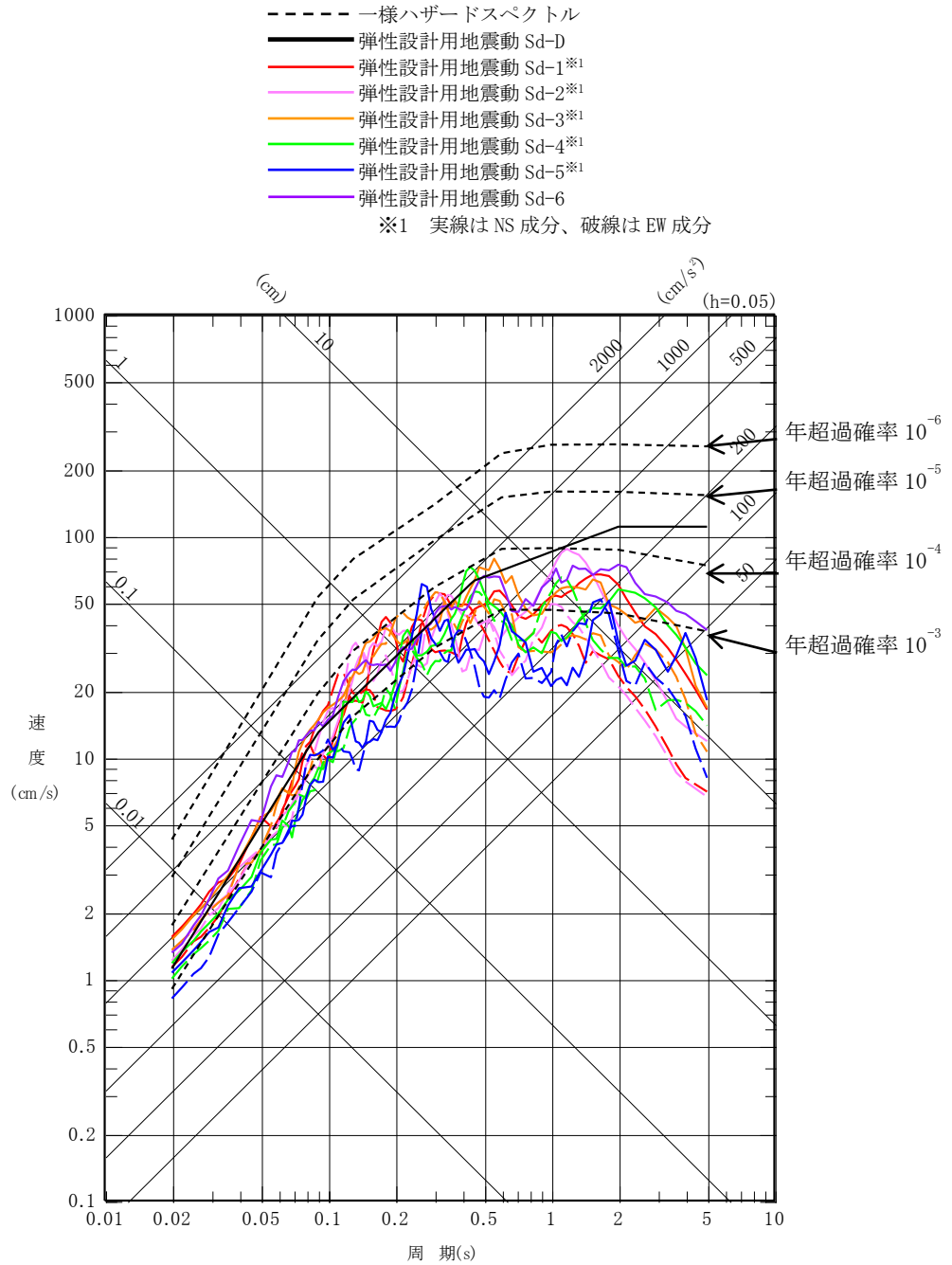
第 4.2 図(6) 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形



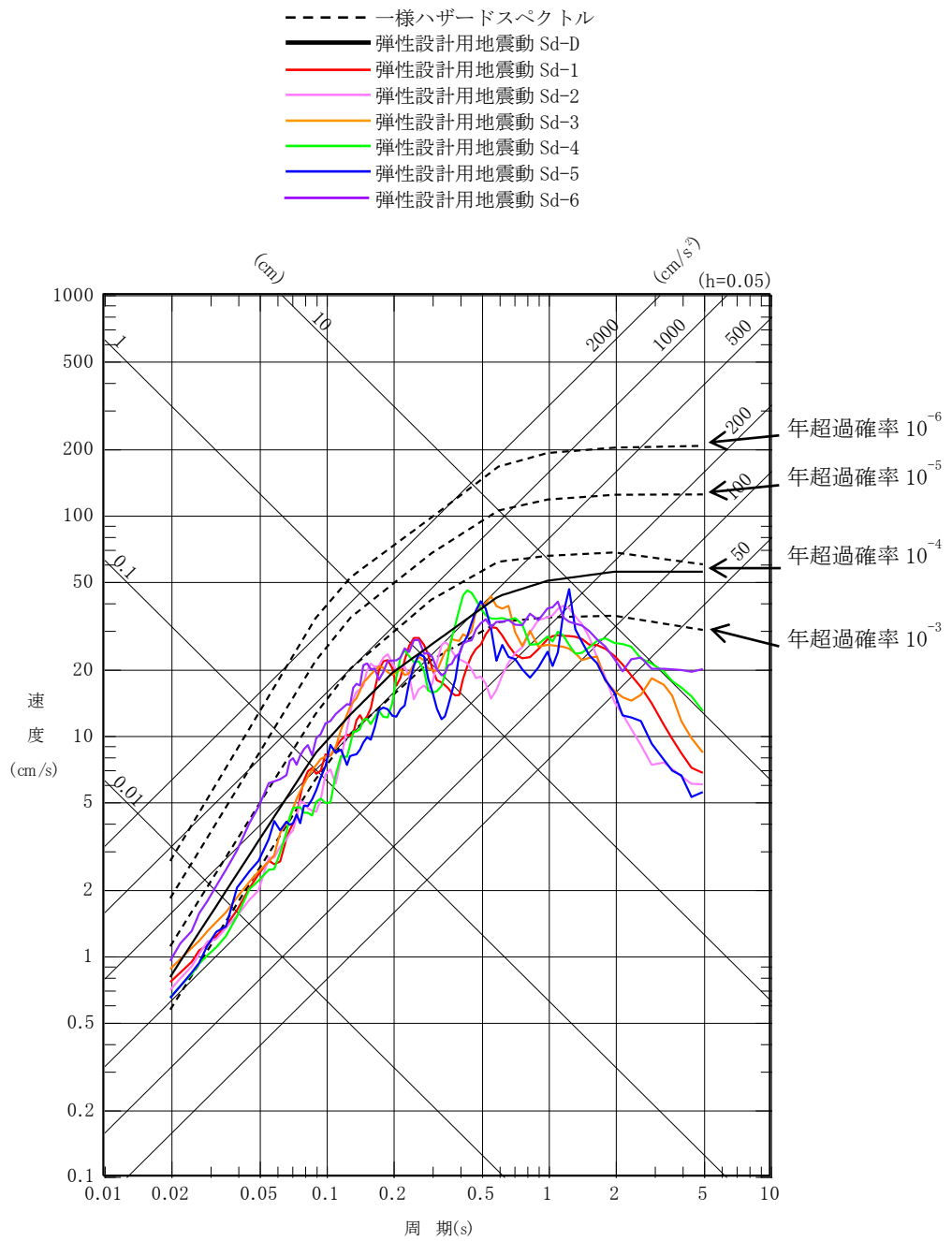
第 4.2 図(7) 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形



第 4.3 図 弾性設計用地震動 S_d-D と基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較 (水平成分)



第 4.4 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(水平成分)



第 4.4 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(鉛直成分)

4.7 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

（地震による損傷の防止）

第四条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1及び2 について

原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

Sクラス 安全施設のうち、その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設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えることをいう。）

Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。

(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。

(4) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、そ

の安全機能を損なわないように設計する。

原子力施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。

(1) 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれの耐震重要度分類に応じて、以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定する。

a. 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、以下に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する際に用いる必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 とする。

Sクラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b. 機器・配管系

静的地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求める。なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(2) 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じた動的地震力を適用する。

「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動は、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基づき、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。

弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として 0.5 を下回らないように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）」における基準地震動 S1 を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する。

耐震設計では、水平 2 方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。

3 について

耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

Sクラス 安全施設のうち、その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設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）

Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。なお、耐震設計は、日本産業規格（JIS）、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）、発電用原子力設備規格（設計・建設規格）等の基準・規格に準拠する【「常陽」耐震設計における基準・規格の適用性：別紙 8 参照】【「常陽」耐震設計における基本方針の補足：別紙 9 参照】【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。）：別紙 10 参照】。

- (1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定する。
- (2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定する。
- (3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。
- (4) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを確認する。波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、少なくとも、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響

がないことを確認することを考慮する。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

- (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

4 について

原子炉施設を設置する敷地に該当する斜面はない【耐震Sクラスの施設を有する建物の設置状況：別紙11参照】。

※ (参考)【「常陽」新規規制基準適合に係る耐震評価の設計成立性：別紙12参照】

※ (参考)【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：別紙13参照】

「炉心の変更」に関する基本方針

【第 32 条（炉心等）（その 1：第 32 条第 1～3 項）の別紙 1 に同じ】

1. 概要

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。「炉心の変更」に関する基本方針を以下に示す。

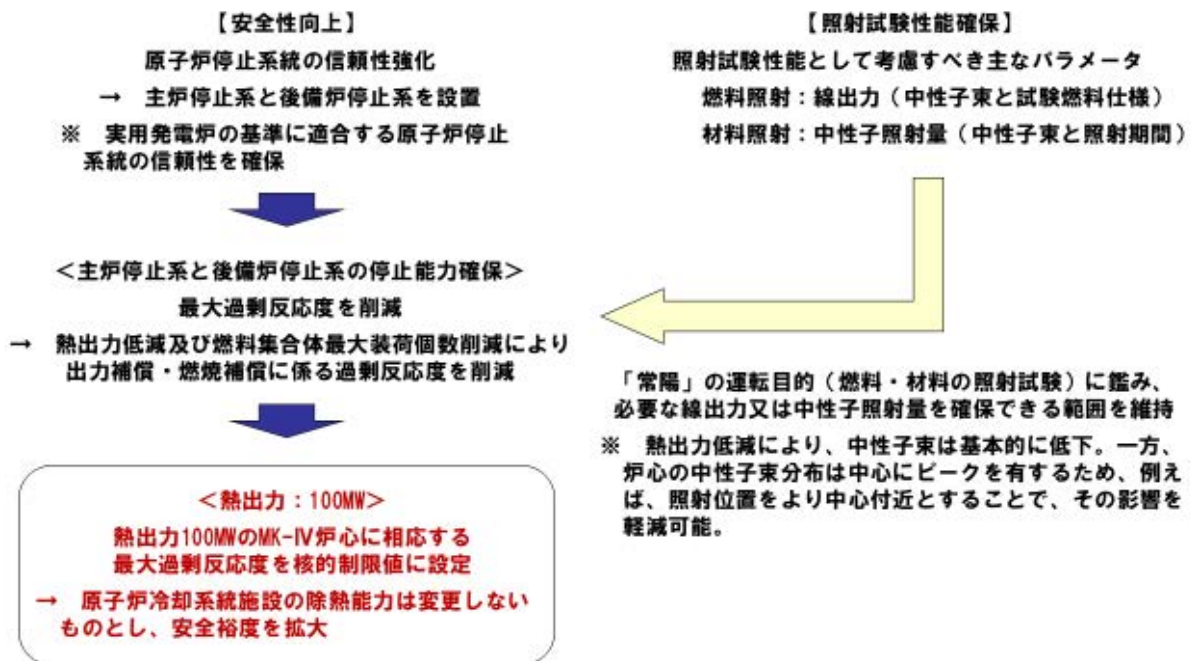
2. 「炉心の変更」に関する基本方針

「炉心の変更」は、「常陽」を「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」等に適合させるための変更を行うにあたり、原子炉停止システムの信頼性を強化し、安全性を向上させること、一方で、高速炉燃料材料の開発等のための照射試験に必要な性能を維持することを目的とする（別図 1.1 参照）。

原子炉停止システムは、独立した主炉停止系と後備炉停止系を設けることで信頼性を向上する。それぞれの原子炉停止システムに要求される停止能力の確保には、最大過剰反応度の削減が必要であり、ここでは、熱出力の低減及び燃料集合体最大装荷個数の削減により、出力補償や燃焼補償に係る過剰反応度を削減して対応することとした。一方で、照射試験性能として考慮すべき主なパラメータである線出力と中性子照射量は、熱出力低減により基本的に低下する。必要な線出力又は中性子照射量を確保できる範囲に維持することも「常陽」の運転目的として肝要である。

熱出力を100MWとしたMK-IV炉心は、これらの要件を満足するものであり、当該炉心に相応する最大過剰反応度を核的制限値とする。なお、原子炉冷却システム施設の除熱能力は変更しないものとし、安全裕度を拡大することとしている。

「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等を別図 1.2 に示す。本申請にあつては、MK-IV炉心（熱出力100MW）での核設計や熱設計を実施するとともに、当該設計結果を炉心燃料集合体の機械設計や被ばく評価、安全評価等に反映する。



別図 1.1 「炉心の変更」に関する基本方針

MK-IV炉心（熱出力100MW）条件として、以下の変更・評価等を実施（最新知見の反映を含む）

【核設計における主な変更点】

- ・ 炉心構成（燃料集合体最大装荷個数削減に対応）
- ・ 核的制限値（最大過剰反応度削減に対応）
- ・ 反応度係数（炉心構成の変更に対応）
- ・ 動特性パラメータ（炉心構成の変更に対応）



【核熱設計結果の反映】

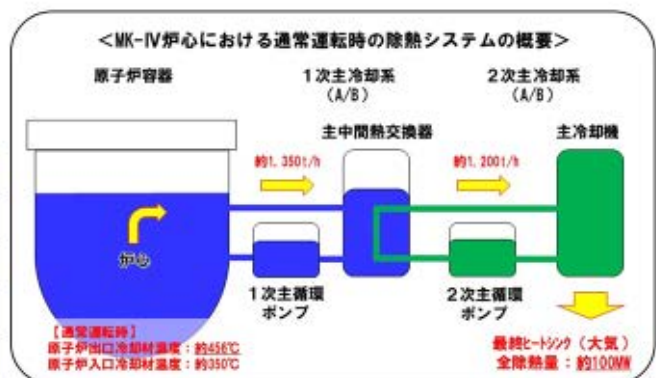
- ・ 炉心燃料集合体の機械設計（使用期間長期化対応を含む）
- ・ 動特性
- ・ 被ばく評価
- ・ 運転時の異常な過渡変化の評価
- ・ 設計基準事故の評価
- ・ 多量の放射性物質等を放出する事故の対策検討・評価

【熱設計における主な変更点】

- ・ 熱的制限値（熱出力低下に伴う使用期間長期化に対応）
- ・ 線出力密度や集合体冷却材流量（炉心構成の変更に対応）

熱的制限値： 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統及び安全保護系等の機能とあわせて**熱設計基準値（燃料の許容設計限界）**を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における制限値として設定

	MK-III炉心（140MW）		MK-IV炉心（100MW）	
	熱的制限値	熱設計基準値	熱的制限値	熱設計基準値
燃料最高温度	2,530℃	2,650℃	2,350℃	2,650℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	675℃	830℃	620℃	840℃
冷却材最高温度		910℃		910℃



別図 1.2 「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等

耐震重要度分類の考え方と

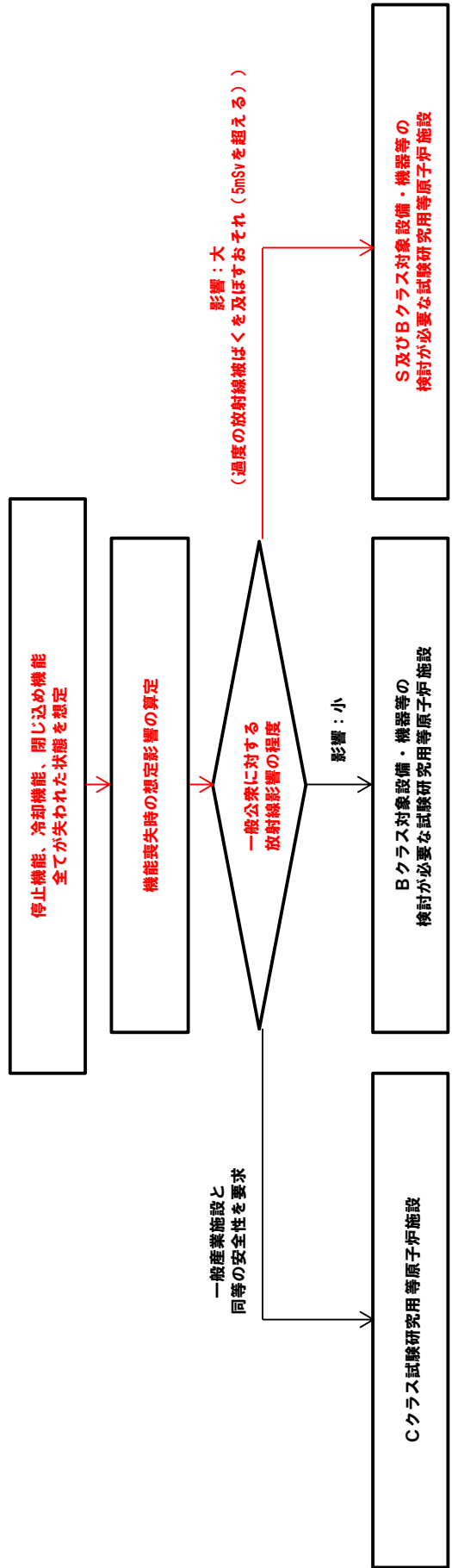
耐震 S クラス施設及び耐震 B クラス施設の構造概要

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

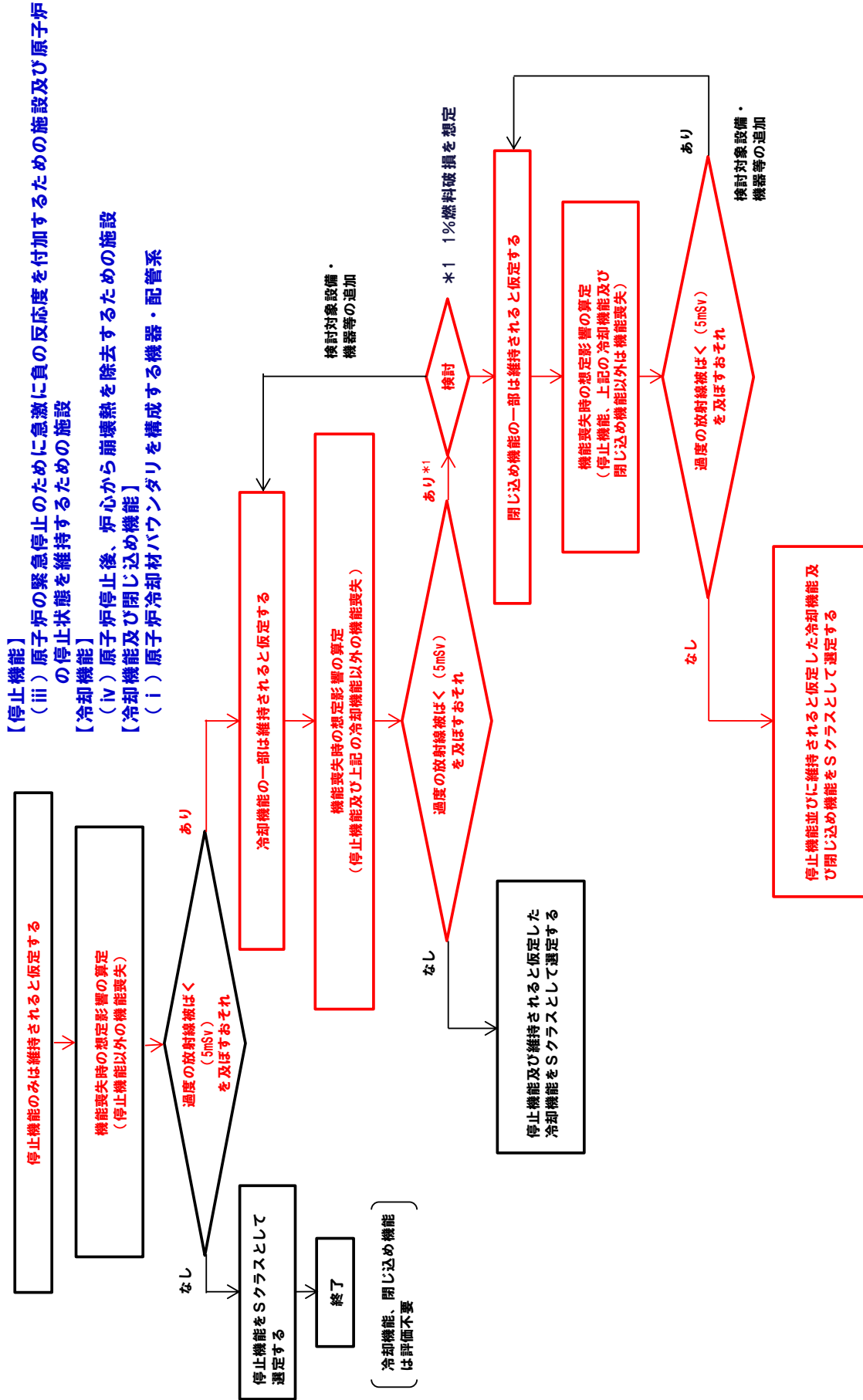
『「停止機能喪失」→「冷却機能喪失」→「閉じ込め機能喪失」』に係る耐震重要度分類の選定プロセスを第3.1図に示す。「停止機能：(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設」は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記1「試験研究用等原子炉施設の耐震重要度分類の考え方」に基づき、耐震Sクラスとした。なお、「原子炉保護系(スクラム)」は、関連機能として「(viii) その他」に考慮する。「常陽」にあつては、停止機能以外の機能喪失が生じた場合、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがあるため、冷却機能の一部を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

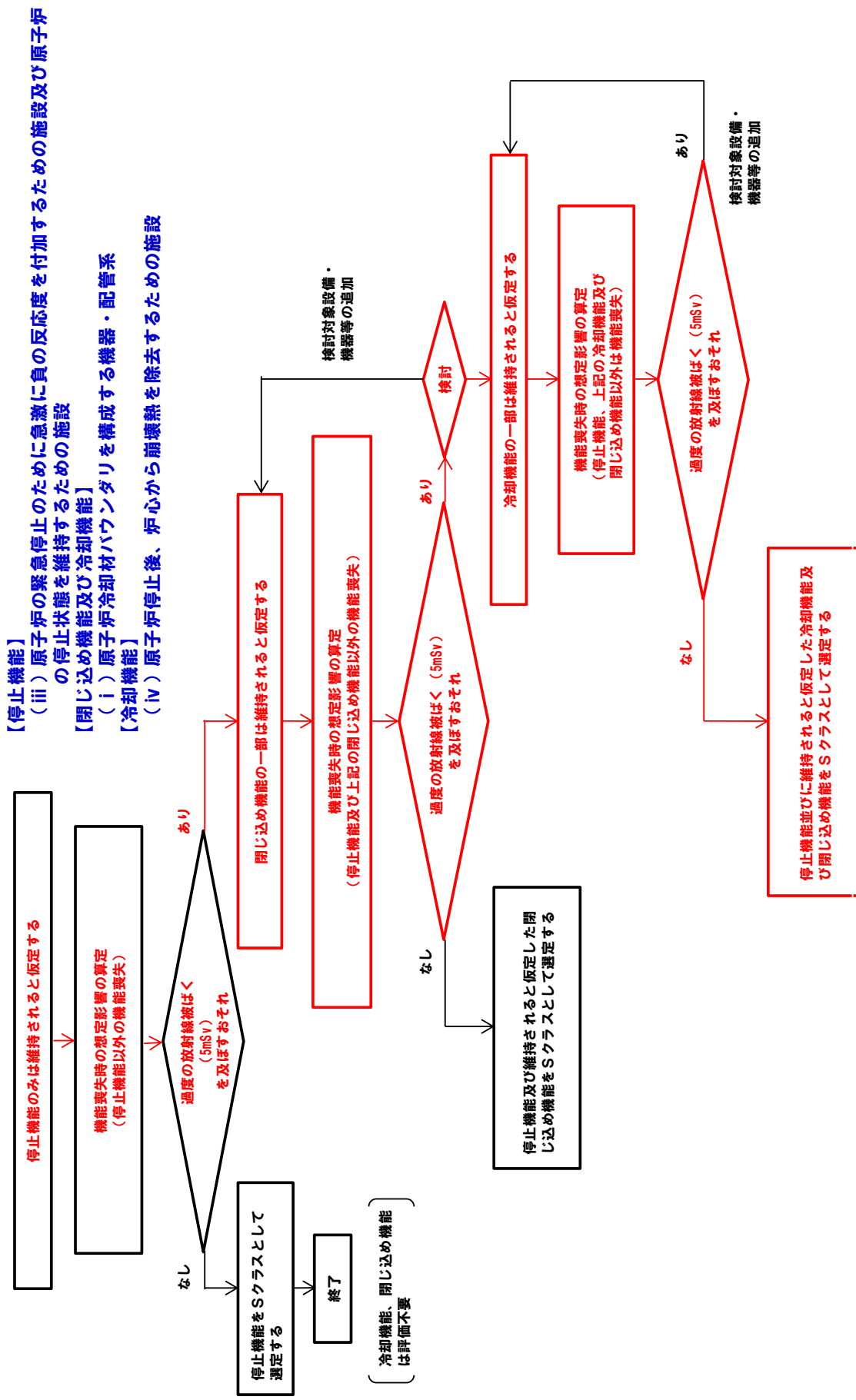
以下に示す施設をSクラスとすることで、過度の放射線被ばくを排除可能



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

「停止機能→閉じ込め機能→冷却機能」のケース



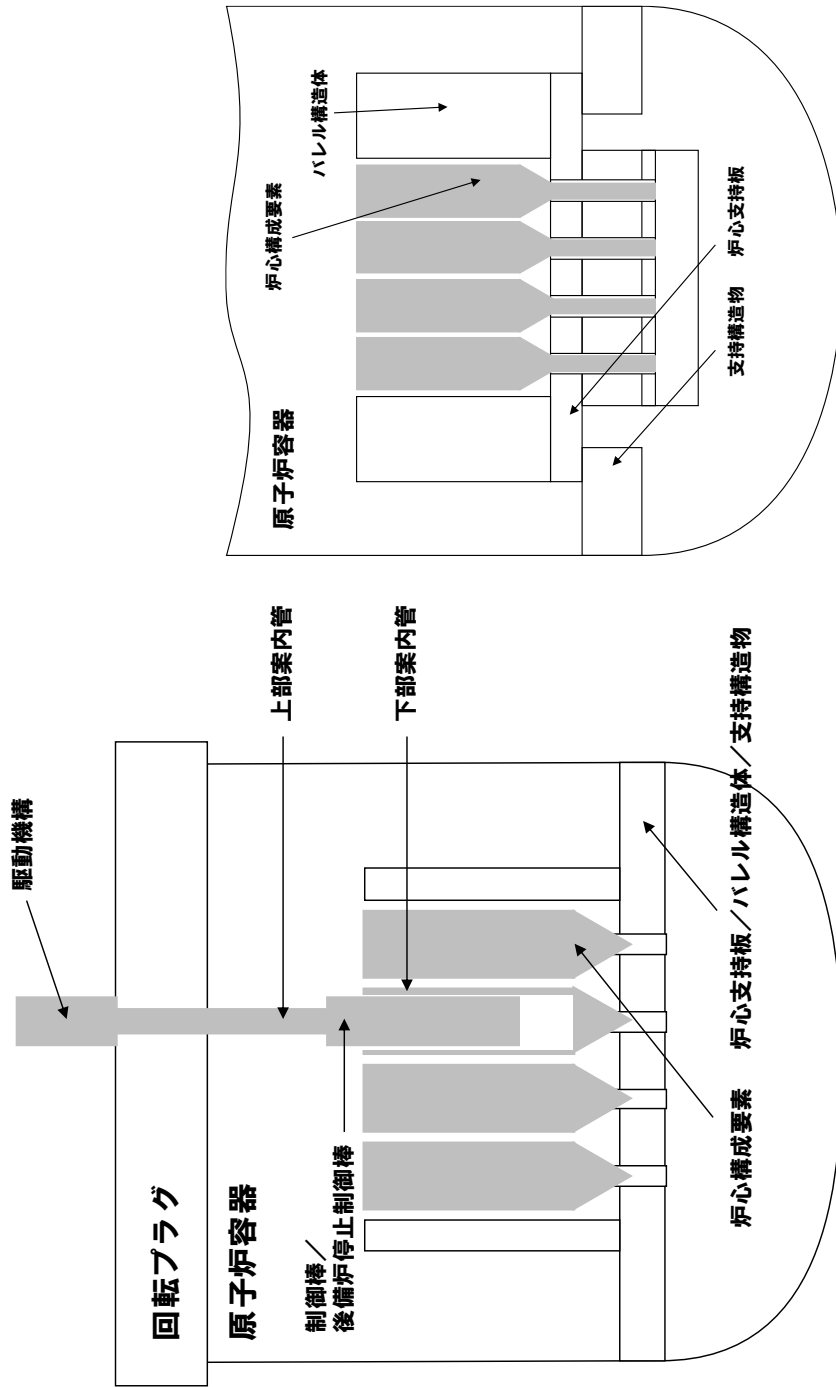
- 【停止機能】
- (iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- 【閉じ込め機能及び冷却機能】
- (i) 原子炉冷却材ハウンドリを構成する機器・配管系
- 【冷却機能】
- (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設

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

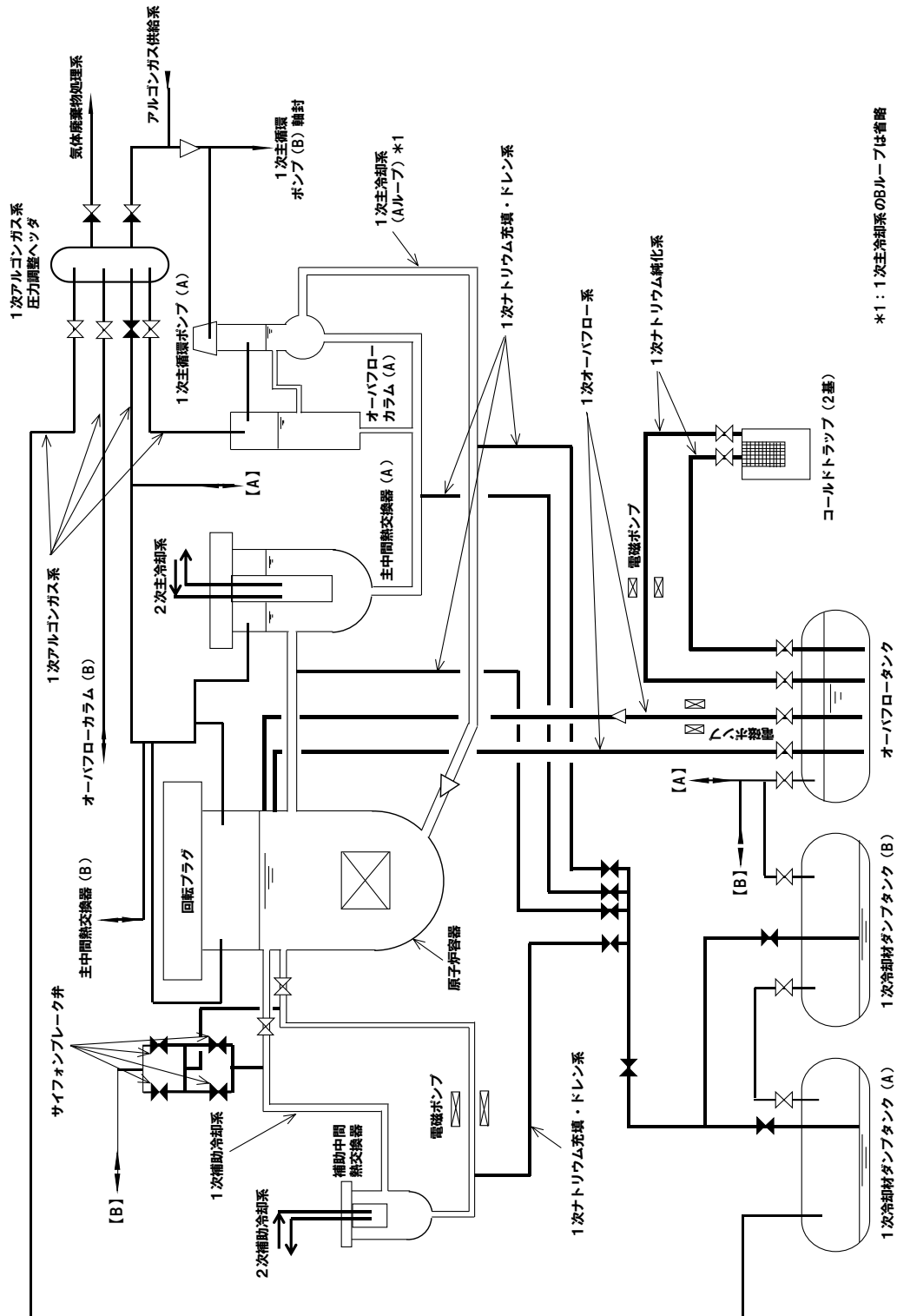
<p>原子力発電所耐震設計技術規程 JEA4601-2015</p>	<p>原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEA4601-補-1984</p>	<p>「常陽」重要度分類</p>
<p>【Sクラス】 (i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設 (iii) 原子炉の緊急停止のために高濃に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 (iv) 原子炉停止後、炉心から前環熱を除去するための施設 (v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から前環熱を除去するための施設 (vi) 原子炉冷却材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) 敷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高濃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、炉心から前環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、炉心から前環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高濃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、炉心から前環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連続されている、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衆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連続されている、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衆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) 原子炉カバリーガス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衆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) 使用済燃料を貯蔵するための施設 (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、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) 放射線安全に関連しない設備等</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）】

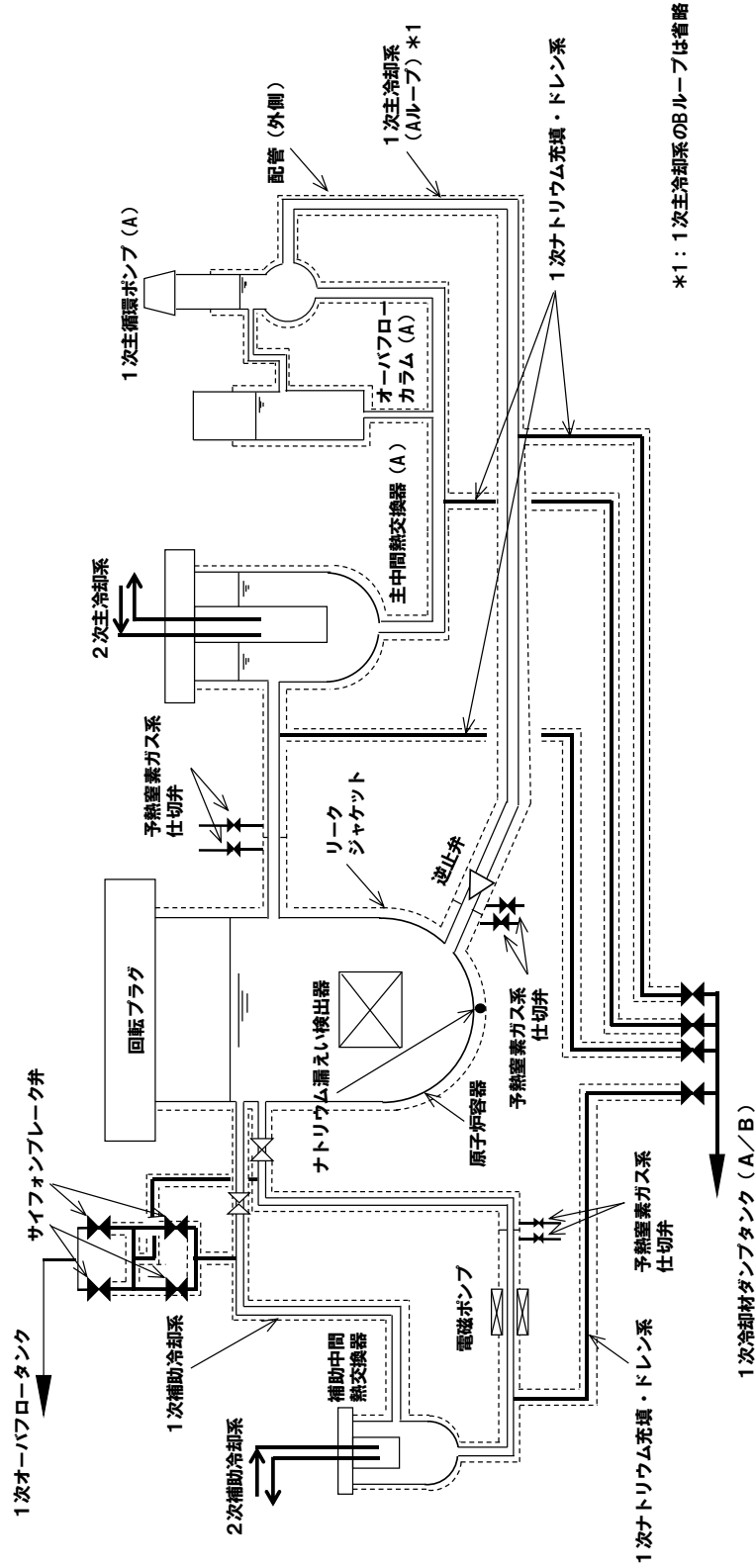


参考図1 原子炉本体の構造概要

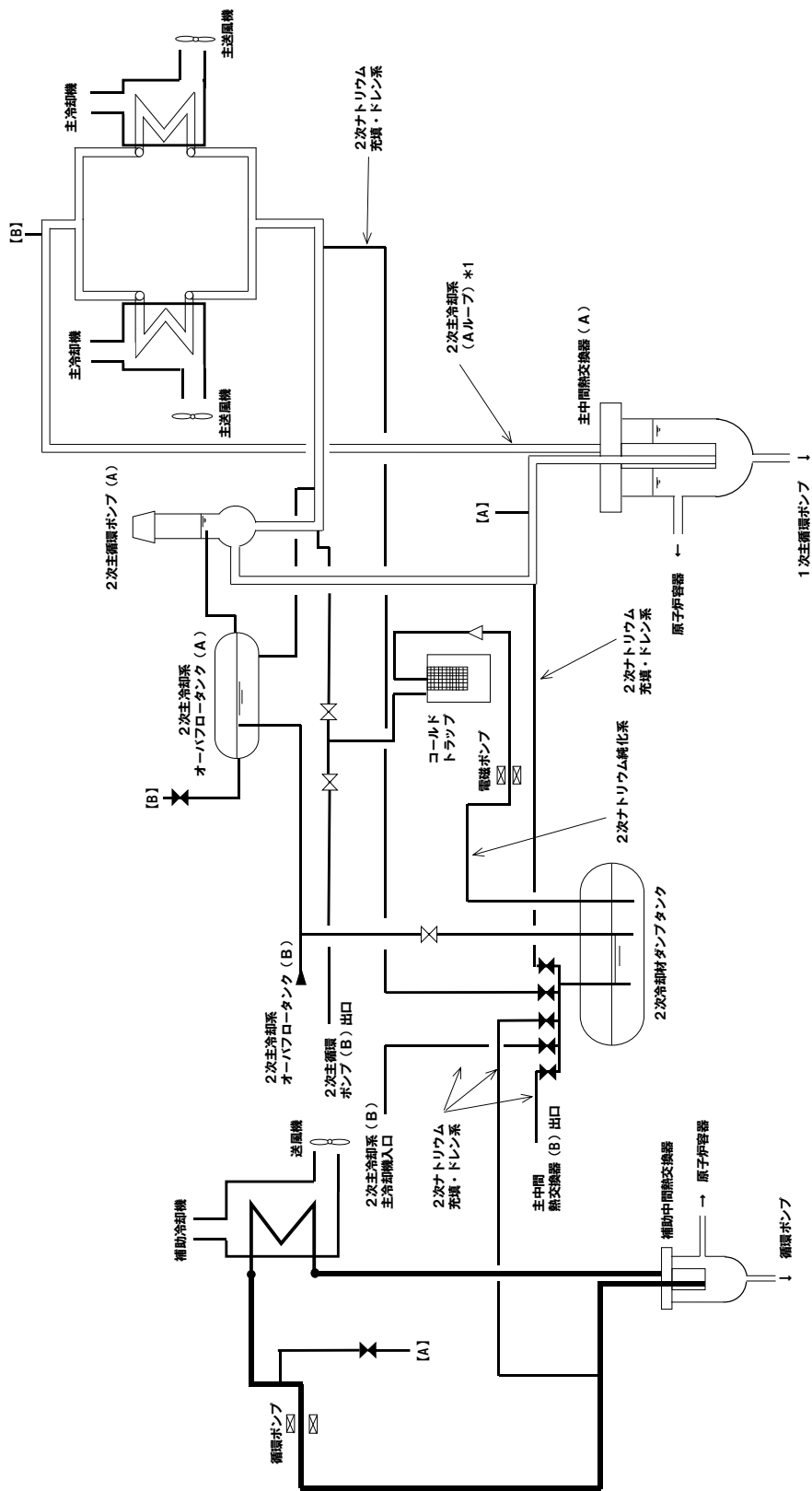


*1: 1次主冷却系のBループは省略

参考図2 原子炉冷却系統施設の構造概要 (1/3)

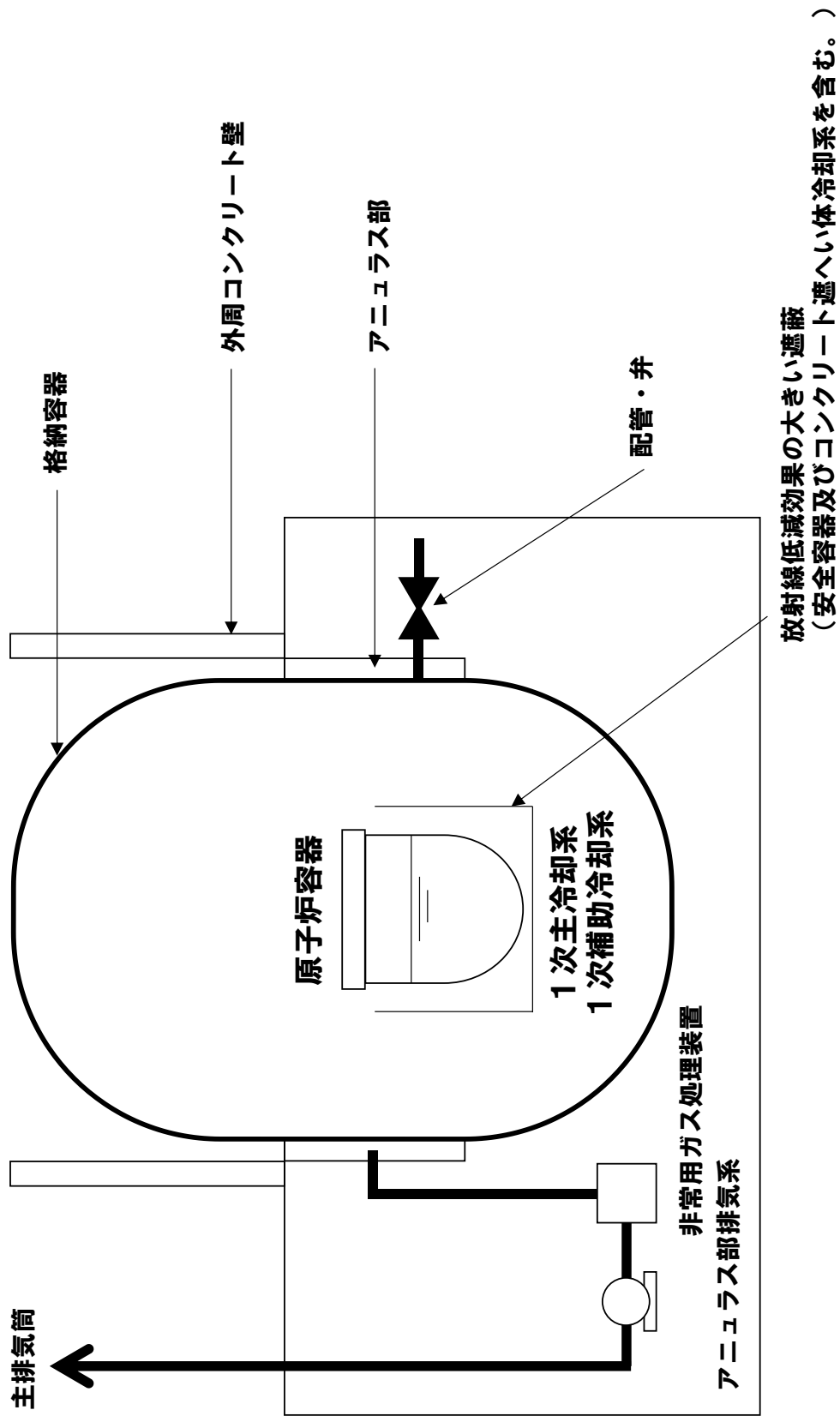


参考図2 原子炉冷却系統施設の構造概要 (2/3)



*1: 2次主冷却系のBループは省略

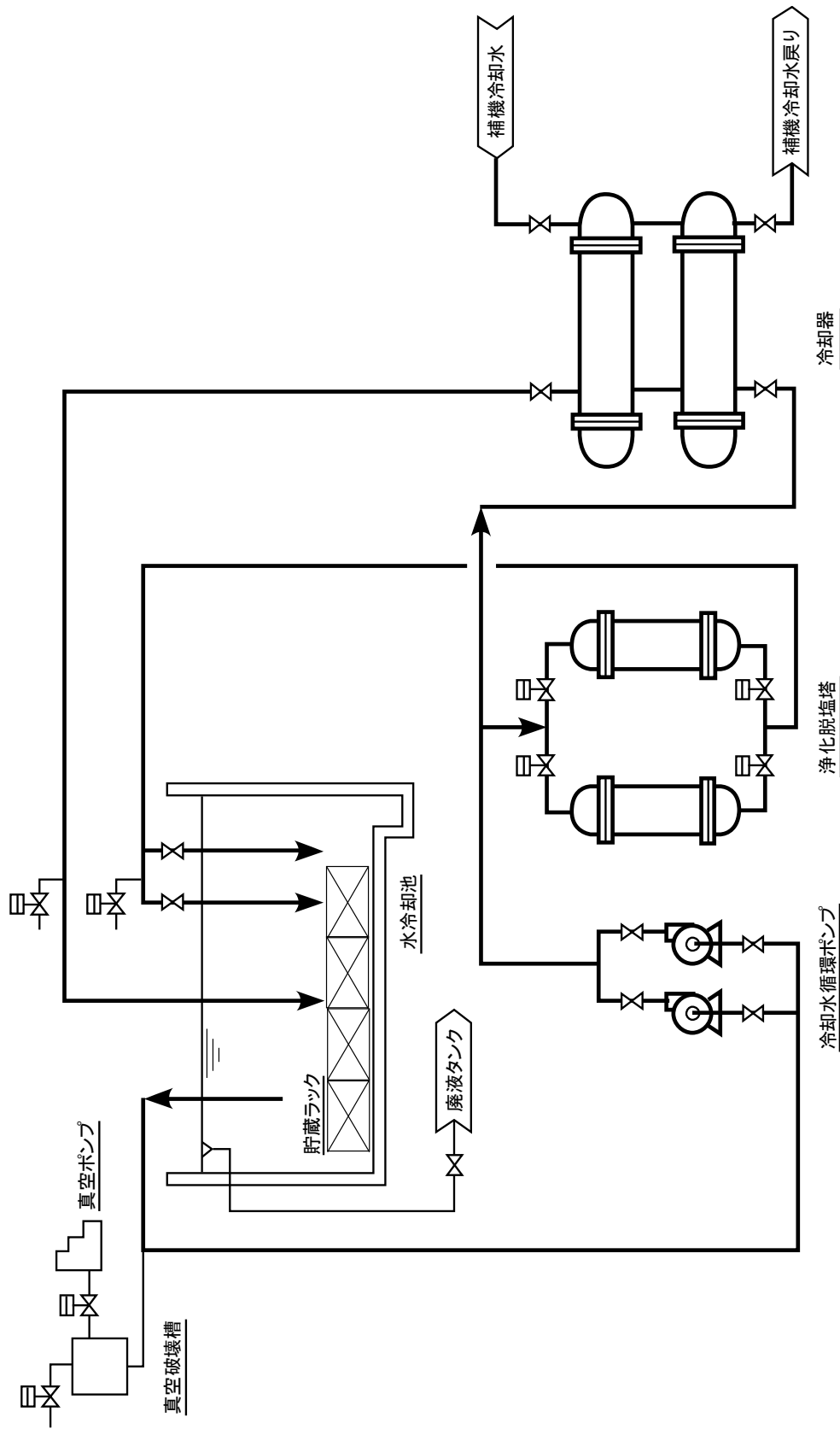
参考図3 原子炉冷却系統施設の構造概要 (3/3)



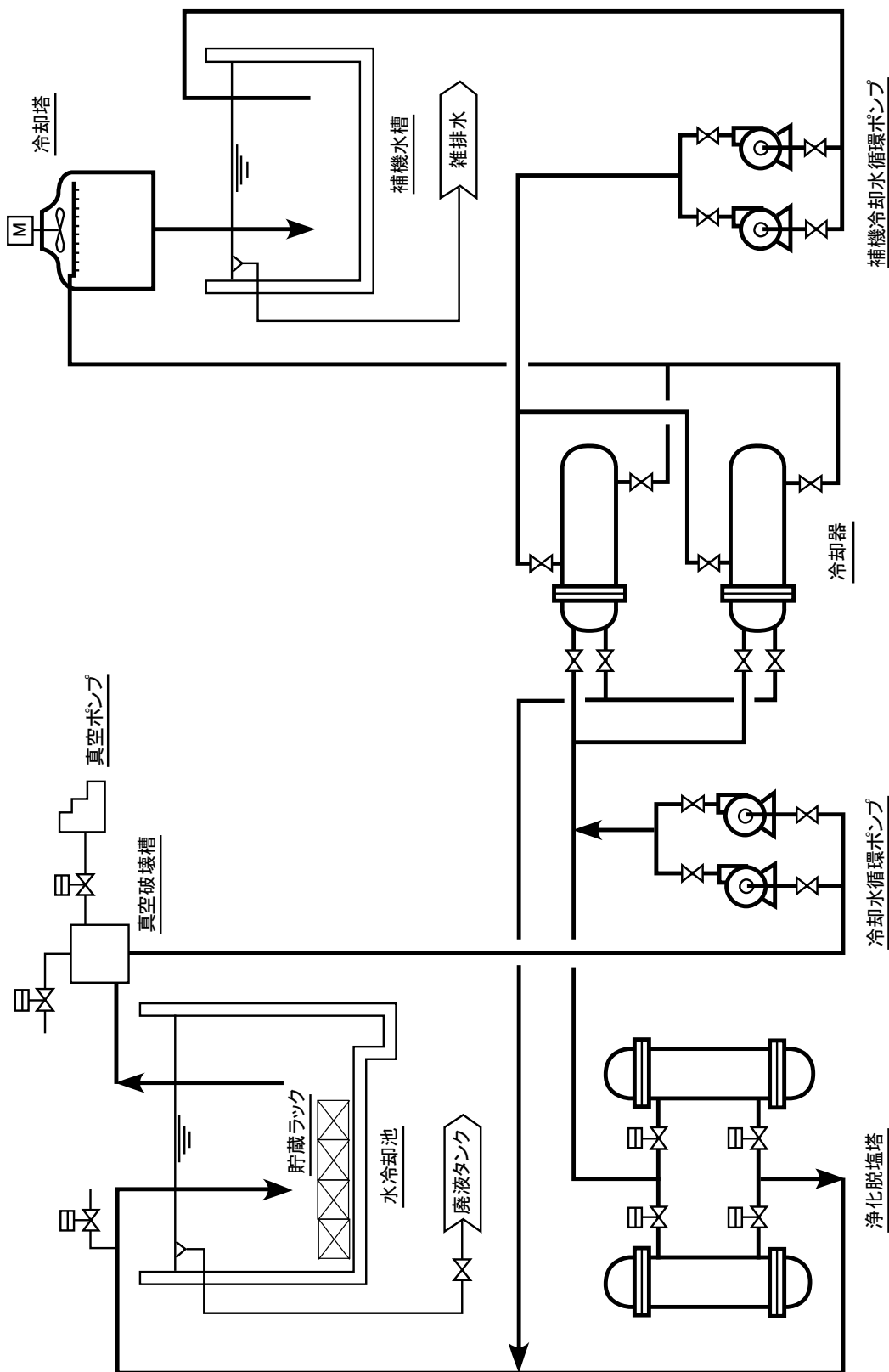
参考図4 原子炉格納施設の構造概要

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。

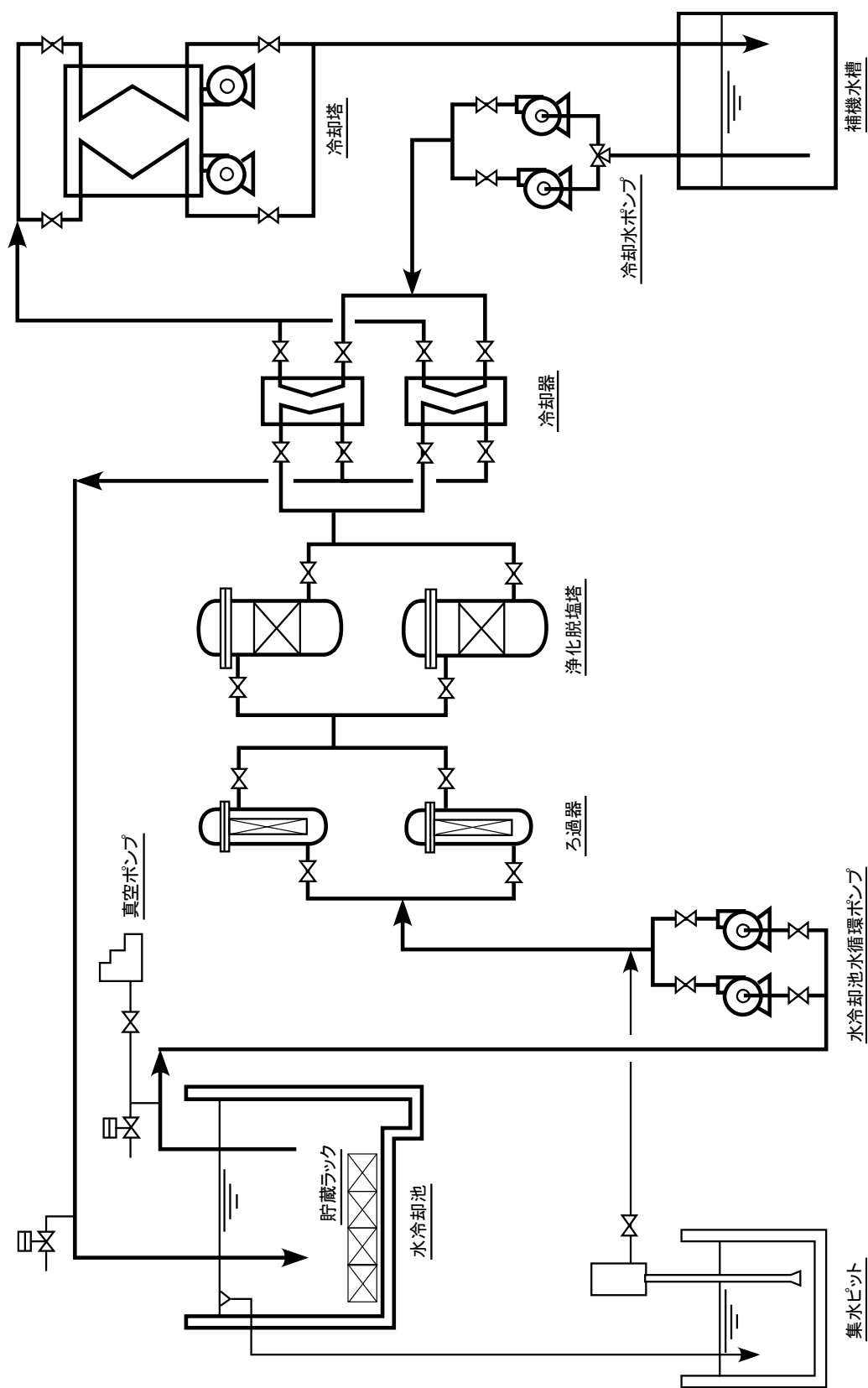
参考図5 核燃料物質取扱設備の構造概要



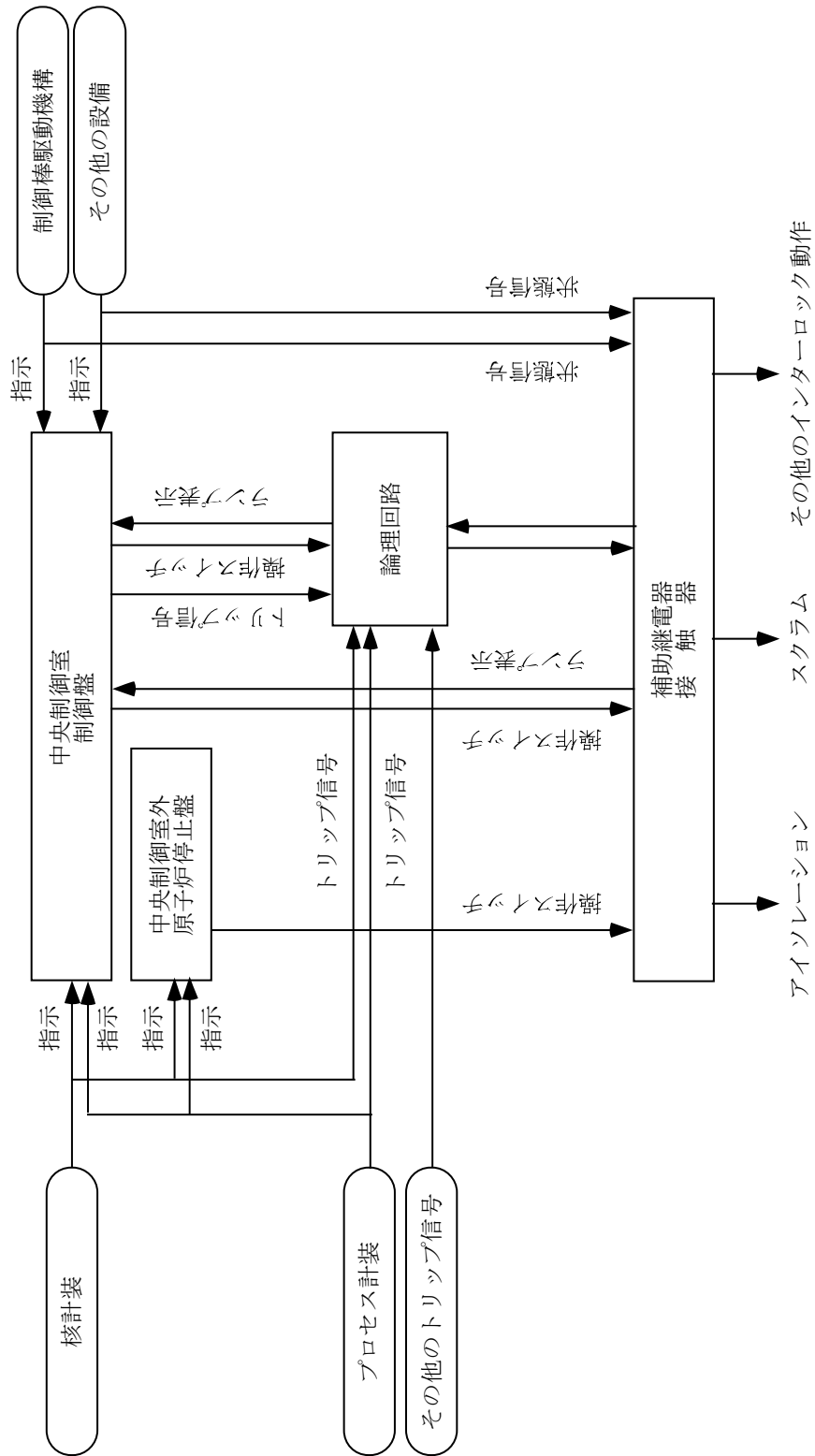
参考図6 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の構造概要



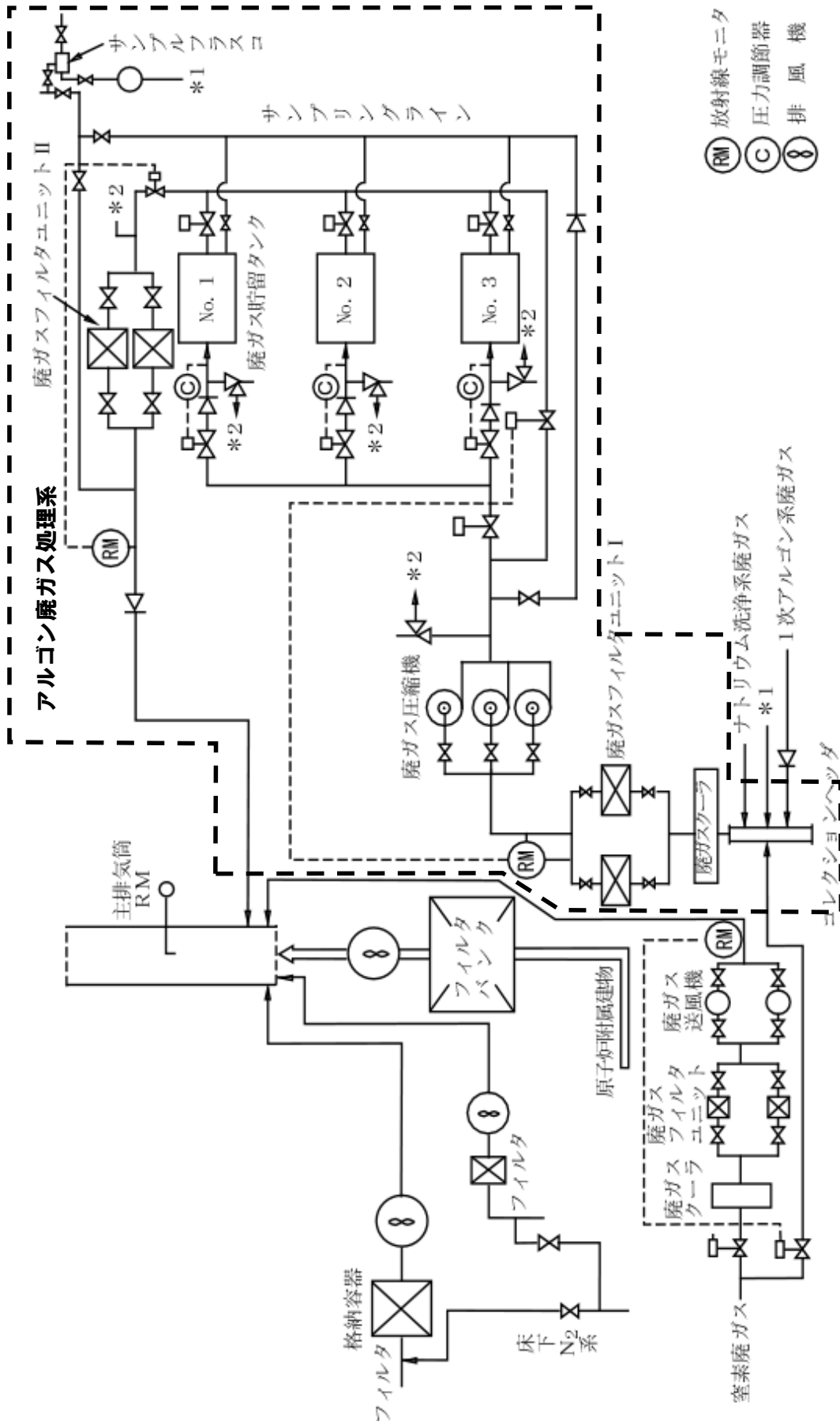
参考図7 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の構造概要



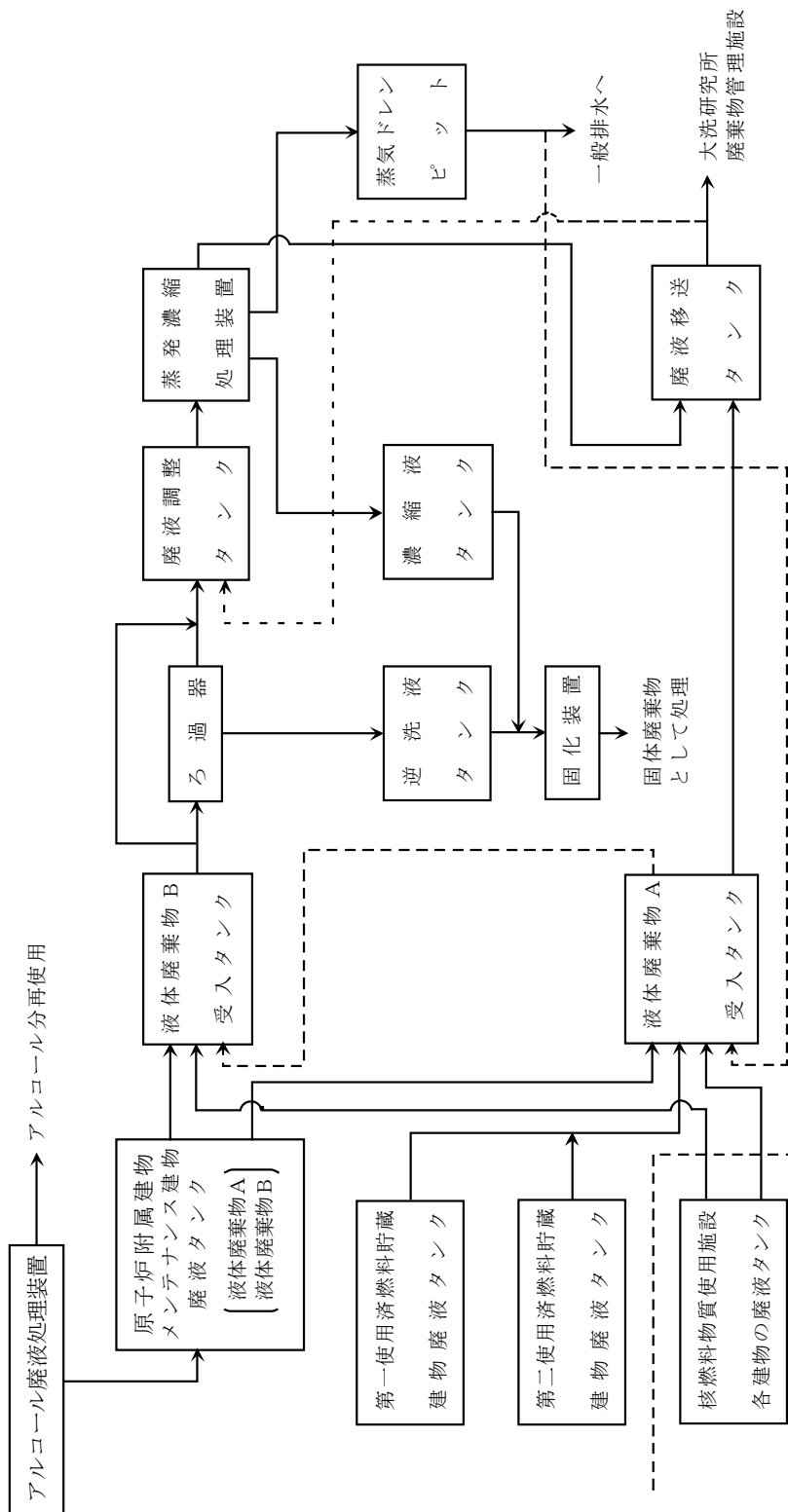
参考図8 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の構造概要



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（安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。）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 1.1 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 プレートアウト等 による減衰	冷却材中→ カバーガス中 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：100% よう素：10%	希ガス：無視 よう素： 無機：半減期 1h 有機：無視	/	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：100% よう素：10%	希ガス：無視 よう素： 無機：半減期 1h 有機：無視	/	<u>直接：100%*2</u>	/	/
	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 %	<u>直接：100%*2</u>	/	/
	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	<u>直接：100%</u>

*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 9.0×10^7 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。

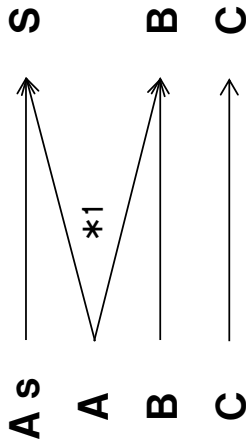
「1次冷却材漏えい事故」；経路①：よう素 1.4×10^{11} Bq、希ガス 4.9×10^{11} Bq、経路②：よう素 2.5×10^8 Bq、希ガス 8.9×10^8 Bq

「1次アルゴンガス漏えい事故」；経路①：よう素 9.0×10^8 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が、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、原子炉冷却材ハウジング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が、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、冷却材ハウジング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ジングを構成する機器・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ジングの一部)	※ 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)	※ 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	

Ss 地震時のアニュラス部排風機の機能の復旧について

アニュラス部排風機は、基準地震動による地震力により、ベルトが外れる可能性を否定できず、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。

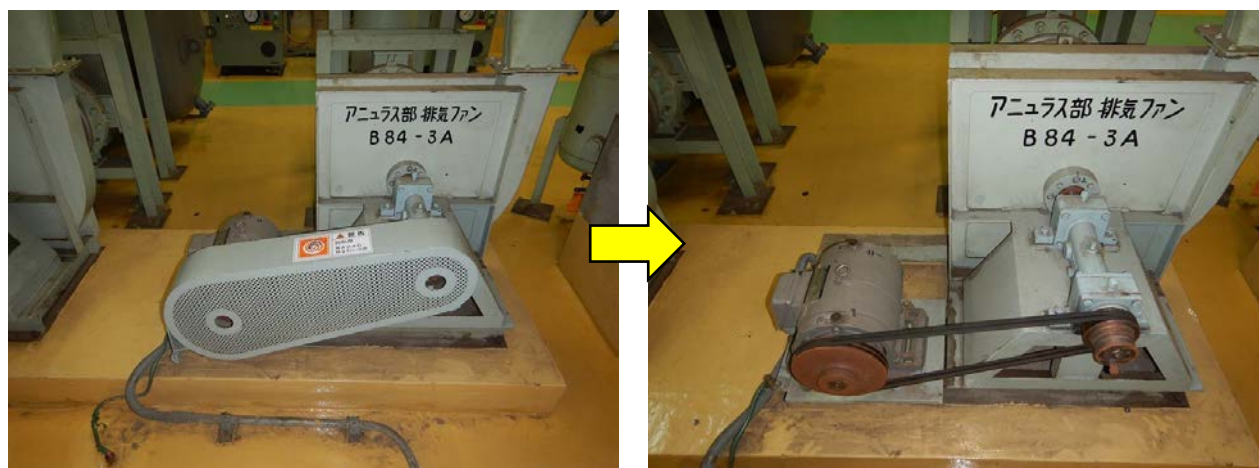
アニュラス部排風機には、A号機とB号機があり、片方が運転されている間、もう片方は、予備機として待機状態で維持される。運転中の排風機のベルトが外れた場合、アニュラス部の負圧（通常運転時：大気圧-約 100Pa）は急激に低下し、中央制御室には警報が発報する（警報名称：「アニュラス部圧力高」、設定値：-49Pa）。運転員は、当該警報によりアニュラス部排風機に異常があることを知ることができる。

更に、運転号機（電動機）が停止した場合にあっては、予備機が自動的に起動し、アニュラス部を再度負圧に維持することができる。なお、予備機は、Ss 地震時に停止中であり、ベルトが外れる可能性は、運転中と比較して小さいと考えられる。

予備機が自動起動しない場合、運転員等は、アニュラス部排風機の状態を確認するため、現場に向かう。ベルトが外れていることを確認した場合には、以下の復旧作業を行う。

【復旧作業の概要】

- ① 予備機のベルトが外れていない場合には、予備機を起動する。
- ② ベルトカバー（ボルト・ナット：2カ所）を取り外す。



- ③ 脱落したベルトを小さいプーリに嵌め込んだ後、大きいプーリを回しながら、ベルトを装着する（指を挟まないようにしつつ、手のひらでサポート）
- ④ 予備機のベルトも外れていた場合には、ベルトを再装着した排風機を起動する。

上記について、事象発生から 30 分を目標に実施できるよう、運転員が確認すべきポイント、手順や治具、保護具等を整備する。

「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

「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、以下の設備が該当する。

- ・ 1次ナトリウム純化系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）
- ・ 1次オーバフロー系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）
- ・ 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、又は内蔵し得る容器・配管・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。）

上記設備は、設置許可基準規則の第8条（火災による損傷の防止）に関し、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計するものとしており、当該地震力により破損することはない。

なお、添付書類10においては、設計基準事故の一つとして想定した「1次冷却材漏えい事故」において、1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管の破損を想定し、炉心冷却能力の観点で、当該配管の破損に伴う原子炉容器のナトリウム液位の低下により原子炉が自動停止、崩壊熱除去運転に移行し、十分な冷却が可能であることを確認している。また、放射性物質の閉じ込めの観点で、原子炉停止後に格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態におけるナトリウムの燃焼を想定し、格納容器の健全性が確保されること及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（実効線量：5mSv以下）を確認している。

以下に、耐震重要度分類の分類に当たって、「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」が破損した場合の影響を示す。

（1）炉心冷却能力

1次ナトリウム純化系は、オーバフロータンクから1次冷却材を汲み出し、コールドトラップ等を経由して、当該冷却材をオーバフロータンクに還流する回路を構成する。1次ナトリウム純化系は、原子炉冷却材バウンダリに接続されていないため、当該系統が破損し、1次冷却材が漏えいした場合であっても、原子炉容器のナトリウム液位が低下することはない、炉心流量が減少することもない。

1次オーバフロー系は、オーバフロータンクから1次冷却材を原子炉容器に汲み上げ、原子炉容器から所定の液位（以下「運転時液位」という。）を超える1次冷却材をオーバフロータンクに還流する回路を構成する。原子炉容器からオーバフロータンクへの還流側における原子炉容器内の開口部は、原子炉容器のナトリウム液位を運転時液位に維持する箇所に設置しており、当該範囲の配管等が破損し、1次冷却材が漏えいした場合であっても、原子炉容器のナトリウム液位が低下することはない、炉心流量が減少することもない。また、原子炉容器への汲上げ側における原子炉容器内の開口部は、1次主冷却系による冷却材の循環を確保するために必要な液位よりも上方に設置しており、当該範囲の配管等が破損し、1次冷却材が漏えいした場合には、原子炉容器のナトリウム液位が低下するものの、1次主冷却系による冷却材の循環に必要な液位を下回ることはなく、事象

進展は、添付書類 10 において、設計基準事故の一つとして想定した「1 次冷却材漏えい事故」に包絡される。

1 次ナトリウム充填・ドレン系について、原子炉冷却材バウンダリを構成する弁までが S クラスの施設であり、当該弁は原子炉運転中において「閉」である。S クラス以外の 1 次ナトリウム充填・ドレン系の配管等が破損した場合にあっても、原子炉容器のナトリウム液位が低下することなく、炉心流量が減少することもない。

なお、1 次冷却材の漏えいを確認した場合、運転員は、手動スクラムにより、原子炉を停止するものとする。

以上より、「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」の破損を想定し、1 次冷却材が漏えいしたとしても、炉心冷却能力は確保される。

(2) 放射性物質の閉じ込め

原子炉運転中、格納容器（床下）は窒素雰囲気中に維持するため、「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」が破損し、1 次冷却材が漏えいした場合にあっても、ナトリウムの燃焼は防止される。また、原子炉停止後に格納容器（床下）を空気雰囲気に置換し、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいすることを想定した場合にあっても、実効線量は約 2.2mSv (5mSv 以下) であり、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、当該評価における主要な条件を以下に示す。

(i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高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ているものとする。

(ii) 原子炉停止後 14*1 日間の冷却を考慮するものとする。

*1: 原子炉停止後に格納容器（床下）を空気置換する際には、1 次冷却材を 1 次冷却材ダンプタンクへドレンするものとしている。当該ドレンに当たっては、崩壊熱が減衰（200kW 以下）している必要があるため、原子炉停止後に格納容器（床下）を空気置換するまでには、14 日以上減衰期間を要する。

(iii) 1 次冷却材中の希ガスの 100%、よう素の 20%*2 が格納容器内に放出されるものとする。

*2: 格納容器内へのよう素の放出割合は、1 次オーバフロー系、1 次純化系及び 1 次ナトリウム充填・ドレン系（S クラスに属するものを除く。）の配管等が破損し、約 15t のナトリウムが燃焼すること（ナトリウムの燃焼は、格納容器内の酸素がナトリウムとの反応により消費され、酸素濃度の低下により収束するまで継続すると仮定し、格納容器内の酸素量より設定）、並びに、1 次純化系のコールドトラップに付着したよう素（付着割合 10%：コールドトラップのメッシュ表面積等を踏まえ設定）を考慮し、設定した。

(iv) 核分裂生成物の放出経路は、非常用換気設備、主排気筒を経由せず、全て格納容器から直接大気中に放出されるものとする。

以上より、「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」の破損

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こと、また、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クラスの施設に該当する。

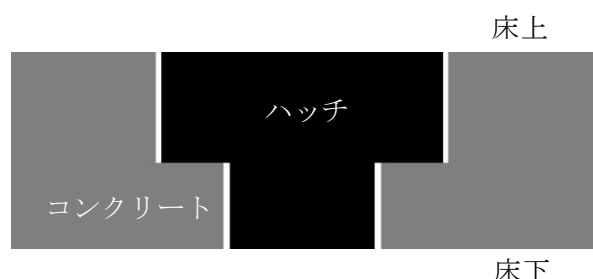
地震時における格納容器（床下）窒素雰囲気維持

原子炉運転時にあっては、格納容器（床上）を空気雰囲気（酸素濃度 19%以上／約 0.1kPa[gage]）に、格納容器（床下）を窒素雰囲気（酸素濃度 4%以下／約 0.1kPa[gage]）に維持する。基準地震動に相応する地震時における格納容器（床下）窒素雰囲気の維持状況を以下に示す。

- 地震の発生により、「地震（水平加速度：150gal）」が作動し、原子炉は自動停止する。なお、格納容器（床下）に設置される、1次冷却材又は2次冷却材を内包するもののうち、Bクラスの施設にあっても、設置許可基準規則の第8条（火災による損傷の防止）に関し、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計するものとしており、当該地震力によりナトリウムが漏えいすることはない。
- 仮に、格納容器（床下）に冷却材が漏えいしたとした場合、冷却材の漏えいにより、格納容器（床下）の圧力及び温度が上昇する。原子炉保護系（アイソレーション）の設定点（圧力高：29kPa[gage]、温度高：60℃）に到達した場合、工学的安全施設が自動的に作動し、格納容器は隔離される（格納容器バウンダリを構成する隔離弁が自動的に閉止）。隔離弁「閉」により、格納容器（床上）は空気雰囲気に、格納容器（床下）は窒素雰囲気に維持される。格納容器及び格納容器バウンダリを構成する隔離弁は、Sクラスに属するため、基準地震動に相応する地震時にあっても、当該機能は健全に作動する。なお、原子炉保護系（アイソレーション）の設定点に到達しない場合でも工学的安全施設は運転員の手動操作によっても作動できるものとしている。
- 格納容器内の圧力は、当該雰囲気の温度に依存して増減する。格納容器（床下）にあつては、冷却材の漏えいにより、温度がわずかに上昇するため、当該雰囲気の圧力がわずかに増加する。一方、冷却材漏えいは、格納容器（床上）の雰囲気に影響を及ぼさないため、当該圧力に変化が生じることはない。格納容器（床下）圧力は、格納容器（床上）圧力を上回るため、格納容器（床下）に空気が混入することなく、窒素雰囲気は維持される。

- 格納容器（床下）に漏えいしたナトリウムは、原子炉の停止及び構造物や雰囲気への熱移行に伴う温度低下により、凝固（固化）する。雰囲気温度の低下により、格納容器（床下）の圧力はわずかに減少する。格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリは、下図の構造を有する。格納容器（床下）圧力が、格納容器（床上）圧力を上回る場合には、格納容器（床下）に空気が混入することなく、窒素雰囲気は維持される。

格納容器（床下）圧力が、格納容器（床上）圧力を下回る場合には、圧力差によりハッチの密閉性が向上するため、格納容器（床下）に多量の空気が短時間で混入することなく、窒素雰囲気は維持される。



「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

「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、以下の設備が該当する。

- ・ 2次ナトリウム純化系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・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。）
- ・ 2次補助冷却系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・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。）
- ・ 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、又は内蔵し得る容器・配管・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。）

上記設備は、設置許可基準規則の第8条（火災による損傷の防止）に関し、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計するものとしており、当該地震力により破損することはない。

なお、添付書類10においては、設計基準事故の一つとして想定した「2次冷却材漏えい事故」において、2次主冷却系の配管の破損を想定し、炉心冷却能力の観点で、当該配管の破損に伴う除熱能力の低下により、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、原子炉が自動停止、崩壊熱除去運転に移行し、十分な冷却能力が可能であることを確認している。

以下に、耐震重要度の分類に当たって、「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」が破損した場合の影響を示す。

（1）炉心冷却能力

2次ナトリウム純化系は、ダンプタンクから2次冷却材を汲み出し、コールドトラップ等を経由して、当該冷却材を2次主冷却系に供給する回路を構成する。2次ナトリウム純化系のうち、2次主冷却系の配管の接続部から第2元弁までは、冷却材バウンダリの一部に該当し、Sクラス施設に属する。2次ナトリウム純化系の配管等（Sクラスに属するものを除く。）に破損が生じた場合にあっても、冷却材バウンダリを構成する弁の健全性が確保されるため、除熱能力が低下することはない。

補助冷却設備は、主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するために使用する。設計基準事故では、Sクラス施設に属する1次主冷却系及び2次主冷却系により、除熱機能を確保しており、これらの設備と独立している2次補助冷却系において、配管等の破損が生じた場合にあっても、主冷却系による除熱能力に影響を与えない。なお、2次主冷却系と2次補助冷却系は一部で連通しているが、接続する弁は、冷却材バウンダリの一部に該当し、Sクラスに属する。配管等の破損が生じた場合にあっても、当該弁の健全性が確保されるため、主冷却系による除熱能力に影響を与えない。

2次ナトリウム充填・ドレン系のうち、2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管の接続部から第1止弁までは、冷却材バウンダリの一部であり、Sクラスの施設に該当する。また、当該弁は原子炉運転中において「閉」である。2次ナトリウム充填・ドレン系の配管等（Sクラスに属するものを除く。）の破損が生じた場合にあっても、主冷却系による除熱能力に影響を与えない。

なお、2次冷却材の漏えいを確認した場合、運転員は、手動スクラムにより原子炉を停止するものとしており、当該事象にあつては、原子炉を停止し、崩壊熱除去運転に移行する措置を講じる。

以上より、「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」が破損し、2次冷却材が漏えいしたとしても、炉心冷却能力は確保される。

(2) 放射性物質の閉じ込め

「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」は、放射性物質を有しないため、当該施設が破損した場合にあつても、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない（実効線量：5mSv以下）。

以上より、「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」は、破損を想定しても、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こと、また、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クラスの施設に該当する。

「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

「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、以下の設備が該当する。

- ・ 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。）*1
- ・ 回転プラグ（ただし、計装等の小口径のものを除く。）

*1： アルゴンガス系は、既許可において、Bクラスの施設に該当。

上記設備は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材に該当し、基準地震動による地震力により破損しないものとする。

なお、「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」は、格納容器内に設置されており、破損した場合には、1次アルゴンガスの漏えいが生じ、添付書類 10 において、設計基準事故の一つとして想定した「1次アルゴンガス漏えい事故」に至る。

「1次アルゴンガス漏えい事故」では、1次アルゴンガス系の破損を想定し、格納容器内への核分裂生成物の放出を想定しても、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（実効線量：5mSv 以下）を確認している。

また、「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」の機能喪失を想定しても、敷地境界外における実効線量は 5mSv 以下である（別紙 2 参照）。

以上より、「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」は、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クラスの施設に該当する。

弾性設計用地震動の設定の考え方

弾性設計用地震動は、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が 0.5 程度であるという知見⁽¹⁾を踏まえ、また、弾性設計用地震動を原子炉建物設計時より保守的な設定とするため、応答スペクトルに基づく基準地震動 S_s-D に係数 0.5 を乗じた弾性設計用地震動 S_d-D が、設計時に用いた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定)」に基づく基準地震動 S_1 の応答スペクトルを下回らない(第 1 図参照)ものとして、工学的判断により添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する。

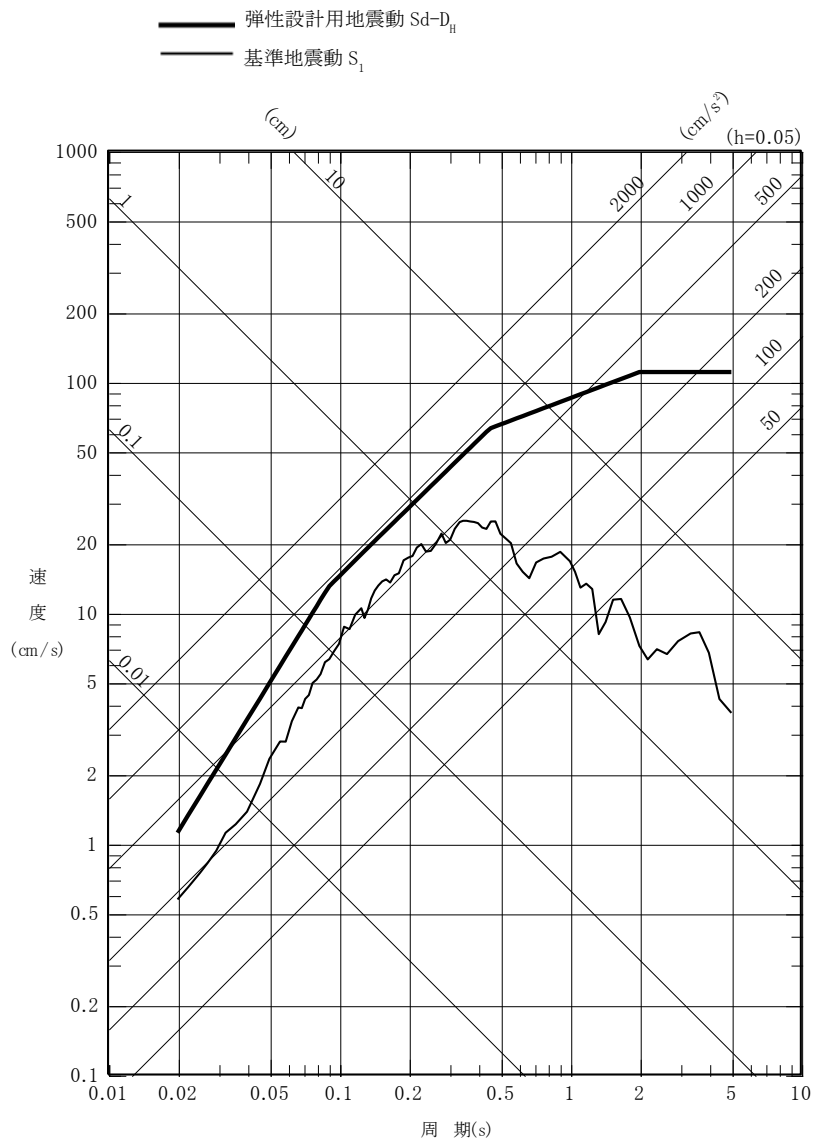
当該係数は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記 2 の要求を満足する。

- (1) 社団法人日本電気協会電気技術基準調査委員会原子力発電耐震設計特別調査委員会建築部会；
「静的地震力の見直し(建築編)に関する調査報告書(概要)」、(1994 年)。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記 2 より抜粋

一 弾性設計用地震動による地震力

- 弾性設計用地震動は、基準地震動(第 4 条第 3 項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいう。以下同じ。)との応答スペクトルの比率の値が、目安として 0.5 を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。
(以下、省略)



第 1 図 弾性設計用地震動 S_d-D と基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較(水平方向)

Sクラス施設への波及的影響を考慮すべき施設の検討

1. 概要

耐震重要施設（以下「Sクラス施設」という。）が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないことを確認する。

波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されている耐震重要度分類Bクラス、Cクラス等の建物、設備・機器及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討した結果、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記2」（以下「別記2」という。）に記載の以下の4つの観点から検討しておくことで、波及的影響を考慮すべき施設を網羅できると判断したものである。

- (1) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (2) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (3) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (4) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

2. 波及的影響の設計対象施設の耐震設計方針

2.1 耐震評価部位

不等沈下、相対変位、損傷、転倒及び落下等を防止するよう、主要構造部材、支持部及び固定部等を耐震評価部位に選定する。また、不等沈下又は転倒を想定する場合には、Sクラス施設の機能が影響しないように耐震評価部位を選定する。

2.2 地震応答解析

地震応答解析は、時刻歴応答解析法、スペクトルモーダル解析法、FEM等を用いた応力解析法等により原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）に基づき実施することを基本とする。

2.3 設計用地震動又は地震力

Sクラス施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

2.4 荷重の種類及び荷重の組合せ

波及的影響を及ぼすおそれのあるSクラス施設と同じ運転状態において、下位のクラスの施設に発生する荷重を組み合わせる。また、不等沈下又は転倒を想定し、Sクラス施設の機能に影響がないように設計する場合には、転倒等に伴い発生する荷重を組み合わせる。なお、荷重の設定においては、想定する原子炉の運転状態から定まる範囲を考慮する。

2.5 許容限界

(1) 建物・構築物

建物・構築物について、施設の構造を保つことで、下位のクラスの施設の相対変位による波及的影響を防止する場合は、終局耐力を許容限界として設定する。

(2) 機器・配管系

機器・配管系について、施設の構造を保つことで、下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等を防止する場合は、許容限界として評価部位に塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さいレベルに留まって延性破断の限界に十分な余裕を有していることに相当する値を許容限界として設定する。

3. 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設

3.1 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響

設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響の評価に係る基本的な考え方を以下に示す。

- ・ Sクラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う下位のクラスの施設と Sクラス施設の相対変位又は不等沈下により、Sクラス施設の安全機能を損なわないように設計する。
- ・ 下位のクラスの施設と Sクラス施設との相対変位又は不等沈下を想定しても、下位のクラスの施設が Sクラス施設に衝突しない程度に十分な距離をとって配置する設計とする。

設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響の観点から、波及的影響の設計対象として選定した下位クラス施設と選定理由は、以下のとおりである。

(1) 主冷却機建物

※ 主冷却機建物は、2次主冷却系等の Sクラス施設を有する。隣接する原子炉建物及び原子炉附属建物は、1次主冷却系及び2次主冷却系の一部等の Sクラス施設を有する。主冷却機建物、原子炉建物及び原子炉附属建物とも Sクラス施設の間接支持構造物に該当する。ただし、「主冷却機建物」と「原子炉建物及び原子炉附属建物」は、隣接する独立した建物であるため、設置地盤の相違に起因する相対変位又は不等沈下を考慮するものとし、主冷却機建物を波及的影響に係る評価の対象とする。

3.2 Sクラス施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響

Sクラス施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響の評価に係る基本的な考え方を以下に示す。

- ・ Sクラス施設的设计に用いる地震動又は地震力に伴う Sクラス施設に接続する下位のクラスの施設の損傷により、Sクラス施設の安全機能を損なわないように設計する。
- ・ Sクラス施設と下位のクラスの施設との接続部には、原則、Sクラスの隔離弁を設置することにより分離し、事故時等に隔離されるように設計する。
- ・ 隔離されない接続部以降の下位のクラスの施設については、下位のクラスの施設が Sクラス施設的设计に用いる地震動又は地震力に対して、内部流体の内包機能、構造強度等を確保するように設計する。

Sクラス施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響の観点から、波及的影響の設計対象として選定した下位クラス施設は、以下のとおりである。また、Sクラス施設への波及的影響を考慮した設計を行う下位クラス施設とその選定理由を第 3.1 表に示す。

- (1) 1次オーバーフロー系の一部
- (2) 1次ナトリウム純化系の一部
- (3) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部
- (4) 1次アルゴンガス系の一部
- (5) 窒素ガス予熱系の一部
- (6) 2次ナトリウム純化系の一部
- (7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部
- (8) 2次アルゴンガス系の一部
- (9) 核燃料物質取扱設備の一部
- (10) 格納容器雰囲気調整系の一部
- (11) 安全容器の呼吸系の一部
- (12) アルゴンガス供給設備の一部
- (13) 窒素ガス供給系の一部
- (14) カバーガス法燃料破損検出設備の一部

3.3 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等によるSクラス施設への影響

建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等によるSクラス施設への影響の評価に係る基本的な考え方を以下に示す。

- ・Sクラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う建物内の下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等により、Sクラス施設の安全機能を損なわないように設計する。
- ・下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等を想定してもSクラス施設に衝突しない程度に十分な距離をとって配置する設計とする。
- ・下位のクラスの施設をSクラス施設への波及的影響を及ぼす可能性がある位置に設置する場合には、下位のクラスの施設がSクラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、下位のクラスの施設が損傷、転倒及び落下等に至らないように構造強度設計する。

建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等によるSクラス施設への影響の観点から、波及的影響の設計対象として選定した下位クラス施設は、以下のとおりである。また、Sクラス施設への波及的影響を考慮した設計を行う下位クラス施設とその選定理由を第3.1表に示す。

- (1) 原子炉格納容器旋回式天井クレーン
- (2) 燃料出入機
- (3) 回転プラグ
- (4) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン
- (5) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機
- (6) 燃料交換機
- (7) 主送風機
- (8) 燃料取扱用キャスクカー（キャスクを除く）
- (9) ナトリウム漏えい対策用受樋
- (10) 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機
- (11) 原子炉附属建物空調換気設備 燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクトの一部
- (12) 1次冷却材純化系コールドトラップ冷却室素ガス冷却器

3.4 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等によるSクラス施設への影響

建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等によるSクラス施設への影響の評価に係る基本的な考え方を以下に示す。

- ・Sクラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建物外の下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等により、Sクラス施設の安全機能を損なわないように設計する。
- ・下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等を想定してもSクラス施設に衝突しない程度に十分な距離をとって配置する設計とする。
- ・下位のクラスの施設をSクラス施設への波及的影響を及ぼす可能性がある位置に設置する場合には、下位のクラスの施設がSクラス施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、下位のクラスの施設が損傷、転倒及び落下等に至らないように構造強度設計する。

建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等によるSクラス施設への影響の観点から、波及的影響の設計対象として選定した下位クラス施設は、以下のとおりである。また、Sクラス施設への波及的影響を考慮した設計を行う下位クラス施設とその選定理由を第3.1表に示す。

(1) 主排気筒

第 3.1 表 S クラス施設への波及的影響を考慮すべき下位クラス施設

S クラス施設	主要施設(*1)	補助施設(*2)	波及的影響を考慮すべき施設	
			下位クラス施設	選定理由
(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）		①-1 格納容器内旋回式天井クレーン ①-2 燃料出入機 ①-3 回転プラグ ①～②-1 1次オーバーフロー系の一部 ①～②-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ①～②-3 1次アルゴンガス系の一部 ①～②-4 窒素ガス予熱系の一部 ①～②-5 カバーガス法燃料破損検出設備の一部	① Cクラス施設である原子炉格納容器内旋回式天井クレーン、Bクラスである燃料出入機、回転プラグは、Sクラス施設である原子炉容器の上方に設置されていることから、落下により原子炉容器に波及的影響を及ぼすおそれがある。 ①～② Bクラス施設又はCクラス施設である評価対象施設は、Sクラス施設である1次主冷却系等に接続されており、損傷により原子炉停止後の原子炉冷却材バウンダリの閉じ込め機能に波及的影響を及ぼすおそれがある。
(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 炉内燃料貯蔵ラック（炉心バレル構造体のうち、バレル構造体）		①-1 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン ①-2 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 ②-1 格納容器内旋回式天井クレーン ②-2 燃料出入機 ②-3 回転プラグ	① Bクラス施設である原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン、燃料移送機は、Sクラス施設である原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備（貯蔵ラック、水冷却池）の上方に設置されており、落下により原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備に波及的影響を及ぼすおそれがある。 ② Cクラス施設である原子炉格納容器内旋回式天井クレーン、Bクラスである燃料出入機、回転プラグは、Sクラス施設である原子炉容器の上方に設置されていることから、落下により原子炉容器内に設置されている炉内燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼすおそれがある。
(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	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 電気計装設備（原子炉保護系（スクラム）に関するもの） ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ④ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体（A） 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	①～④-1 格納容器内旋回式天井クレーン ①～④-2 燃料出入機 ①～④-3 回転プラグ	①～④ Cクラス施設である原子炉格納容器内旋回式天井クレーン、Bクラスである燃料出入機、回転プラグは、Sクラス施設である制御棒、制御棒駆動系の上方に設置されていることから、落下により制御棒、制御棒駆動系に波及的影響を及ぼすおそれがある。
(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	① 原子炉容器 1) 本体 ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 ④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）		①～④-1 1次オーバーフロー系の一部 ①～④-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ①～④-3 1次アルゴンガス系の一部 ①～④-4 窒素ガス予熱系の一部 ①～④-5 カバーガス法燃料破損検出設備の一部	①～④ Bクラス施設又はCクラス施設である評価対象施設は、Sクラス施設である1次主冷却系等に接続されており、損傷により原子炉停止後の崩壊熱除去機能に波及的影響を及ぼすおそれがある。

Sクラス施設	主要施設(*1)	補助施設(*2)	波及的影響を考慮すべき施設	
			下位クラス施設	選定理由
	径のものを除く。 2) 1次主循環ポンプモーター 3) 逆止弁 ⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） 2) 主冷却機（主送風機を除く。）		⑤-1 2次ナトリウム純化系の一部 ⑤-2 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ⑤-3 2次アルゴンガス系の一部 ⑤-4 主送風機 ⑤-5 ナトリウム漏えい対策用受樋	⑤-1～3 Bクラス施設又はCクラス施設である評価対象施設は、Sクラス施設である2次主冷却系等に接続されており、損傷により原子炉停止後の崩壊熱除去機能に波及的影響を及ぼすおそれがある。 ⑤-4 Cクラス施設である主送風機には、Sクラス施設であるインレット・ベーンが設置されており、インレット・ベーンはSs地震後の動的機能維持を要求されている。 ⑤-5 Cクラス施設相当であるナトリウム漏えい対策用の受樋は、Sクラス施設である2次主冷却系配管等の周辺に設置されており、転倒、落下により原子炉停止後の崩壊熱除去機能に波及的影響を及ぼすおそれがある。
(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	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管（外側）又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ⑤ 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 電気計装設備（ナトリウム漏えい検出器に関するもの）		
(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	① 原子炉格納容器 ② 原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	① 電気計装設備（原子炉保護系（アイソレーション）に関するもの）	①-1 燃料交換機 ①-2 主排気筒 ②-1 1次ナトリウム純化系の一部 ②-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ②-3 1次アルゴンガス系の一部 ②-4 窒素ガス予熱系の一部 ②-5 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ②-6 核燃料物質取扱設備の一部 ②-7 格納容器雰囲気調整系の一部 ②-8 安全容器の呼吸系の一部 ②-9 アルゴンガス供給設備の一部 ②-10 窒素ガス供給設備の一部 ②-11 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機	① Bクラス施設である主排気筒は、Sクラス施設である原子炉格納容器の近傍に設置されており、転倒により原子炉格納容器に波及的影響を及ぼすおそれがある。また、Bクラス施設である燃料交換機は、Sクラス施設である原子炉格納容器の内部に設置されており、転倒により原子炉格納容器に波及的影響を及ぼすおそれがある。 ②-1～10 Bクラス施設又はCクラス施設である評価対象施設は、Sクラス施設である原子炉格納容器バウンダリに接続されており、損傷により原子炉格納容器バウンダリの閉じ込め機能に波及的影響を及ぼすおそれがある。 ②-11 Cクラス施設である格納容器内雰囲気調整系再循環空調機は、Sクラス施設である原子炉格納容器の弁の近傍に設置されており、転倒により波及的影響を及ぼすおそれがある。
(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	① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、コフィン 2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング		①-1 燃料出入機	①-1 Bクラスである燃料出入機は、Sクラス施設であるコフィンを搭載していることから、転倒、落下によりコフィンに波及的影響を及ぼすおそれがある。

Sクラス施設	主要施設(*1)	補助施設(*2)	波及的影響を考慮すべき施設	
			下位クラス施設	選定理由
制するための施設 で、上記 (vi) 以外の施設	3) 燃料取扱用キャスクカーのうち、キャスク 4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽 5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機		①-3) 燃料取扱用キャスクカー (キャスクを除く。)	①-3) Bクラス施設である燃料取扱用キャスクカー (キャスクを除く。) は、Sクラス施設であるキャスクを搭載していることから、転倒によりキャスクに波及的影響を及ぼすおそれがある。
(viii) その他	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系 (上記 (i) ~ (viii) に関連するもの) ③ 交流無停電電源系 (上記 (i) ~ (viii) に関連するもの) ④ 直流無停電電源系 (上記 (i) ~ (viii) に関連するもの) ⑤ 補機冷却設備 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの) ⑥ 空調換気設備 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの)		③~④-1) 原子炉附属建物空調換気設備 燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクトの一部 ⑤-1) 1次冷却材純化系コールドトラップ冷却室素ガス冷却器	③~④-1) Cクラス施設である当該給気ダクトは、Sクラス施設である交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池の上方、近傍に設置されており、落下、転倒により波及的影響を及ぼすおそれがある。 ⑤~1) Cクラス施設である1次冷却材純化系コールドトラップ冷却室素ガス冷却器は、Sクラス施設である補機系冷却水配管の近傍に設置されており、転倒により波及的影響を及ぼすおそれがある。

(*1) 主要施設とは、当該機能に直接的に関連する施設をいう。

(*2) 補助施設とは、当該機能に間接的に関連し、主要施設の補助的役割を持つ施設をいう。

「常陽」耐震設計における基準・規格の適用性

1. 概要

耐震設計は、日本産業規格（JIS）、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）、発電用原子力設備規格（設計・建設規格）等の基準・規格に準拠する。既設の設計及び工事の方法の認可申請（以下「既設工認」という。）において準拠した基準及び規格の変遷を踏まえた、当該基準・規格の適用性を以下に示す。

2. 準拠する基準及び規格

準拠する基準及び規格を以下に示す。なお、JEAG4601に記載されているAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設とした上で、基準地震動S2、S1をそれぞれ基準地震動Ss、弾性設計用地震動Sdと読み替える。また、Aクラスの施設をSクラスと読み替える際には、基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdを適用する。JEAG4601に記載されている「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に関する内容については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 JSME S NC1-2005((社)日本機械学会)」に従う。

- (1) 試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準 (文部科学省科学技術・学術政策局)
- (2) 研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 別紙1 ナトリウム冷却型高速炉に関する構造等の技術基準の付録1 高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針及び付録2 高速原型炉高温構造設計指針 材料強度基準等(原子力規制委員会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会)
- (4) 日本産業規格 (JIS)
- (5) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 ((社)日本電気協会)
- (6) 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601 ((社)日本電気協会)
- (7) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社)日本建築学会)
- (8) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社)日本建築学会)
- (9) 鋼構造設計規準 ((社)日本建築学会)
- (10) 建築基礎構造設計指針((社)日本建築学会)
- (11) 各種合成構造設計指針・同解説 ((社)日本建築学会)
- (12) 煙突構造設計指針 ((社)日本建築学会)
- (13) 鋼構造座屈設計指針 ((社)日本建築学会)
- (14) 鋼構造接合部設計指針 ((社)日本建築学会)
- (15) 鋼構造塑性設計指針 ((社)日本建築学会)

3. 準拠する基準及び規格の適用性

3.1 材料規格

本申請において、機器等に使用する材料は、「発電用原子力設備規格（（社）日本機械学会）」及び「ナトリウム冷却型高速炉に関する構造等の技術基準の付録 2 高速原型炉高温構造設計指針材料強度基準等」の規格に適合するもの又は同等以上の化学的成分及び機械的強度を有するものとする。

高速実験炉原子炉施設は、昭和 45 年 2 月 12 日に設置許可（45 原第 663 号）を得た。当時の JIS 規格材には、設備の設計条件に対して十分な安全性を確保するために必要な強度を有し、かつ、溶接性に優れた材料に不足があったことから、既設工認では、一部に ASME Code Section II 規格材を使用している。ただし、当該材料は、すでに JIS 規格材として制定されている。（JIS 規格材と ASME 相当材の対照表：平成 2 年に通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課監修、（社）火力原子力発電技術協会発行の「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 質疑応答集」の p227～p237 参照）。

3.2 構造設計規格

本申請において、機器・配管等の構造設計には、「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」を適用する。なお、第 1 種容器及び第 1 種管は、「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」の適用外であり、これらについては「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格 JSME S NC1-2005」のクラス 1 容器及びクラス 1 配管の規格に従う。ただし、使用中の金属温度が「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格 JSME S NC1-2005」の付録材料図表 Part5 の適用温度範囲を超える場合は、「ナトリウム冷却型高速炉に関する構造等の技術基準の付録 1 高速原型炉第 1 種機器の高温構造設計指針及び付録 2 高速原型炉高温構造設計指針 材料強度基準等」を適用する。

既設工認では、当該構造設計に「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」及び「「常陽」ナトリウム機器の構造設計指針」を用いている。「「常陽」ナトリウム機器の構造設計指針」は、軽水炉に比べて低圧である一方で、高温環境下で使用されること、材料の機械的特性にナトリウムが影響を及ぼすこと等を踏まえ、当時のデータ等に基づき、高速実験炉原子炉施設の構造設計用に作成されたものである。「高速原型炉第 1 種機器の高温構造設計指針」は、その後の研究開発成果から導かれた知見等を反映し、国内法規に基づく構造設計基準の適用範囲を超える高温環境下における構造設計の指針として作成されたものである。

なお、これらの構造設計規格の適用方法は、過去に実施してきた高速実験炉原子炉施設の設備更新や改造工事における設計及び工事の認可申請と同様である。

「常陽」耐震設計における基本方針の補足

1. 耐震設計の基本的な考え方

- (1) 耐震重要度分類 S クラスに属する建物^{*1}・構築物及び機器・配管系については、基準地震動 S_s や弾性設計用地震動 S_d に基づく入力地震動によって耐震性を確認する。
- (2) 耐震重要度分類 B クラスに属する建物のうち、S クラスの施設を内包するもの^{*1}については、支持機能及び波及的影響の観点から基準地震動 S_s に基づく入力地震動によって耐震性を確認する。
- (3) 耐震重要度分類 S クラスの施設の安全機能へ影響を与える下位のクラスに属する施設は、波及的影響の観点から基準地震動 S_s を用いて評価を行い、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認する。

*1: 耐震重要度分類 S クラスに属する建物には、原子炉建物・原子炉附属建物が該当する。
耐震重要度分類 B クラスに属する建物のうち、S クラスの施設を内包するものには、主冷却機建物が該当する。

2. 水平2方向及び鉛直方向の組合せに関する評価手法

- (1) これまでの耐震設計では、水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた評価を実施してきたが、水平2方向及び鉛直方向の組合せによる耐震設計に係る技術基準が制定されたことを踏まえ、施設の構造特性から水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性のあるものを抽出し、施設が有する耐震性に及ぼす影響を評価する。
- (2) 評価にあたっては、その部位について水平2方向及び鉛直方向の荷重や応力を算出し、施設が有する耐震性への影響を確認する。
- (3) 影響評価は、荷重ごとに応力解析により得られた結果を用いた二乗和平方根（SRSS）、組合せ係数法（1.0 : 0.4 : 0.4）※又は応答の同時性を各時刻歴で考慮できる3方向同時入力する方法により行う。

※：米国 REGULATORY GUIDE 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」

3. 建物・構築物及び機器・配管系に係る耐震設計における具体的な検討方法
- (1) 基準地震動 S_s による入力地震動に基づき、図 3.1 及び図 3.2 に示すスウェイ-ロッキングの地盤ばねを考慮した多質点系モデルを用いた原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物の地震応答解析を実施する。内包する S クラスの施設への支持機能及び波及的影響の観点から建物が終局耐力に対して妥当な安全余裕を有していることを確認する。
 - (2) 原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎版（原子炉格納容器に連続する基礎スラブ）については、基準地震動 S_s によって生じる地震力に対して応力解析を行い、各部位に発生するひずみが終局点以下であることを確認する。
 - (3) 高速実験炉原子炉施設の基準地震動として、応答スペクトル法による地震動 S_s -D（水平方向 1 成分と鉛直方向 1 成分）と断層モデルにより策定された地震動 S_s -1 から S_s -5（水平方向 2 成分（NS、EW）と鉛直方向 1 成分）の 2 種類の手法によって策定された地震動がある。水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価にあたっては、応答スペクトル法による地震動に対しては水平 2 方向それぞれ解析し、二乗和平方根（SRSS）又は組合せ係数法（1.0 : 0.4 : 0.4）により検討し、断層モデルにより策定された地震動に対しては 3 方向同時入力、二乗和平方根（SRSS）又は組合せ係数法（1.0 : 0.4 : 0.4）によって検討する。
 - (4) 機器・配管系の耐震安全性評価は、図 3.3 に示す評価フローに従って実施する。動的解析に用いる地震力は、建物・構築物の地震応答解析結果より得られる機器・配管系の設置位置における設計用床応答スペクトル、又は加速度時刻歴波形に基づき算定する。また、機器・配管系の動的解析は、その形状を考慮して、分布質量系、1 質点系、多質点系モデル等に置換し、スペクトルモーダル解析法、時刻歴応答解析法等により応答を求める。

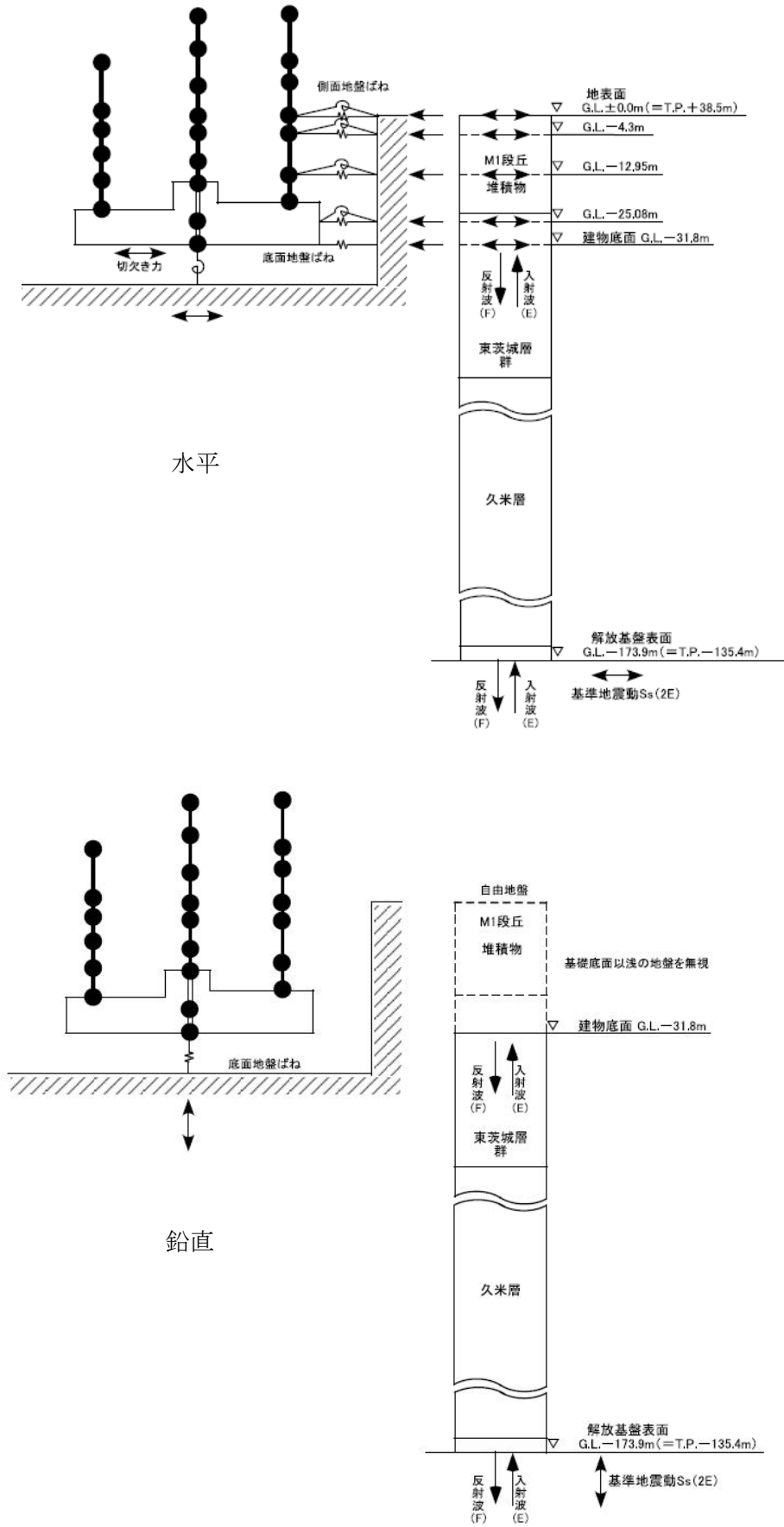


図 3.1 原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析モデルの概要

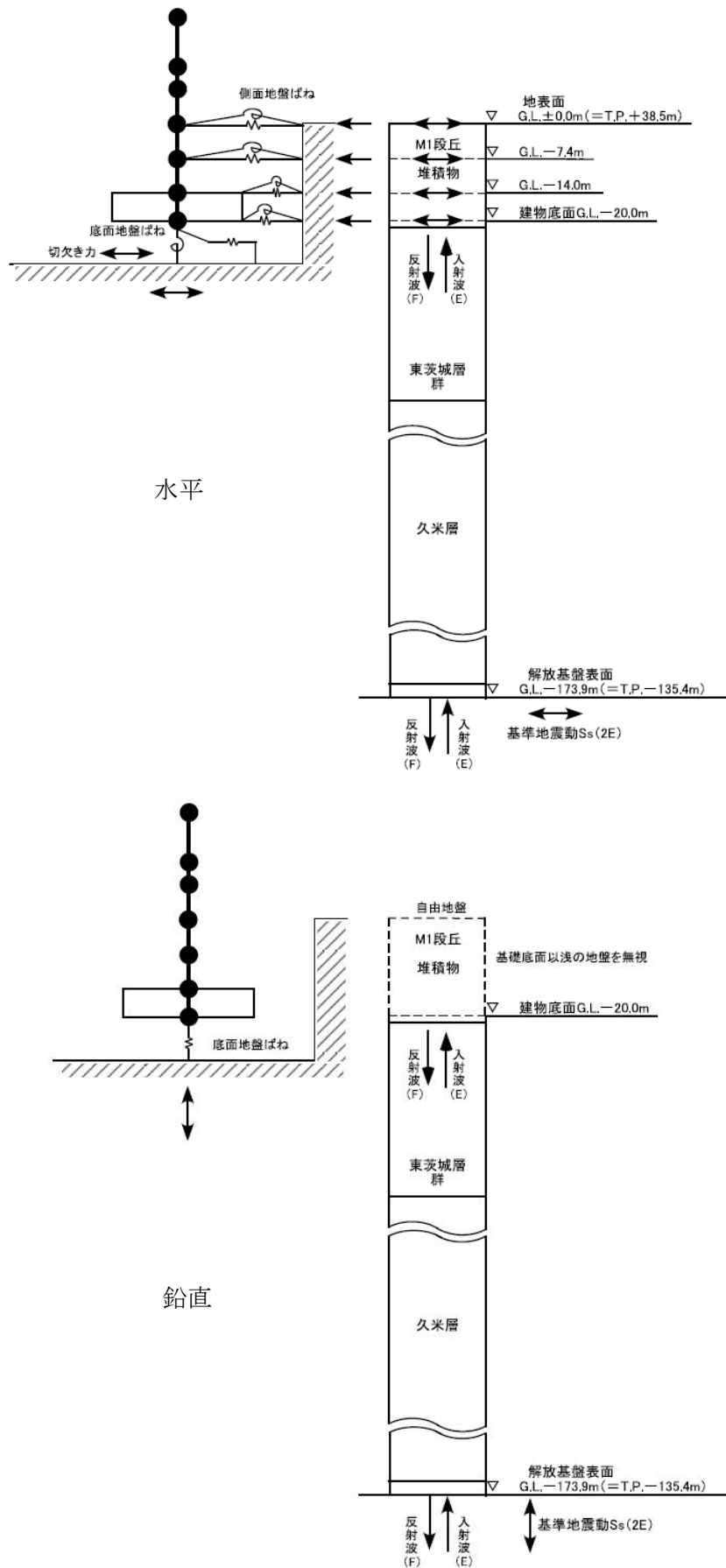


図 3.2 主冷却機建物の地震応答解析モデルの概要

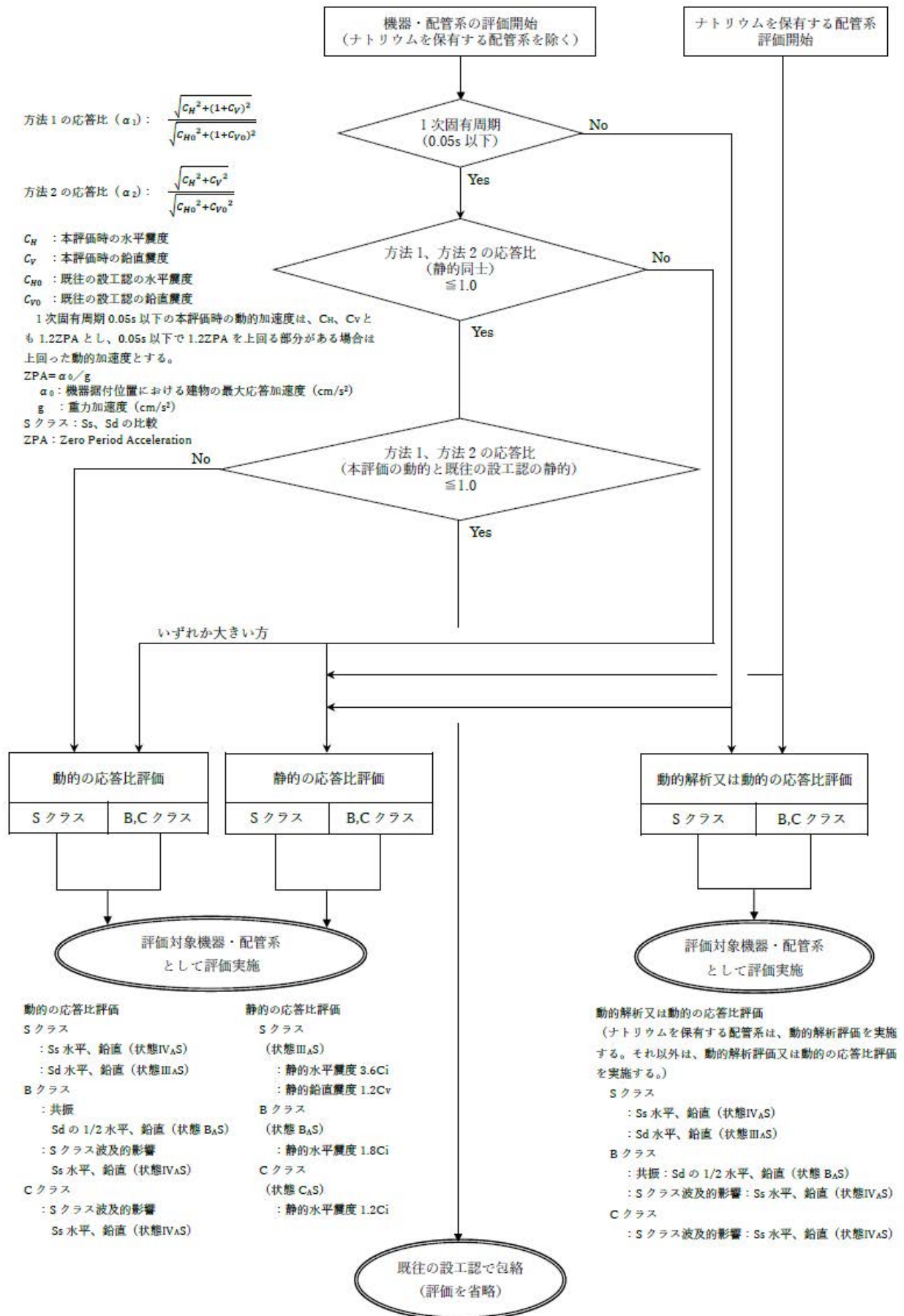


図 3.3 機器・配管系の耐震安全性評価フロー

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* 1

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

* 1：本減衰定数を使用する場合は、以下の適用条件を満たしていることを説明した上で使用する。

- a) 適用対象がアンカからアンカまでの独立した配管系であること。
大口径管から分岐する小口径管は、その口径が大口径管の口径の 1/2 倍以下である場合、その分岐部をアンカ相当とする独立の振動系とみなしてよい。
- b) 配管系全体として、配管系支持具の位置及び方向が局所的に集中していないこと。
- c) 配管系の支持点間の間隔が次の条件を満たすこと。

$$\text{配管系全長} / (\text{配管区分ごとに定められた支持具の支持点数}) \leq 15 \text{ (m/支持点)}$$

ここで、支持点とは、支持具が取付けられている配管節点をいい、複数の支持点が取付けられている場合も1支持点とする。

- d) 配管と支持構造物の間のガタの状態等が施工管理規程に基づき管理されていること。
ここで、施工管理規程とは、支持装置の設計仕様に要求される内容を反映した施工要領等をいう。

【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。

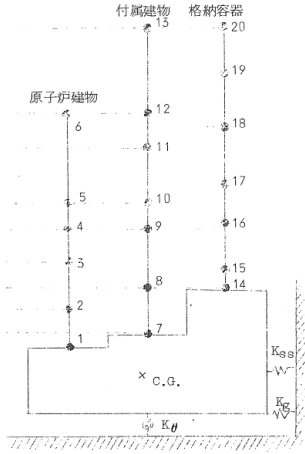
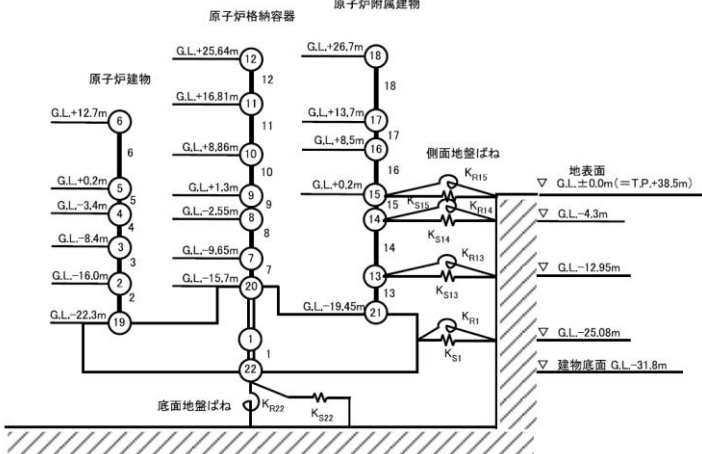
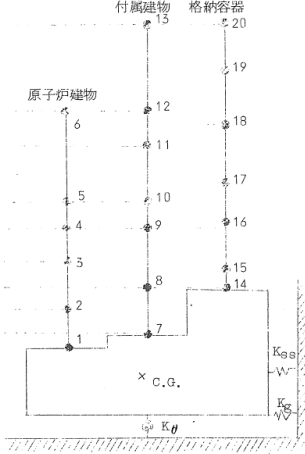
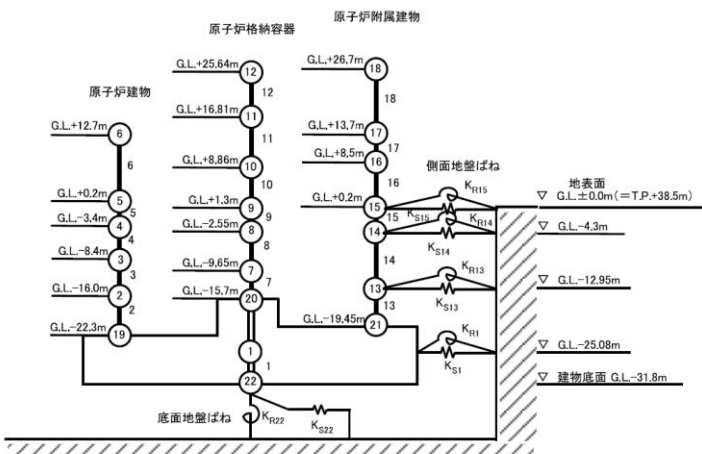
- 表 1 原子炉建物及び原子炉附属建物（原子炉格納容器を含む。）
- 表 2 主冷却機建物
- 表 3 原子炉容器
- 表 4 1次主循環ポンプ
- 表 5 1次冷却系配管
- 表 6 2次主循環ポンプ
- 表 7 2次冷却系配管
- 表 8 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備使用済燃料貯蔵ラック
- 表 9 燃料出入機
- 表 10 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン
- 表 11 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機
- 表 12 原子炉建物旋回式天井クレーン
- 表 13 燃料交換機
- 表 14 燃料取扱用キャスクカー
- 表 15 配管系の地震応答解析への重心位置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

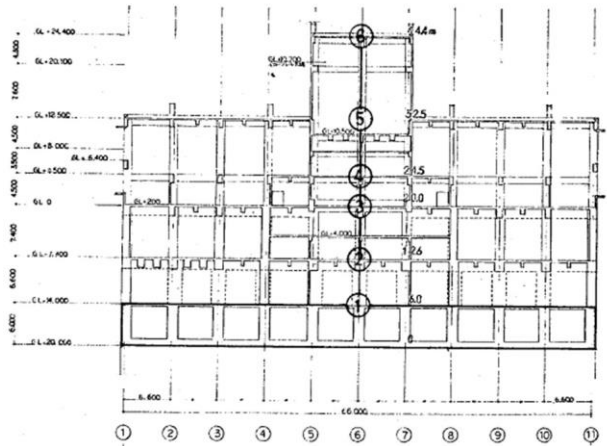
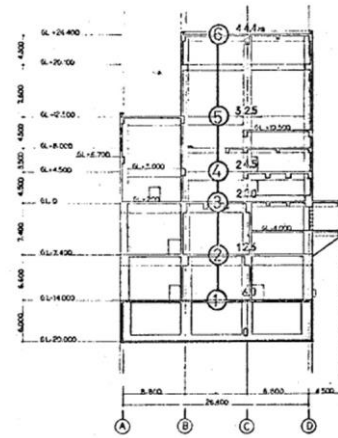
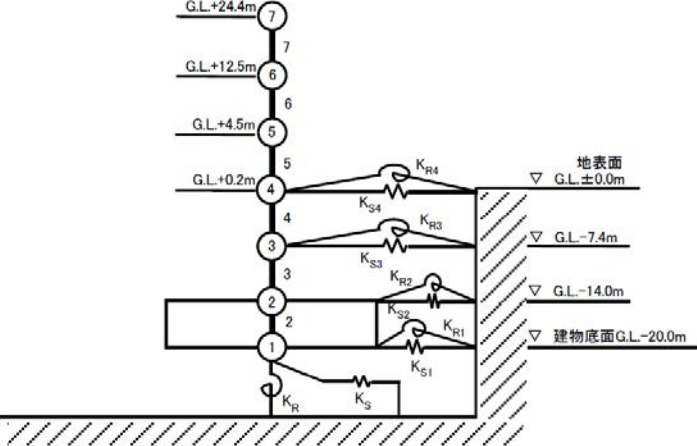
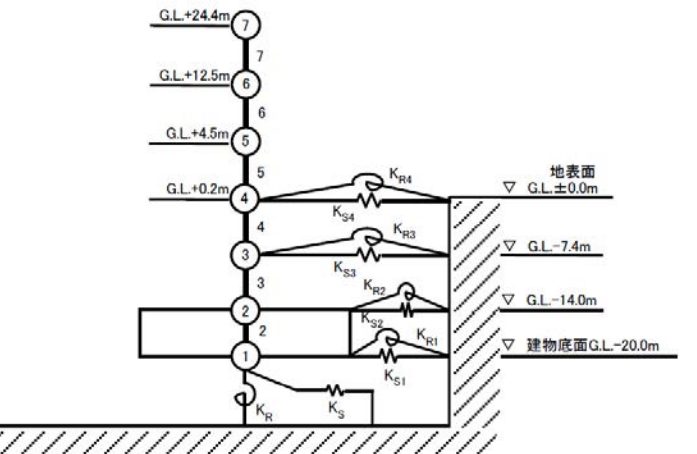
項目	既設工認	今回設工認
<p style="text-align: center;">解析モデル (鉛直)</p>	<p style="text-align: center;">なし</p>	

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 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 (田治見の振動アドミッ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	今回設工認	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： 2.21×10 ⁷ 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>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>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>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>	

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： $1.62 \times 10^4 \text{kg/mm}^2$ (SUS304) ポアソン比 0.3	ヤング率： $1.59 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ (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： $1.59 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ (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%	

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>Diagram of the existing structure showing a vertical column with nodes 1-13 and dimensions. Total height is 10600. Node 10 is a pin support (ピン結合).</p>	<p>Diagram of the proposed structure showing a vertical column with nodes 1-24 and dimensions. Total height is 10600. It includes a horizontal beam structure at the top and bottom with nodes 41-60. Labels include '要素番号' (Element Number) and '節点番号' (Node Number). The top part is labeled '新設部分' (Newly installed part) and the bottom part is labeled '既存部分' (Existing part). The horizontal beam is labeled '析中心ハバレル' (Beam center flange).</p>

4条-別紙9-別添2-11

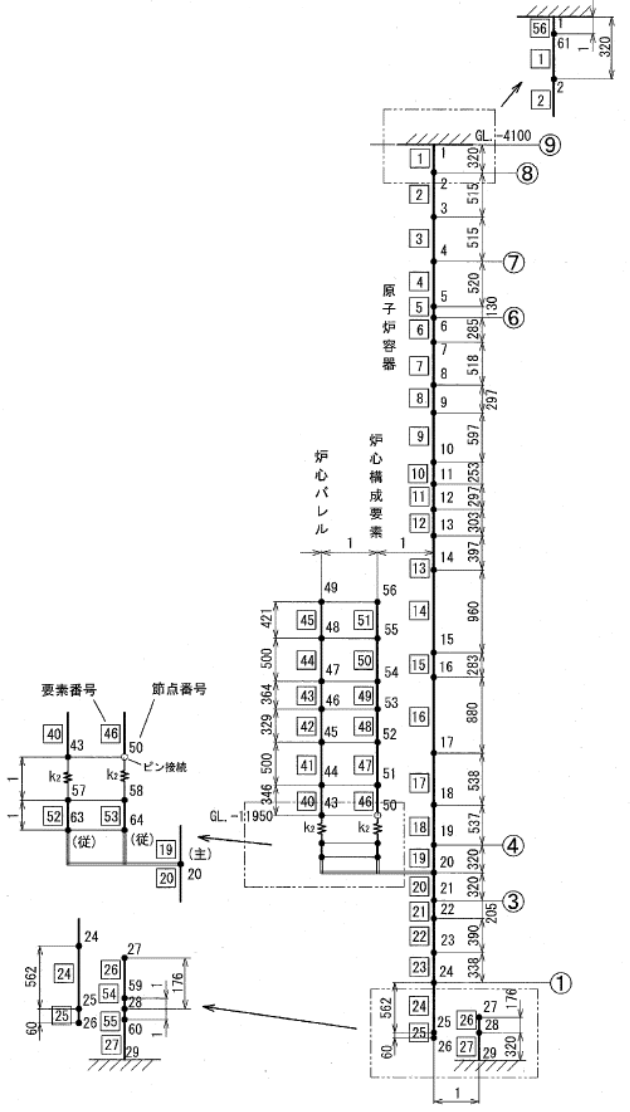
項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	 <p>The diagram illustrates a vertical shaft assembly with various components and dimensions. Key features include:</p> <ul style="list-style-type: none"> Vertical Shaft: A central vertical shaft with 22 numbered components (1-22) and a diameter of 100mm. It is supported by a base (1) and a top cap (2). Dimensions: Total height is 4100mm. Individual component heights are listed: 320, 515, 515, 520, 285, 518, 297, 597, 253, 397, 960, 283, 880, 538, 537, 320, 320, 205, 338, 390, 176, 320. Labels: "原子炉容器" (Nuclear Reactor Vessel), "炉心パレル" (Core Barrel), and "炉心構成要素" (Core Components). Supports: A base support (1) and a top support (2) are shown with dimensions 562, 60, 176, 24, 25, 26, 27, 28, 29, 54, 55, 56, 57, 58, 59, 60. Fasteners: A detailed view of a bolted joint shows components 40, 43, 46, 50, 57, 58, 53, 64, 19, 20, with labels "要素番号" (Element Number) and "節点番号" (Node Number). Other Details: A section labeled "ピン接続" (Pin Connection) shows components 40, 43, 46, 50, 57, 58, 53, 64, 19, 20, with labels "k2" and "GL -1950".

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、アウターケーシングの 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。)</p>	

4条-別紙9-別添2-14

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 0.3～0.302（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 (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。)</p>	

4条-別紙9-別添2-18

項目	既設工認	今回設工認
<p style="text-align: center;">解析モデル (鉛直)</p>	<p style="text-align: center;">なし</p>	<p>座標系 電動機 電動機据付ボルト モータマウント ケーシング蓋取付ボルト 据付ボルト 基礎ボルト ポンプ 熱遮蔽装置系部品 内部順系部品 ポンプ、モータ ケーシング系部品</p> <p>マウント 据付ボルト 主軸系部品</p> <p>熱遮蔽装置系 主軸系 内部順系</p> <p>ポンプ、モータ ケーシング系</p>

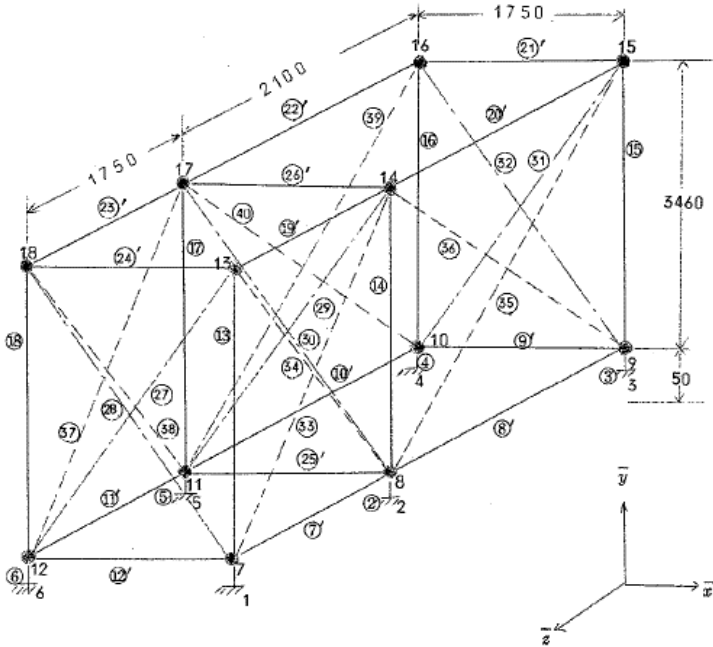
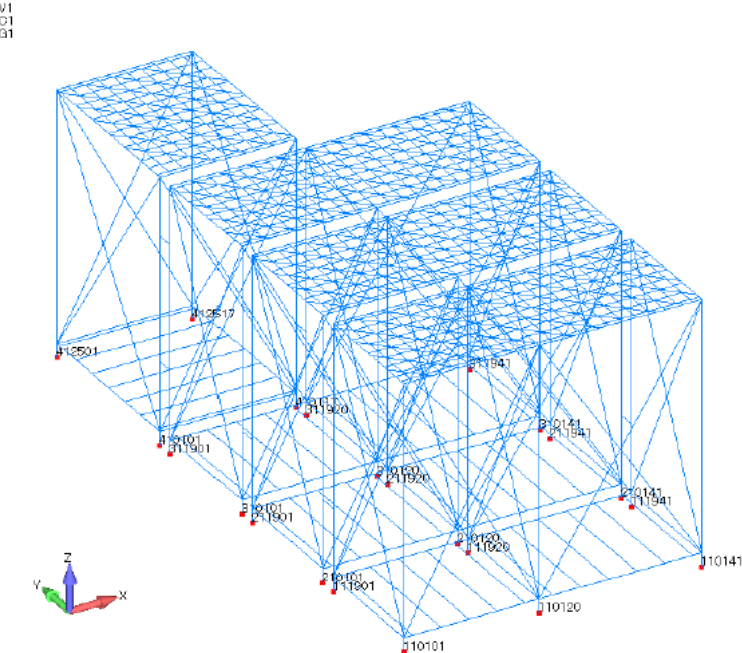
表 7 機器・配管系の設工認からの変更点（2次冷却系配管の地震応答解析）

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%～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 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設備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%	

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設備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 のうちの一つをモデル化</p>	 <p>ラック 1〜ラック 4 のすべてをモデル化</p>

4条-別紙9-別添2-22

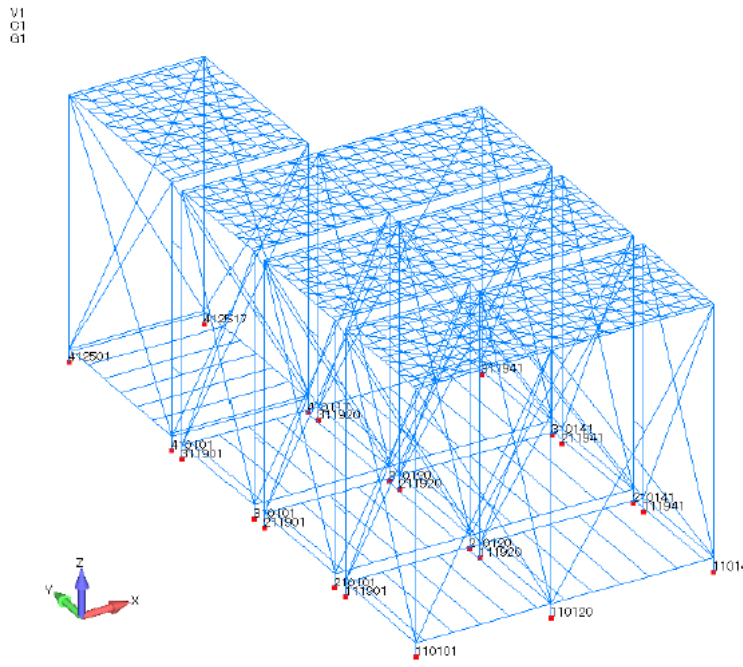
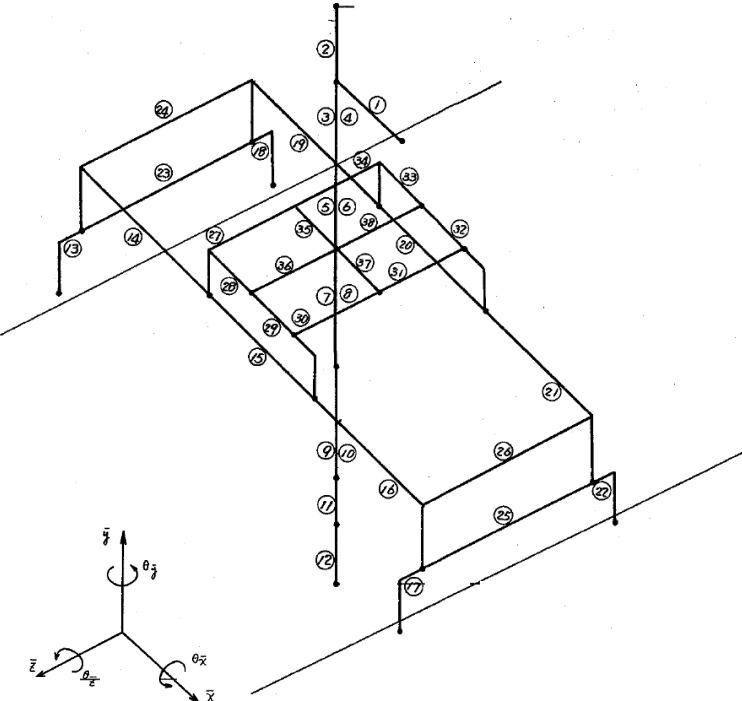
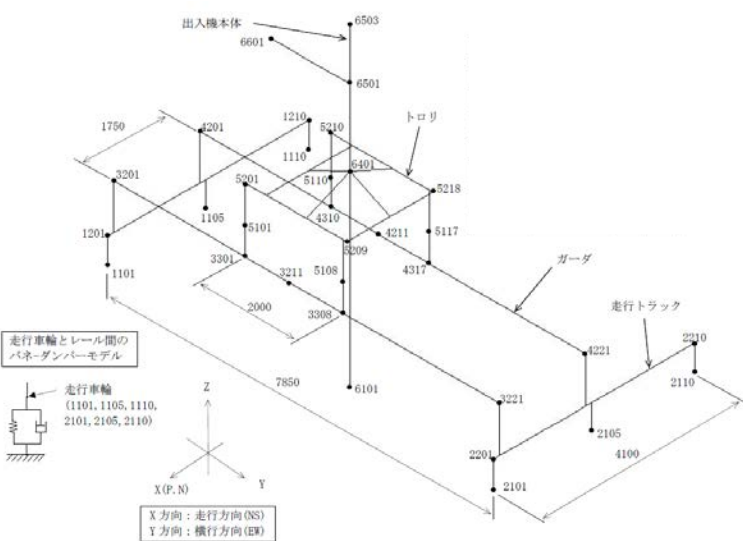
項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	 <p>ラック 1~ラック 4 のすべてをモデル化</p>

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	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9参照)
	材料特性		ヤング率 $2.02 \times 10^5 \text{N/mm}^2$ ポアソン比 0.3	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>走行車輪とレール間のバネ-ダンパーモデル</p> <p>走行車輪 (1101, 1105, 1110, 2101, 2105, 2110)</p> <p>X(P.N) Z Y</p> <p>X方向: 走行方向(ONS) Y方向: 横行方向(EW)</p>

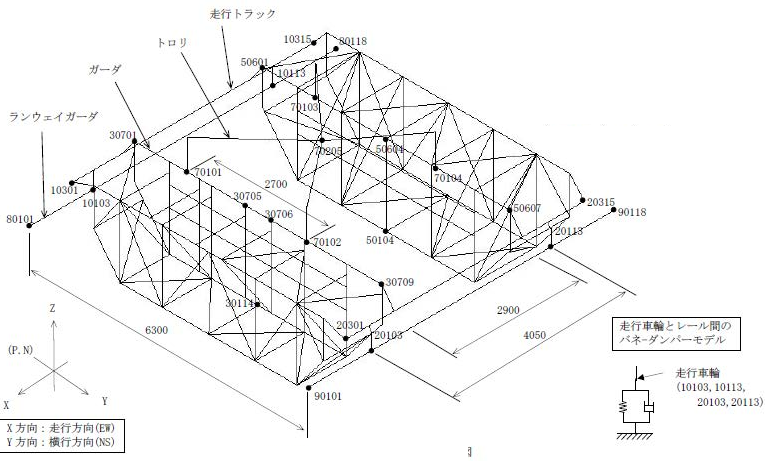
4条-別紙9-別添2-25

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 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	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%	
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	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 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>	

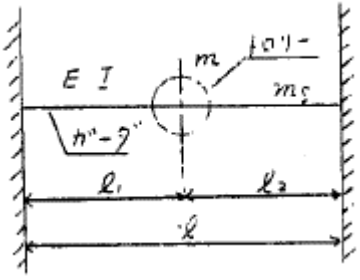
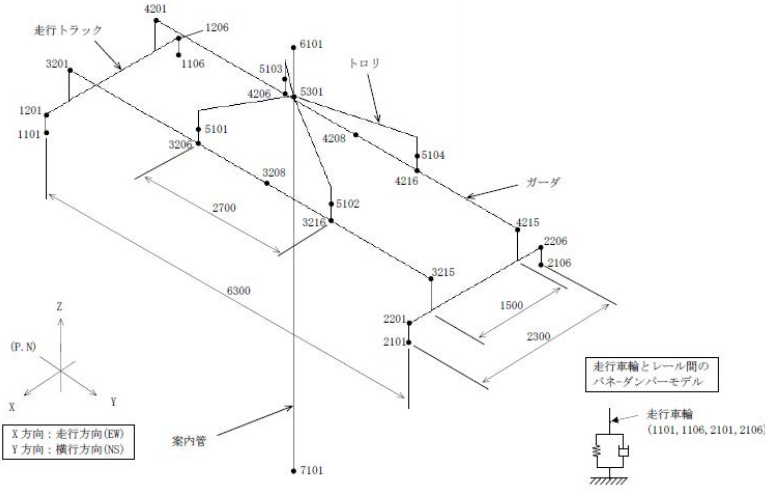
4条-別紙9-別添2-28

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		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 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> 	

4条-別紙9-別添2-31

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	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%	
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	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 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	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (水平)</p>	<p>なし</p>	<p>旋回クレーン本体</p> <p>スプリング車輪上部側: 駆動側 1701, 1115, 従動側 1101, 1715 スプリング車輪下部側: 駆動側 11701, 11115, 従動側 11101, 11715</p> <p>GAP車輪側: 駆動側 31701, 31115, 従動側 31101, 31715 GAPレール側: 駆動側 13001, 12015, 従動側 12001, 13015</p> <p>主トロリ</p> <p>スプリング車輪上部側: 駆動側 1174, 1774, 従動側 1171, 1771</p> <p>GAP車輪側: 駆動側 109, 709, 従動側 107, 707 GAPレール側: 駆動側 1109, 1709, 従動側 1107, 1707</p>

4条-別紙9-別添2-34

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>旋回クレーン本体</p> <p>主トロリ</p> <p>運転室側</p> <p>X: 横行方向 Y: 旋回方向</p> <p>走行車輪とレール間の ハネダンパーモデル</p> <p>スプリング車輪上部側: 駆動側 1174, 1774, 従動側 1171, 1771</p> <p>GAP車輪側: 駆動側 109, 709, 従動側 107, 707</p> <p>GAPレール側: 駆動側 1109, 1709, 従動側 1107, 1707</p> <p>スプリング車輪上部側: 駆動側 1701, 1115, 従動側 1101, 1715</p> <p>スプリング車輪下部側: 駆動側 11701, 11115, 従動側 11101, 11715</p> <p>GAP車輪側: 駆動側 31701, 31115, 従動側 31101, 31715</p> <p>GAPレール側: 駆動側 13001, 12015, 従動側 12001, 13015</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	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	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	現在の規格・規準に基づき設定
	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>	<p>注記 ③～⑫は、それぞれ4本の 垂直部材で構成されている。</p>	

4条-別紙9-別添2-37

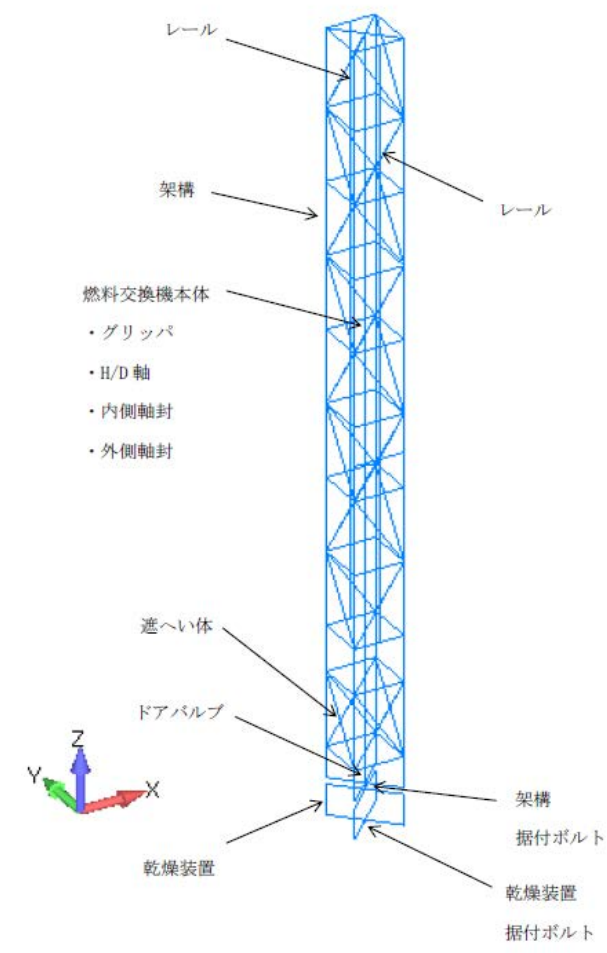
項目	既設工認	今回設工認
<p>解析モデル (鉛直)</p>	<p>なし</p>	

表 14 機器・配管系の設工認からの変更点（燃料取扱用キャスク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	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 14 参照）
	材料特性		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 (燃料取扱用キャ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>		

4条-別紙9-別添2-40

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 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の間を渡って設置される配管系の地震応答解析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の間を渡って設置される配管系については、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の間を渡って設置される配管系について、以下に示す重心位置スペクトル法を採用する。</p> <p>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>※異なる建物の間を渡って設置される配管系の地震入力は、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 JEAG4601-1987 等に以下の記載があることから、重心位置スペクトル法が適用できると判断する。なお、「常陽」の配管系は発電炉と同様に JEAG4601-1987、1991 追補版に示されるスナバ、レストレイント等の支持具を用いた配管系であることから、同様の考え方が適用できると判断する。</p> <ul style="list-style-type: none"> • JEAG4601-1987 には以下の記載がある。 「設計用床応答スペクトルは、当該系の重心位置に近い或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。」 • 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る。なお、「常陽」建設当時から重心位置スペクトル法が採用されている。 「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。」 • 東北電力(株)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。 「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」

ナトリウム配管の耐震工事 (現場調査と対策検討)

ナトリウム配管の耐震工事には、現場調査により、周辺状況を把握するとともに、干渉物対策、ヒータ・保温材等の改造、既設サポート架台の使用などの検討を実施し、工事可能な方法を策定する。防振器の交換や追加に係る工事の検討例を図 1 に示す。



ばね防振器からメカニカル防振器への交換の例①



メカニカル防振器の追加の例①



ばね防振器からメカニカル防振器への交換の例②



メカニカル防振器の追加の例②

図1 防振器の交換や追加に係る工事の検討例

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。)

1. 概要

耐震重要度分類Sクラスに属する施設のうち、地震時又は地震後に動作を要求される動的機器については、基準地震動による応答に対して、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする、若しくは解析又は実験等により、その機能が阻害されないことを確認する。

2. 動的機能維持の確認に用いる設計用地震力

動的機能維持の確認に用いる動的地震力を第 2.1 表に示す。

第 2.1 表 動的機能維持に使用する動的地震力

種別	入力地震動	
	水平地震動	鉛直地震動
機器・配管系	設計用床応答スペクトル S_s 又は 床応答時刻歴 S_s	設計用床応答スペクトル S_s 又は 床応答時刻歴 S_s

3. 評価対象機器の選定

(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系

該当無し

(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設

該当無し

(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

(1) 制御棒及び制御棒駆動系

(2) 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設

(1) 1次主循環ポンプポニーモータ

(2) 1次主冷却系逆止弁

(3) 主冷却機インレットベーン・入口ダンパ

(4) 2次ナトリウム純化系2次主冷却系Aループ充填第1元弁

(冷却材バウンダリに属する弁)

(5) 2次ナトリウム純化系2次主冷却系Bループ充填第1元弁

(冷却材バウンダリに属する弁)

(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

(1) 1次補助冷却系サイフォンブレイク弁

(2) 1次予熱室素ガス系仕切弁

(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

(1) 格納容器バウンダリに属する弁（隔離弁）

(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

該当無し

(viii) その他（上記の動的機能維持に関連する動的機器）

(1) 非常用ディーゼル電源系（ディーゼル発電機）

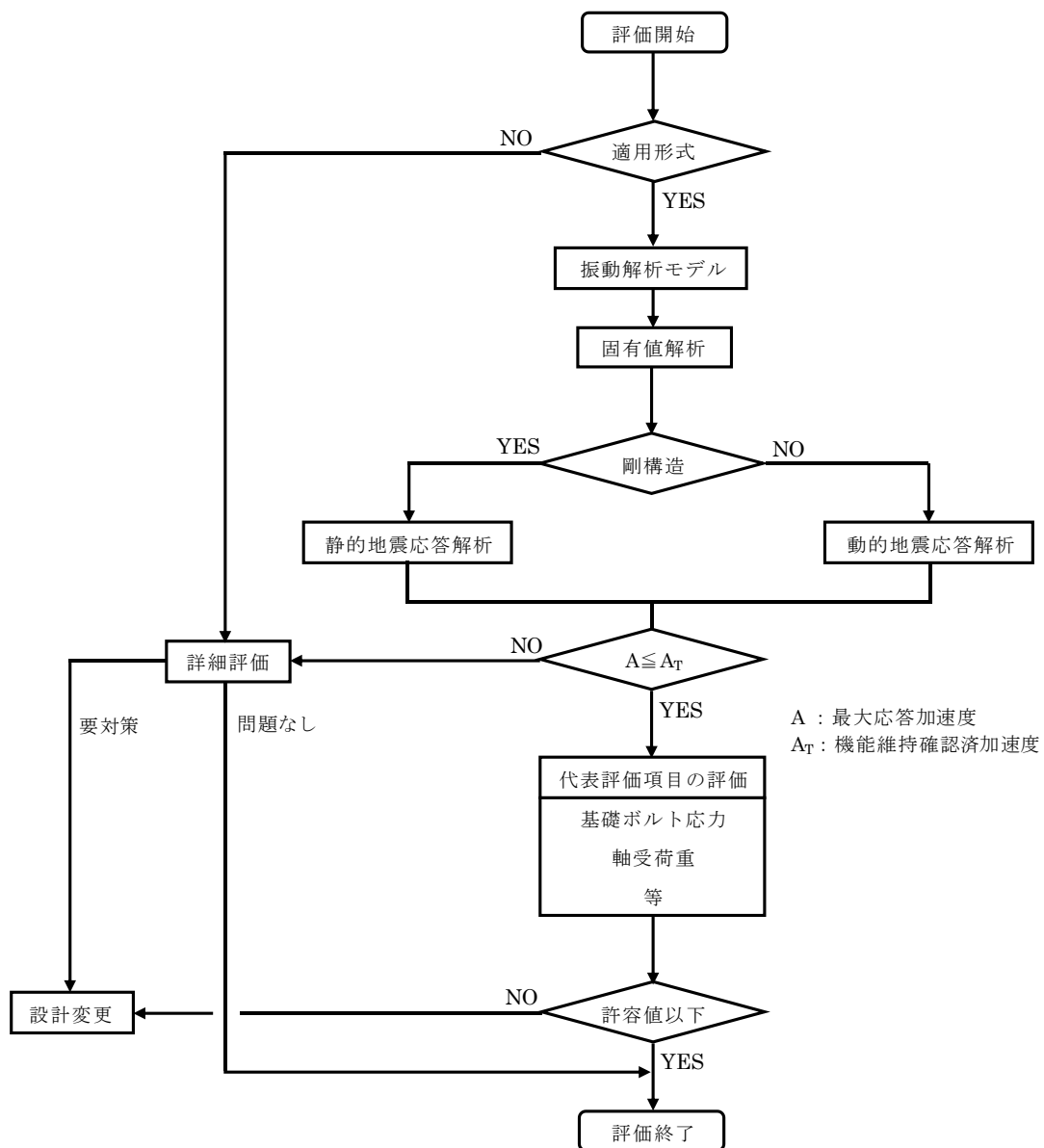
(2) 空調換気設備（ディーゼル発電機室系送風機）

(3) 補機冷却設備（ディーゼル系揚水ポンプ、ディーゼル系冷却塔）

4. 動的機器の機能維持に係る評価方針

4.1 基本方針

地震時及び地震後に動作を要求される動的機器は、第4.1.1図に示すフローに基づき設計する。第4.1.1表に、機種及び適用形式に応じた動的機能維持確認済加速度（既往の研究によって機能維持を確認した加速度）を示す。動的機器の機種・適用形式が、当該表に示した機種・適用形式に合致する場合には、相応する機能維持確認済加速度を使用する。機種・適用形式に合致しない場合、及び合致した場合であっても目安となる仕様を大きく超える場合、若しくは、応答加速度が機能確認済加速度を上回る場合には、機器本体や動的機能維持評価の対象となる部位の強度評価により、機能維持可能であることを確認する。



第4.1.1図 動的機器の地震時機能維持評価フロー

第 4. 1. 1 表 機種及び適用形式に応じた動的機能維持確認済加速度

機種	適用形式	目安となる仕様	機能確認済加速度(G)			
			部位	水平	鉛直	
1	立形ポンプ	ピットバレル形	流量：1800m ³ /h	コラム先端部	12.0	2.0
		斜流式	流量：7600m ³ /h	コラム先端部	12.0	2.0
		単段床置き式	流量：1900m ³ /h	ケーシング下端部	12.0	2.0
2	横形ポンプ	単段遠心式	流量：2400m ³ /h	軸位置	4.0	2.0
		多段遠心式	流量：700m ³ /h			
3	電動機	横形すべり軸受機	出力：1400kW	軸受部	3.7	2.0
		横形ころがり軸受機	出力：950kW	軸受部	7.0	2.0
		立形すべり軸受機	出力：2700kW	軸受部	2.5	1.0
		立形ころがり軸受機	出力：1300kW	軸受部	2.5	2.0
4	ファン	遠心直動式	流量：2500m ³ /min	軸受部	5.2	2.0
		軸流式	流量：2900m ³ /min	軸受部	4.8	2.0
		遠心直結式	流量：2900m ³ /min	軸受部	2.6	2.0
5	冷凍機	往復動式	容量：350kW	シリンダ部	1.9	1.0
		スクリュ式	容量：500kW	圧縮機部	4.5	2.0
		ターボ式	容量：2100kW	圧縮機軸受部	4.4	2.0
6	非常用 ディーゼル発電機	機関本体	発電機容量：15500kW	機関重心位置	1.1	1.0
		—	—	燃料移送ポンプ重心位置	4.5	2.0
		ガバナ	形式：UG形、EGP形	ガバナ取付位置	4.0	2.0
7	制御用空気圧縮機	V形2気筒	出力：200kW	シリンダ部	4.4	2.0
		立形単気筒	出力：100kW			
8	往復動式ポンプ	横形	流量：25m ³ /h	重心位置	2.2	2.0
		立形	流量：25m ³ /h	重心位置	2.2	2.0
9	弁	グローブ弁	口径：500A (20B)	駆動部	6.0	6.0
		ゲート弁	口径：650A (26B)	駆動部	6.0	6.0
		バタフライ弁	口径：1800A (72B)	駆動部	6.0	6.0
		逆止弁	口径：850A (34B)	駆動部	6.0	6.0
		ゴムダイヤフラム弁	口径：100A (4B)	駆動部	2.7	6.0
		安全弁	口径：200A (8B)	駆動部	10.0	3.0
10	ダンパ	空気作動式	ベーン長さ：1800mm	ケーシング重心位置	7.2	7.2
		電動式	ベーン長さ：1700mm	ケーシング重心位置	6.4	6.4

4.2 具体的な評価方法の例

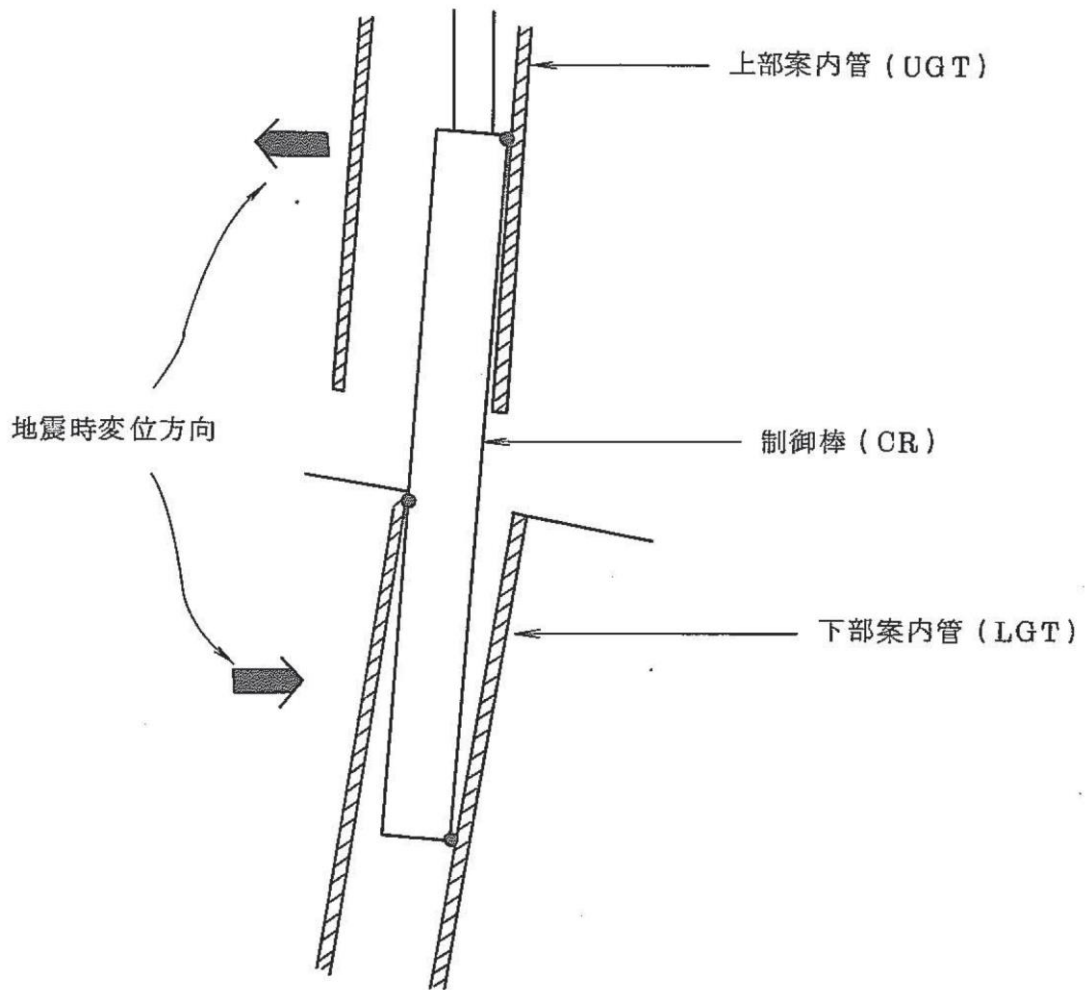
4.2.1 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉停止状態を維持するための施設

制御棒及び制御棒駆動系にあっては、地震時に生じる制御棒（制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び制御棒をラッチする上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の水平方向の相対変位を考慮しても、制御棒挿入時間（スクラム時間：制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間）が規定時間（0.8 秒）以内となるように設計し、地震時の制御棒の挿入機能を維持する。また、地震による加振中には、制御棒と下部案内管の衝突により接触摩擦抵抗によるスクラム時間の遅延が考えられるため、衝突による摩擦抵抗を考慮してもスクラム時間が規定時間（0.8 秒）以内となることを確認する。

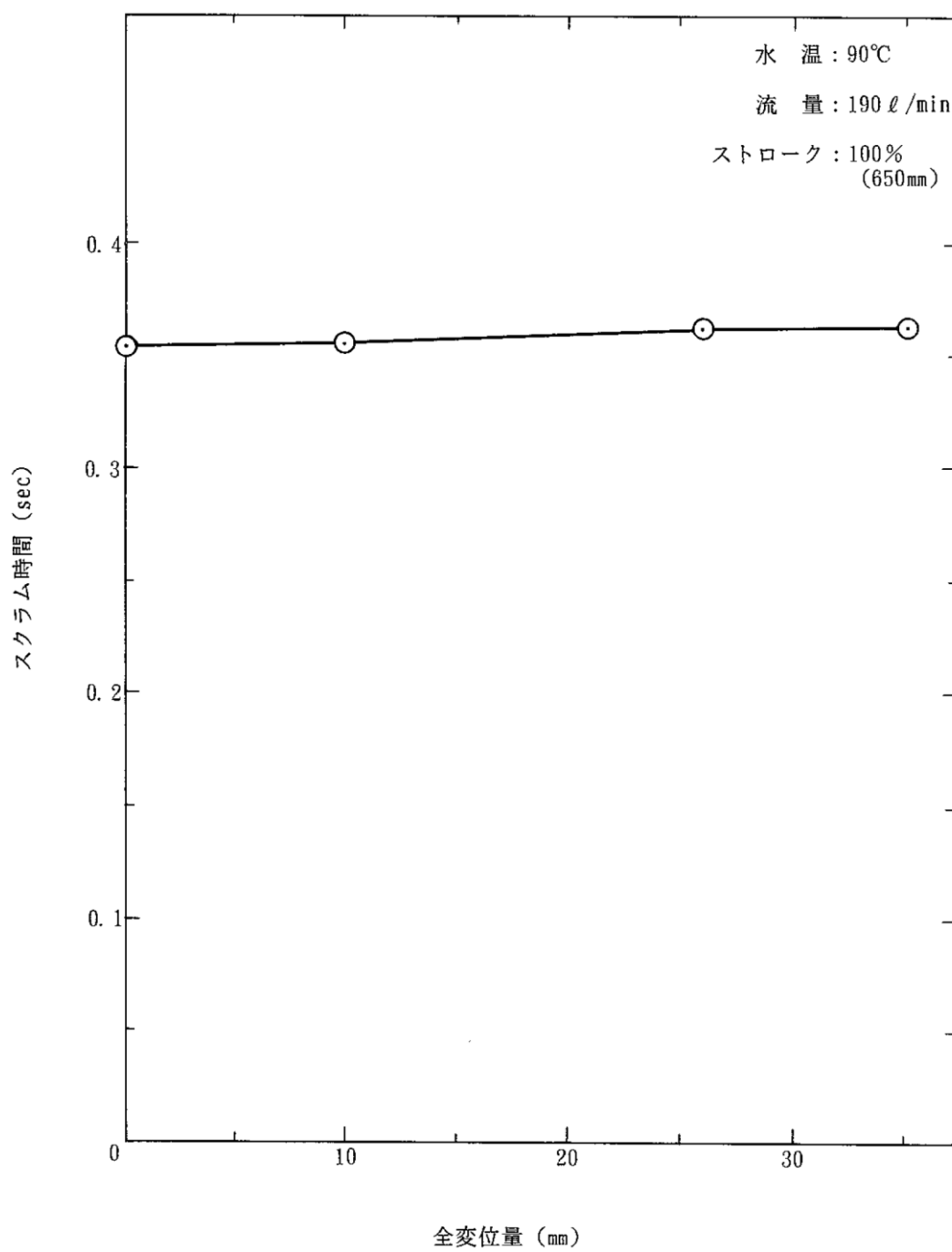
地震時の制御棒挿入性の確認手順を以下に示す。

- ・ 制御棒（制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の水平方向の変位を地震応答解析より算出する。
- ・ 下部案内管の上部と上部案内管の下部の水平方向の変位から、その最大相対変位を算出する。
- ・ 第 4.2.1.1 図のように地震による変位により制御棒が上部案内管及び下部案内管と 3 点で接触すると 3 点拘束が生じる。3 点拘束が生じるとスクラム時間が遅延するが、偏心量（相対変位）が 35mm 以下では 3 点拘束は生じず、第 4.2.1.2 図に示すようにスクラム時間への影響はない。
- ・ 地震時の制御棒の挿入機能維持は、算出した最大相対変位が 35mm 以下であることを判断基準とする。
- ・ 地震応答解析及び下部案内管の上部と上部案内管の下部の水平方向の変位の時刻歴応答から、加振の衝突による摩擦を考慮したスクラム時間を算出する。
- ・ 地震時の加振の衝突による摩擦を考慮したスクラム時間は規定時間（0.8 秒）を下回ることを判断基準とする。

以上の手順に基づく確認より、最大相対変位が 35mm 以下であり、加振の衝突による摩擦を考慮したスクラム時間が 0.8 秒を下回ることから、地震時の制御棒挿入性は維持される（確認結果の詳細を別添 1 に示す）。



第 4.2.1.1 図 制御棒の 3 点拘束 (概念図)



第 4. 2. 1. 2 図 偏心量と制御棒挿入時間の相関

4.2.2 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設

1次主循環ポンプポニーモータ、1次主冷却系逆止弁、2次ナトリウム純化系2次主冷却系Aループ充填第1元弁及び2次ナトリウム純化系2次主冷却系Bループ充填第1元弁の動的機能維持に係る評価項目及び評価の考え方を第4.2.2.1表に示す。

第4.2.2.1表 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設における動的機器の機能維持に係る評価項目及び評価の考え方

機器	機種	評価項目	評価の考え方
1次主循環ポンプ ポニーモータ	電動機	軸受部の応答加速度	・ 軸受部の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		軸受の負荷荷重	・ 軸受部の地震時負荷荷重を算出し、許容値以下であることを確認
		取付ボルトの強度	・ 取付ボルトに発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
1次主冷却系 逆止弁	逆止弁	本体の応答加速度	・ 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	・ 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
2次ナトリウム 純化系 2次主冷却系 充填第1元弁	グローブ弁	駆動部の応答加速度	・ 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	・ 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認

4.2.3 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

1次補助冷却系サイフォンブレイク弁及び1次予熱室素ガス系仕切弁の動的機能維持に係る評価項目及び評価の考え方を第4.2.3.1表に示す。

第4.2.3.1表 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における動的機器の機能維持に係る評価項目及び評価の考え方

機器	機種	評価項目	評価の考え方
1次補助冷却系 サイフォン ブレイク弁	グローブ弁	駆動部の応答加速度	<ul style="list-style-type: none"> 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	<ul style="list-style-type: none"> 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
予熱室素ガス系 仕切弁	グローブ弁	駆動部の応答加速度	<ul style="list-style-type: none"> 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	<ul style="list-style-type: none"> 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認

4.2.4 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

原子炉格納容器バウンダリに属する弁（隔離弁）の動的機能維持に係る評価項目及び評価の考え方を第4.2.4.1表に示す。

第4.2.4.1表 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における動的機器の機能維持に係る評価項目及び評価の考え方

機器	機種	評価項目	評価の考え方
原子炉格納容器 隔離弁	グローブ弁	駆動部の応答加速度	・ 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	・ 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
	ゲート弁	駆動部の応答加速度	・ 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	・ 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
	バタフライ弁	駆動部の応答加速度	・ 配管系の一部として、対象弁の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		配管との接続部強度	・ 弁と配管の接続部に発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認

4.2.5 その他（4.2.2～4.2.4の動的機能維持に関連する動的機器）

その他（4.2.2～4.2.4の動的機能維持に関連する動的機器）として、非常用ディーゼル電源系（ディーゼル発電機）の動的機能維持に係る評価項目及び評価の考え方を第4.2.5.1表に示す。

第4.2.5.1表 その他（4.2.2～4.2.4の動的機能維持に関連する動的機器）における動的機器の機能維持に係る評価項目及び評価の考え方

機器	機種	評価項目	評価の考え方
ディーゼル発電機	中速形ディーゼル機関	機関重心位置の応答加速度	・ 重心位置の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		ガバナ取付位置の応答加速度	・ 取付位置の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		燃料移送ポンプ 重心位置の応答加速度	・ 重心位置の応答加速度を算出し、動的機能維持確認済加速度を下回ることを確認
		機関本体 取付ボルトの強度	・ 取付ボルトに発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
		発電機 取付ボルトの強度	・ 取付ボルトに発生する応力を算出し、許容値以下であることを確認
		発電機軸受 の負荷荷重	・ 軸受部の地震時負荷荷重を算出し、許容値以下であることを確認

地震時の制御棒挿入性について

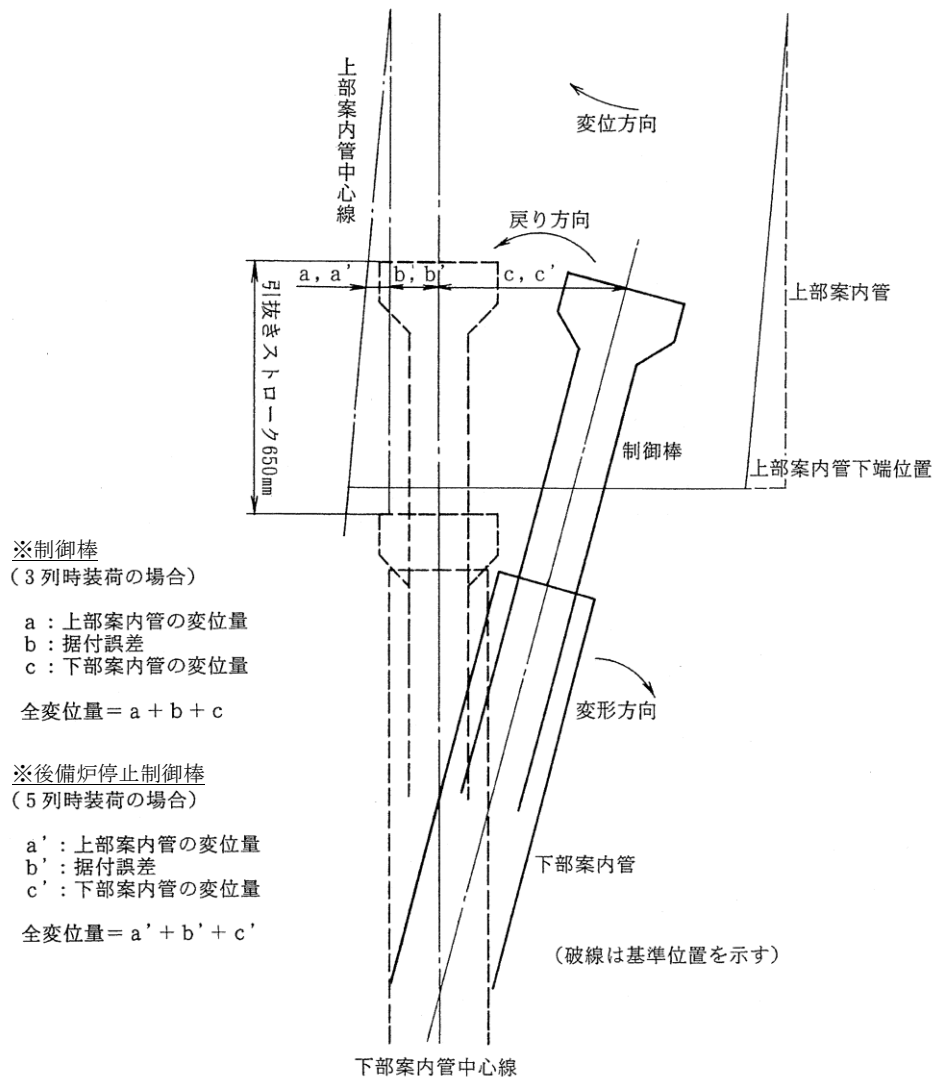
1. 地震時の制御棒挿入性評価の概要

「常陽」の制御設備及び非常用制御設備は、炉心第 3 列に設置される制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系）、第 5 列に設置される後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）から構成される。主炉停止系と後備炉停止系のどちらも、地震時に生じる制御棒又は後備炉停止制御棒（制御棒又は後備炉停止制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び制御棒又は後備炉停止制御棒をラッチする上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の水平方向の相対変位を考慮しても、制御棒又は後備炉停止制御棒のスクラム時挿入時間（制御棒又は後備炉停止制御棒の保持電磁石励磁断からスクラム検出コイル位置※到達までの時間）が規定時間（0.8 秒）以内となるように設計し、地震時の制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入機能を維持する。制御棒、上部案内管及び下部案内管の構造並びにスクラム時挿入時間の要求は、主炉停止系と後備炉停止系で同じであり、以下、特に断りがない限り、「制御棒」には「後備炉停止制御棒」も含めるものとする。

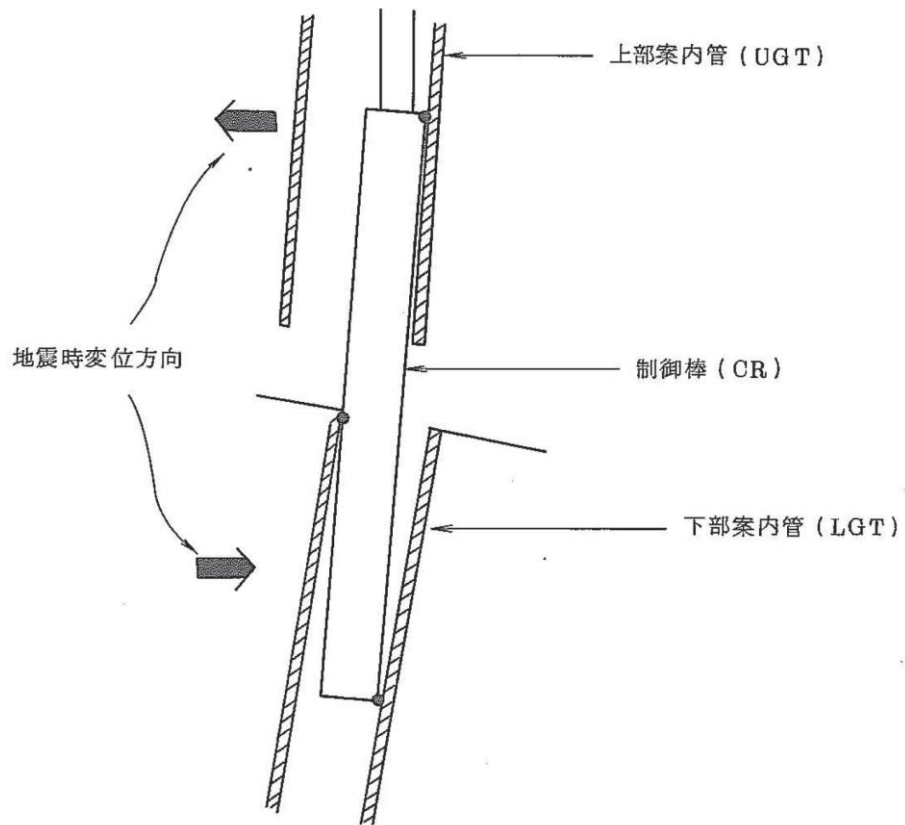
既許可・既設工認の地震時の制御棒挿入性については、上部案内管と下部案内管の相対変位を模擬した試験条件でのスクラム試験の結果により、相対変位 35mm までの範囲における制御棒挿入性を確認し、制御棒の挿入性は確保されると評価している^{[1],[2]}。したがって、基準地震動 S_s に対して上部案内管と下部案内管の地震時最大変位量（第 1.1 図）を評価し、その相対変位が 35mm 以下であることを以て、地震時の制御棒の挿入性を評価する（静的条件での制御棒挿入性評価）。なお、第 1.2 図のように地震の変位により制御棒が上部案内管及び下部案内管と 3 点拘束が生じた場合、制御棒の挿入時間が長くなるが、相対変位が 35mm 以下では 3 点拘束は生じない。

また、地震による加振中には、制御棒と下部案内管の衝突により接触摩擦抵抗によるスクラム時挿入時間の遅延が考えられるため、衝突による摩擦抵抗を考慮してもスクラム時挿入時間が規定時間（0.8 秒）以内となることも確認する（動的条件での制御棒挿入性評価）。

※スクラム検出コイル位置は、制御棒の挿入ストロークで約 530mm 位置であり、制御棒反応度価値 90%挿入位置の約 510mm より制御棒が挿入された位置となる。



第 1.1 図 地震時水平方向変位概略^[2]



第 1.2 図 制御棒の 3 点拘束

2. 静的条件での制御棒挿入性評価

2.1 制御棒スクラム試験

(1) 試験方法・試験条件

「常陽」制御棒のスクラム特性を確認するため、水中における実規模大モックアップ試験により、制御棒上部案内管と下部案内管の相対変位（偏心量）を 35mm まで変化させたときのスクラム時間を測定した。

水温は、390℃におけるナトリウムの動粘性係数を模擬する 90℃とした。

流量は、制御棒一本当たりの配分流量 2.7 kg/s を 390℃のナトリウムに換算した 190 L/min とした。

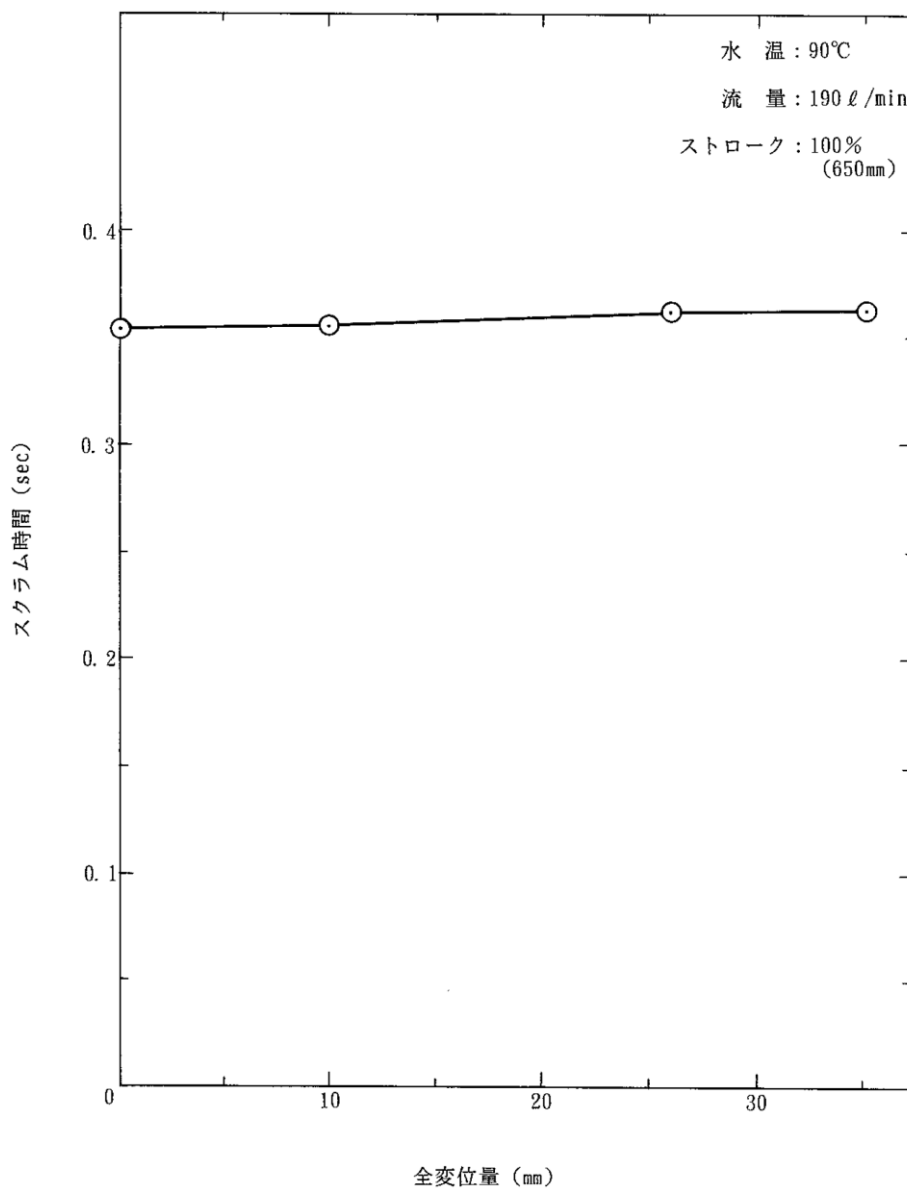
ここではスクラム時間は、デラッチリミットスイッチの作動した時間からスクラム位置（挿入ストローク 530mm の位置）に到達するまでの時間[※]で定義し、リミットスイッチと上部案内管に取り付けされた検出コイルにより測定した。

※設計ではスクラム時挿入時間を 0.8 秒以内としているが、これは保持電磁石励磁断からスクラム検出コイル位置到達までの時間である。保持電磁石励磁断からデラッチリミットスイッチ作動までの時間が 0.2 秒として、この場合のスクラム時間の目標は 0.6 秒以内となる。

(2) 試験結果

スクラム時間と偏心量の関係を図 2.1 に示す。

スクラム時間は 35mm までの偏心量においてほぼ一定の値となっており、スクラム時挿入時間への影響がないことを確認した。



第 2.1 図 偏心量に関するスクラム特性 (水中) [2]

2.2 地震応答解析

制御棒を収納する下部案内管及び上部案内管の水平方向の変位を地震応答解析より算出する。下部案内管の上部と上部案内管の下部の水平方向の最大変位から、その最大相対変位を算出する。

2.2.1 上部案内管の水平方向変位の評価

(1) 解析方法・条件

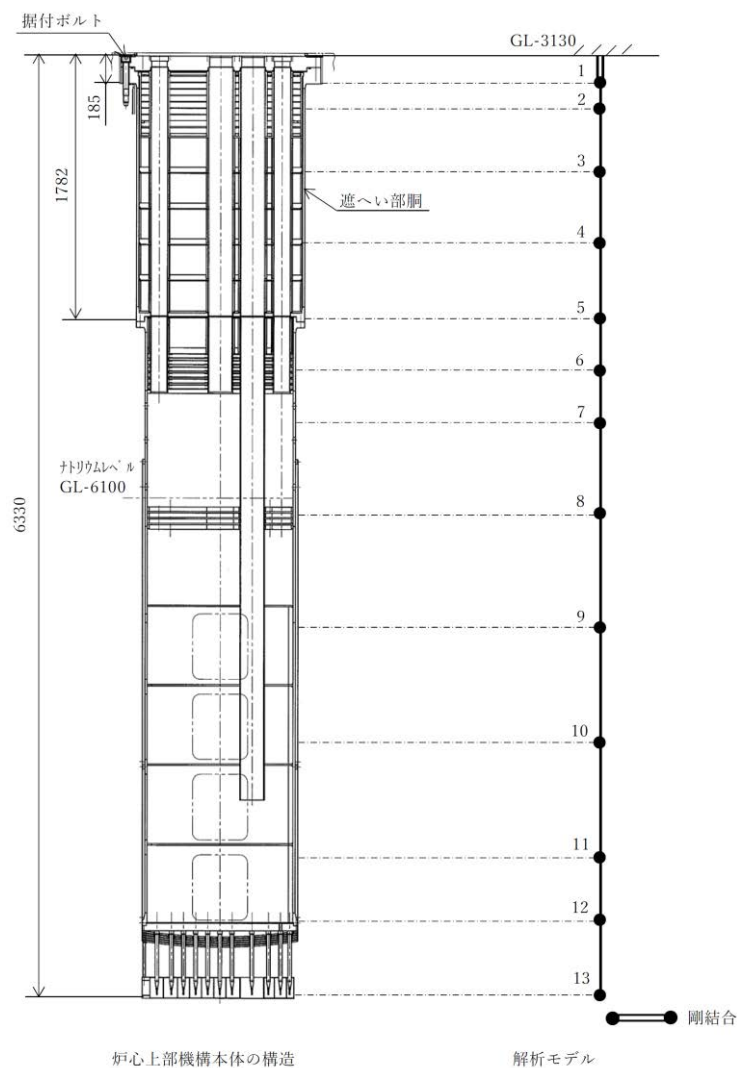
①解析コード

汎用非線形構造解析システム FINAS コード (ver. 21.3)

②解析モデル

解析モデルを第 2.2 図に示す。遮蔽部胴及び継胴の円筒部を梁要素でモデル化し、質量を分布質量としている。上端（上部フランジ接続部）を完全拘束としている。

炉心上部機構の下端（ノード No. 13）の変位が、制御棒上部案内管の下端変位となる。



第 2.2 図 炉心上部機構の解析モデル

③材料物性値

炉心上部機構の主要材料は SUS304 であり、運転温度は 370～500℃であるため、解析に使用する材料物性値は以下の値とした。

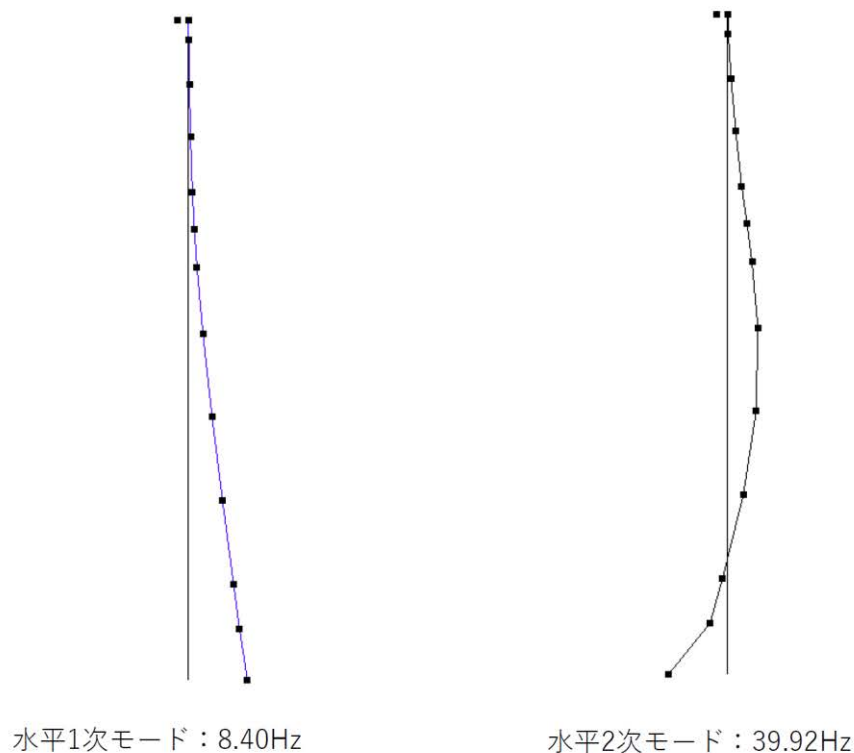
縦弾性係数：159,000MPa (at 500℃)

ポアソン比：0.302

なお、材料物性値は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版）＜第Ⅱ編 高速炉規格＞ JSME S NC2-2005（日本機械学会）」に基づいている。

④固有値解析

炉心上部機構の水平方向振動モードを第 2.3 図に示す。炉心上部機構の水平方向 1 次モードは 8.4Hz となっている。



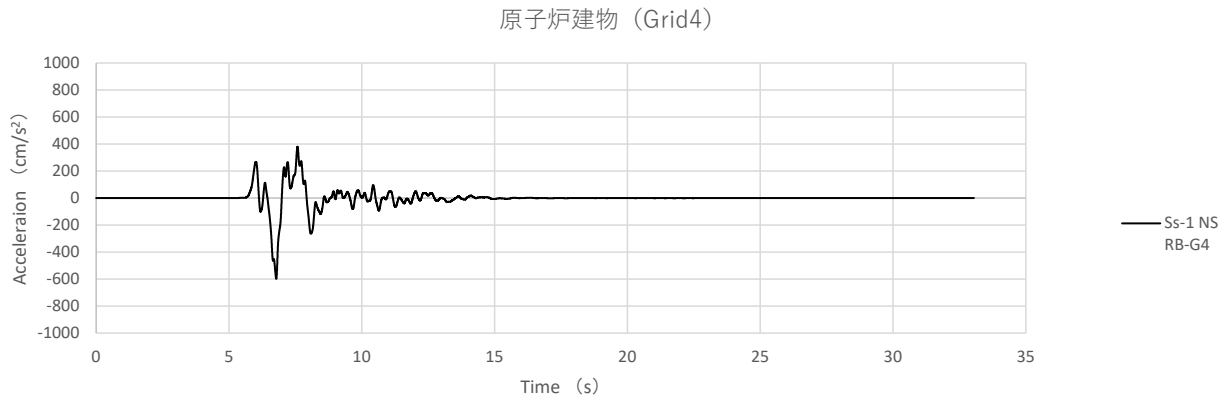
第 2.3 図 炉心上部機構の振動モード

⑤減衰定数

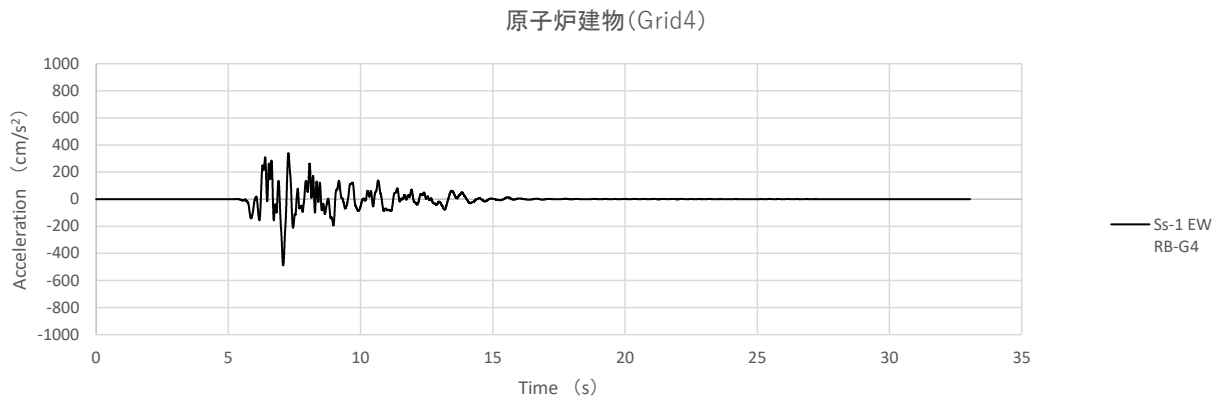
JEAC-4601-2008「4.4.5 設計用減衰定数」より 1.0%を用い、Rayleigh 型の比例減衰を用いる。

⑥加振波

「常陽」原子炉建物の地震応答解析により求めた建物地下中 1 階床応答（加速度応答）を入力とする。ここでは、2018 年 10 月 26 日補正申請の S_s-D, 1-5 波による地盤応答解析、建物応答解析の結果を使用する。解析入力の加振波例（S_s-1）を第 2.4 図及び第 2.5 図に示す。



第 2.4 図 原子炉建物 BM1F 加速度時刻歴 (Ss-1、NS 方向)



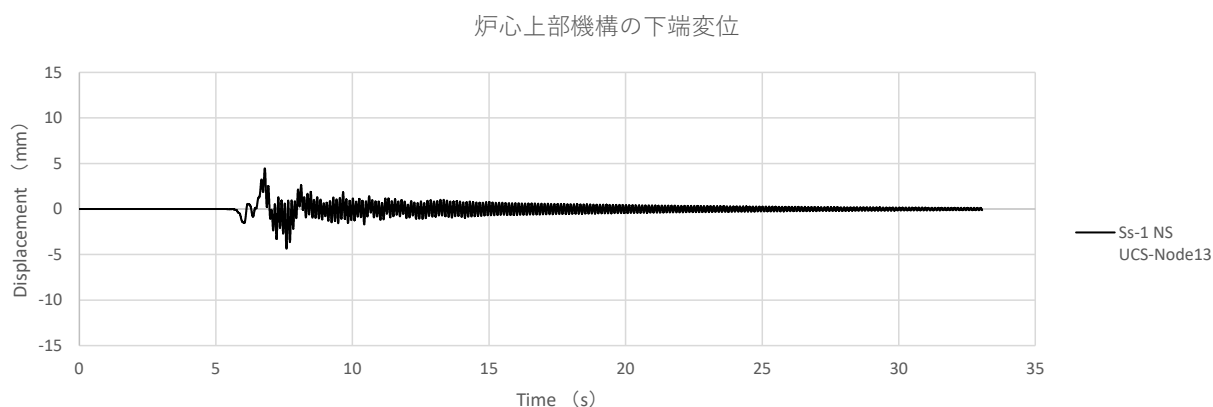
第 2.5 図 原子炉建物 BM1F 加速度時刻歴 (Ss-1、EW 方向)

(2) 地震応答解析結果

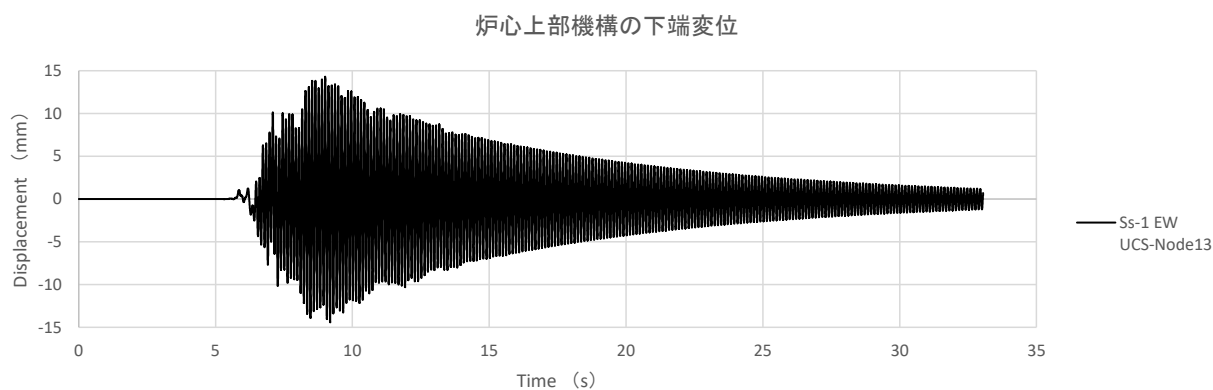
水平方向最大変位の解析結果を第 2.2 表に、変位の時刻歴例 (Ss-1) を第 2.6 図及び第 2.7 図に示す。水平方向変位は Ss-1 で最も大きくなる。炉心上部機構の 1 次固有振動数が 8.4Hz と、原子炉建物自体の EW 方向の 1 次固有振動数に近く、特に EW 方向の応答が増幅されている。

第 2.2 表 解析結果 (水平方向最大変位)

地震波	水平方向最大変位 (mm) (NS 方向)	水平方向最大変位 (mm) (EW 方向)
Ss-D	4.1	5.0
Ss-1	4.5	14.4
Ss-2	3.6	11.5
Ss-3	3.9	7.0
Ss-4	5.4	8.1
Ss-5	7.7	8.7



第 2.6 図 水平方向時刻歴 (Ss-1、NS 方向)



第 2.7 図 水平方向時刻歴 (Ss-1、EW 方向)

2.2.2 下部案内管の水平方向変位の評価

(1) 解析方法・条件

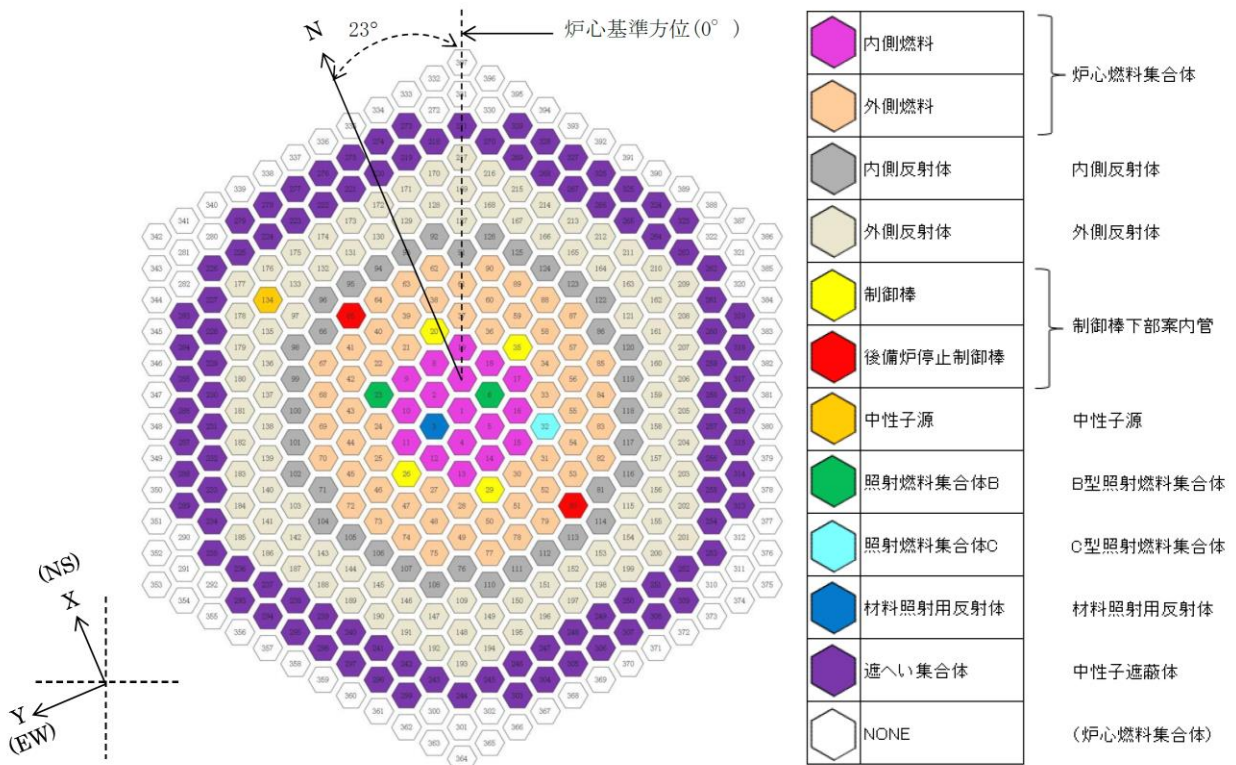
①解析コード

3次元炉心群振動解析コード Revian-3D (v8.2)

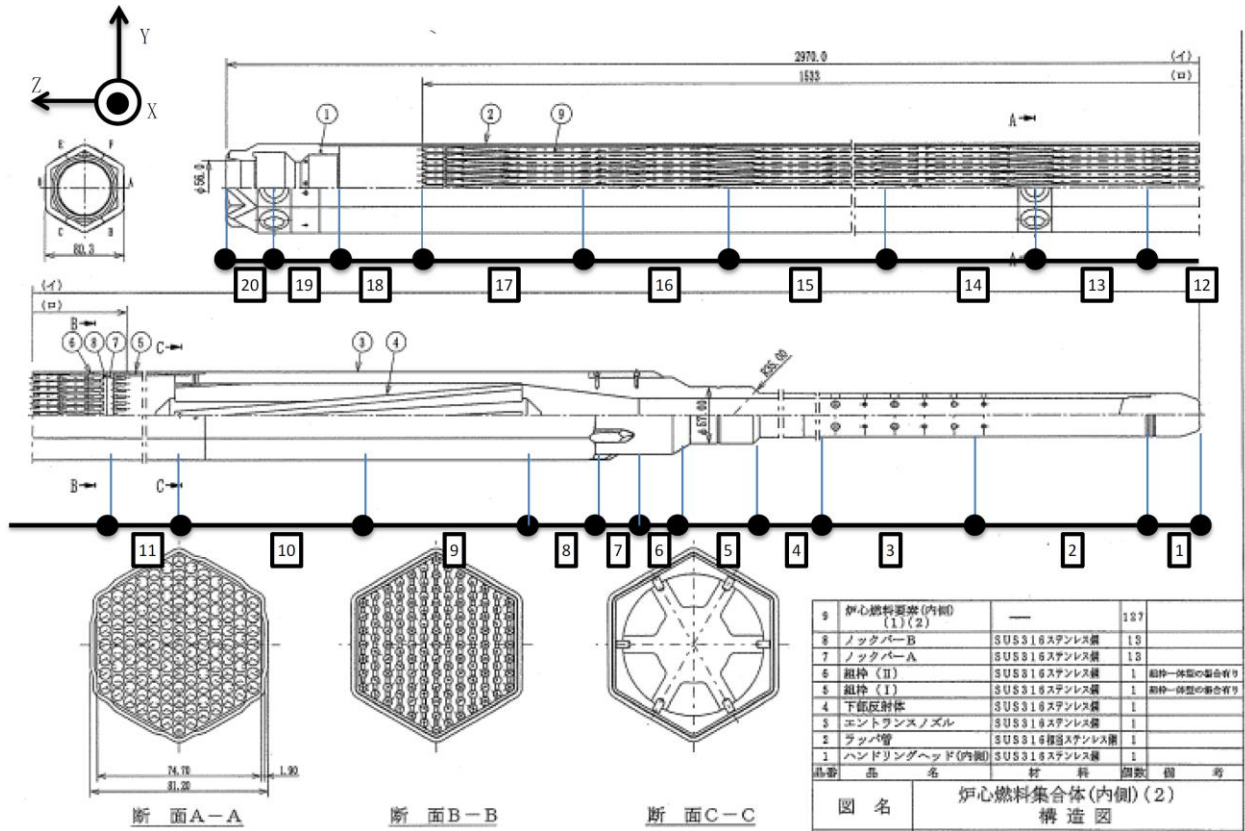
※もんじゅの模擬燃料体の部分装荷に関する審査において適用したコード^{[3], [4]}

②解析モデル

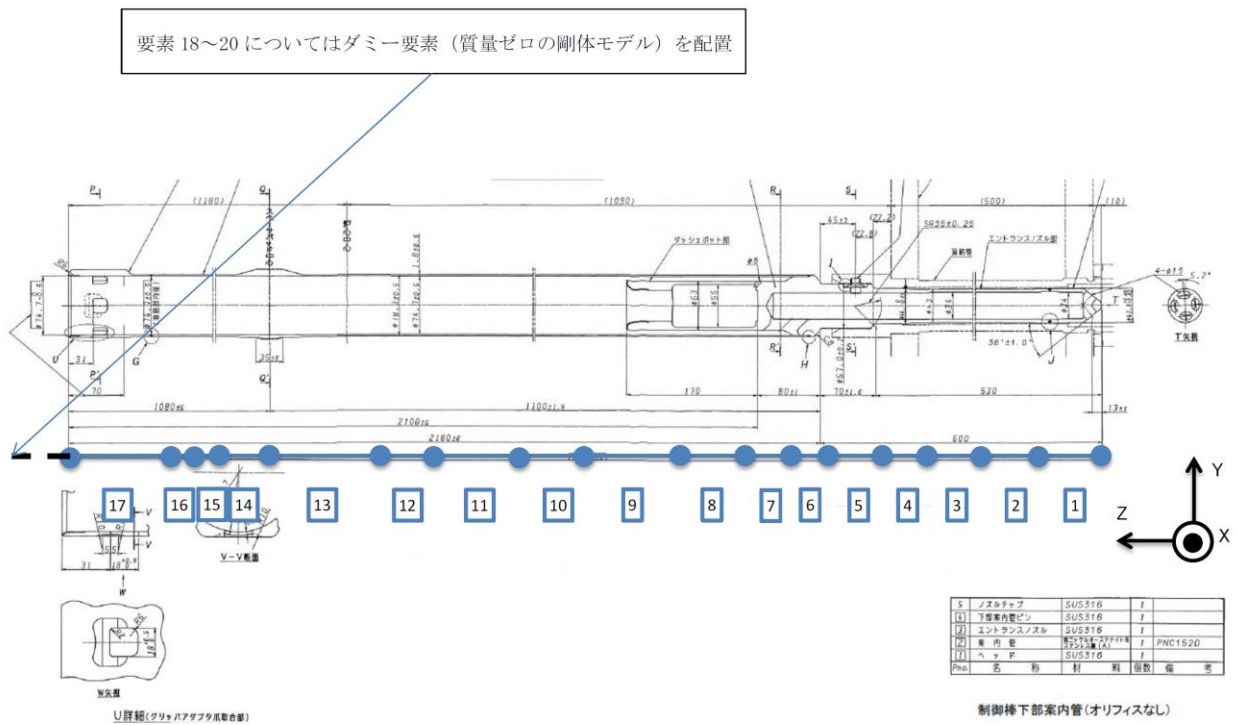
解析対象炉心の配置を第2.8図に示す。解析では、炉心燃料集合体、内側反射体、外側反射体、制御棒下部案内管（制御棒、後備炉停止制御棒）、中性子源、B型照射燃料集合体、C型照射燃料集合体、材用照射用反射体、遮へい集合体の9種類の炉心構成要素をモデル化した。制御棒下部案内管以外のビームモデルを第2.9図に、制御棒下部案内管（制御棒、後備炉停止制御棒）のビームモデルを第2.10図に示す。



第2.8図 解析体系の炉心配置



第 2.9 図 制御棒下部案内管以外のビームモデル



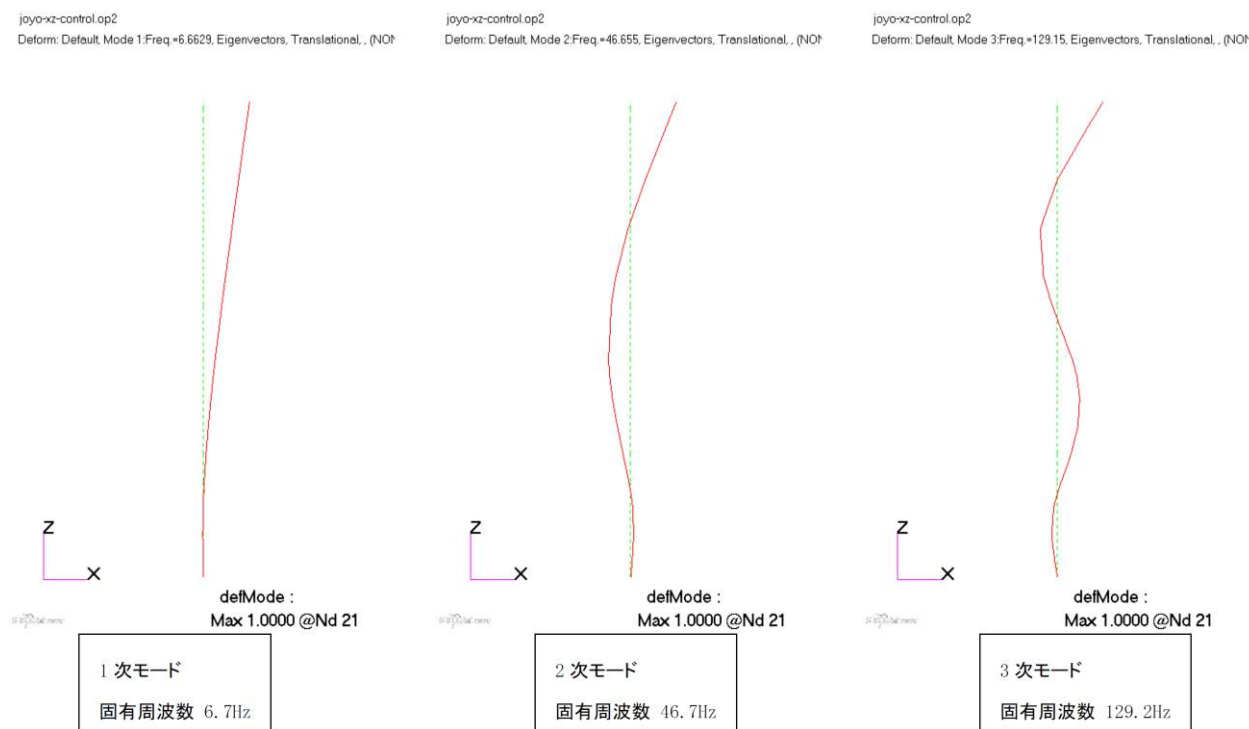
第 2.10 図 制御棒下部案内管のビームモデル

③材料物性値

炉心燃料集合体の内部流体（ナトリウム）の温度は、燃料ペレット下端より下部は 350℃、燃料ペレット上端より上部は 493℃とし、その間は線形となる温度分布とした。炉心燃料集合体を除く炉心構成要素の内部流体（ナトリウム）の温度は一律 350℃とした。剛性を算出する際の構造物の温度も内部流体（ナトリウム）の温度と同様とした。

④固有値解析

制御棒下部案内管の振動モードを第 2.11 図に示す。



第 2.11 図 制御棒下部案内管の振動モード

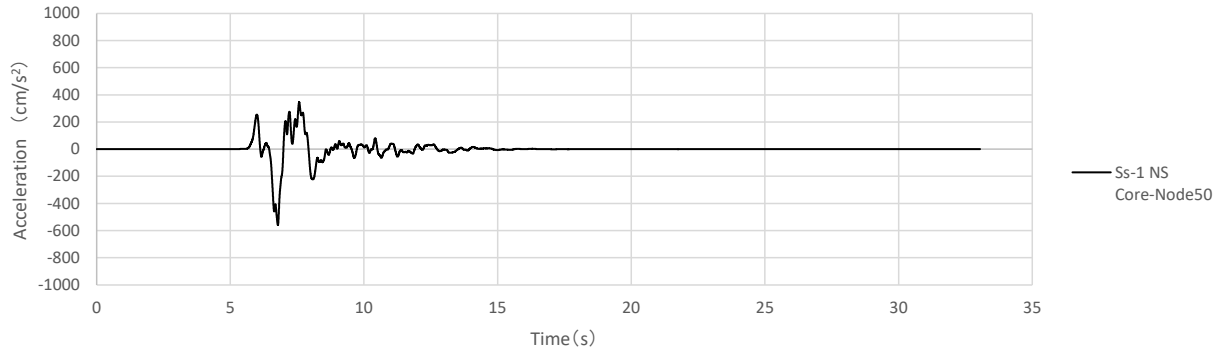
⑤減衰定数

炉心構成要素の振動モードを 1 次から 3 次まで考慮し、1 次モードで 3%、2 次/3 次モードで 15% とする。

⑥加振波

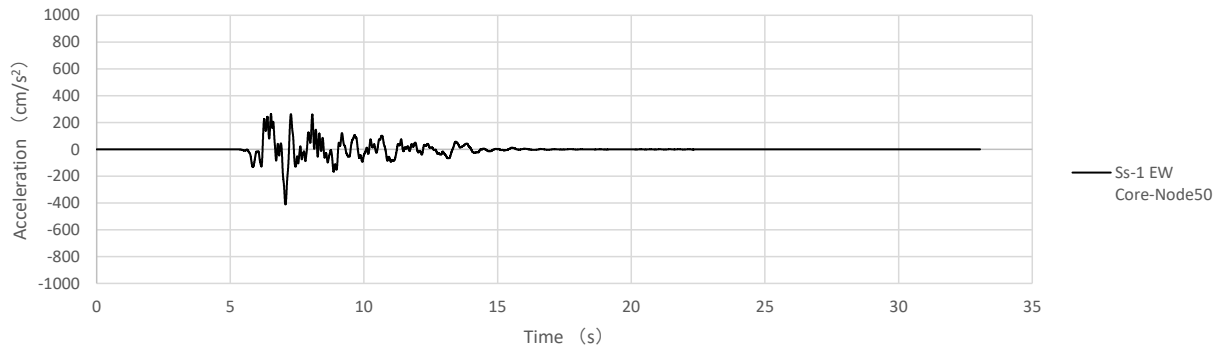
「2.2.1 上部案内管の水平方向変位の評価」の原子炉容器解析による炉心支持板応答を入力波とする。解析入力波例 (Ss-1) を第 2.12 図～第 2.14 図に示す。

原子炉容器炉心支持板 (R/V-Node50)



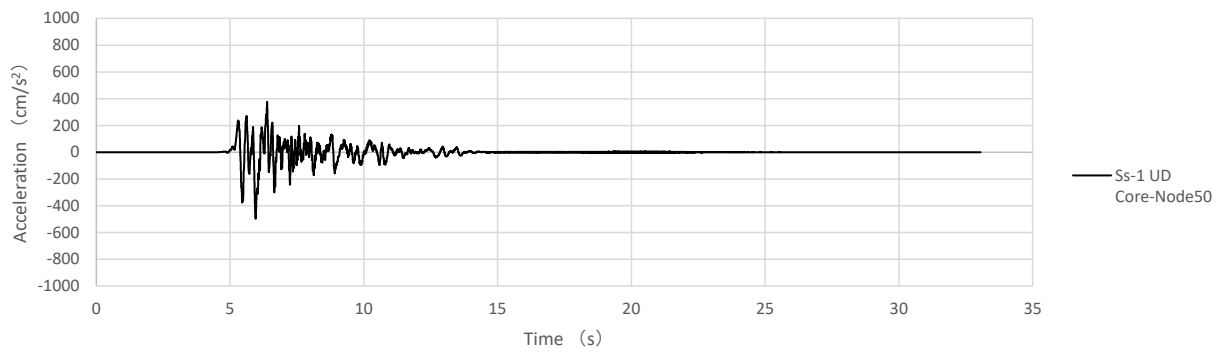
第 2.12 図 炉心支持板 (炉心下端位置) の加速度時刻歴 (Ss-1、水平 NS 方向)

原子炉容器炉心支持板 (R/V-Node50)



第 2.13 図 炉心支持板 (炉心下端位置) の加速度時刻歴 (Ss-1、水平 EW 方向)

原子炉容器炉心支持板 (R/V-Node50)



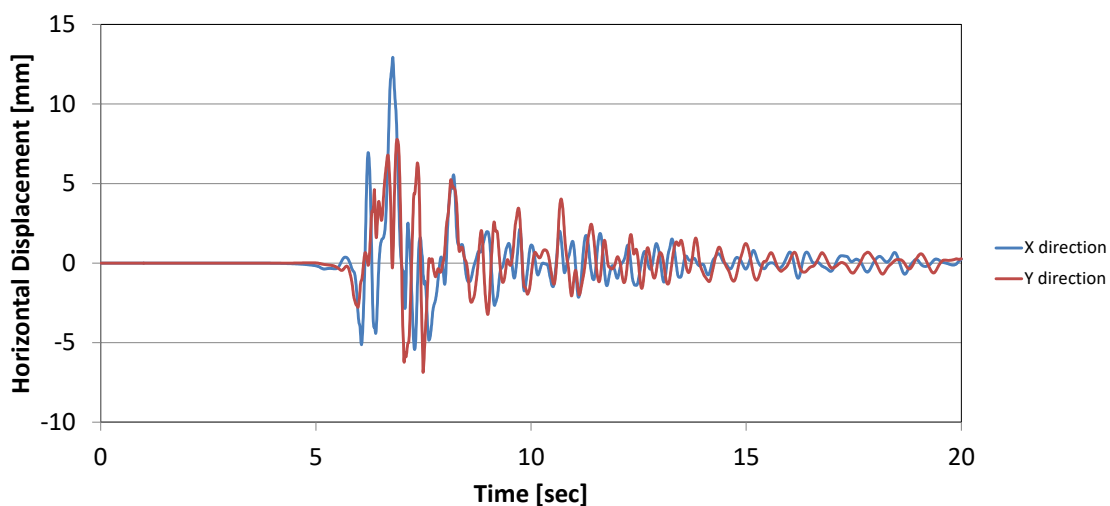
第 2.14 図 炉心支持板 (炉心下端位置) の加速度時刻歴 (Ss-1、鉛直 UD 方向)

(2) 解析結果

水平方向最大変位の解析結果を第 2.3 表に、変位の時刻歴例 (Ss-1) を第 2.15 図に示す。制御棒 (第 3 列 4 本)、後備炉停止制御棒 (第 5 列 2 本) の制御棒下部案内管頂部水平変位のうち最大値を記載している。

第 2.3 表 制御棒下部案内管の水平方向最大変位

地震波	制御棒 (mm) (NS+EW 方向合成)	後備炉停止制御棒 (mm) (NS+EW 方向合成)
Ss-D	14.4	13.7
Ss-1	11.8	12.9
Ss-2	14.2	13.4
Ss-3	12.6	13.3
Ss-4	11.2	10.7
Ss-5	10.0	10.4



第 2.15 図 頂部水平変位の時刻歴 (Ss-1)

2.3 地震時の相対変位評価

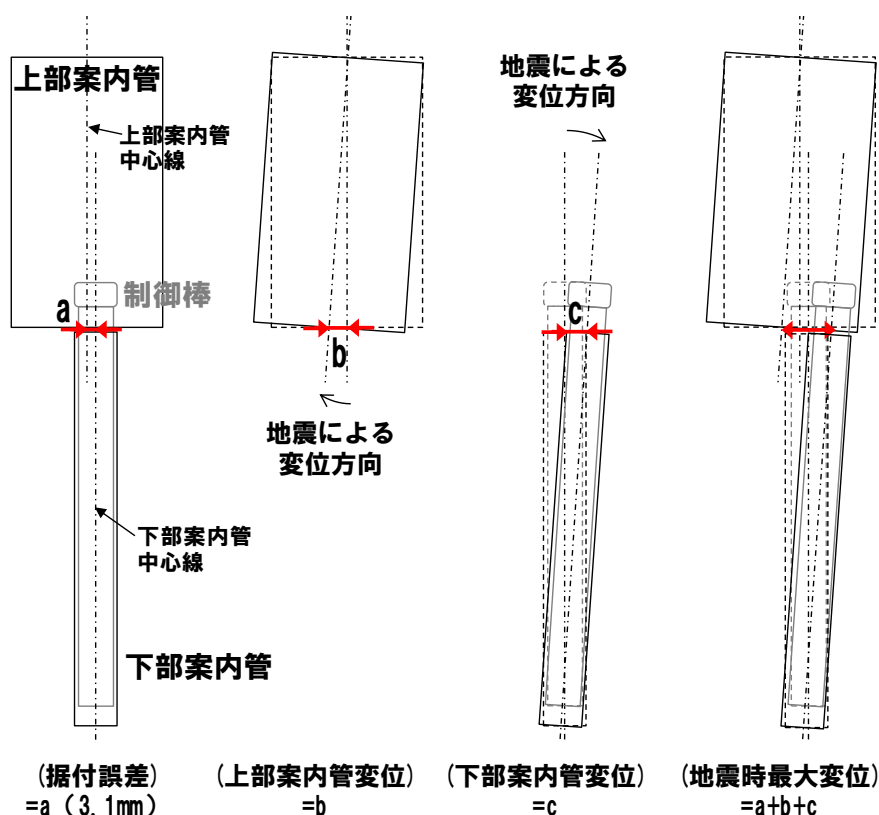
結果を整理すると第 2.4 表のとおりとなる。ここでは、上部案内管と下部案内管の最大変位が生じる時刻のズレは考慮せず、それぞれの変位量の最大値としている。この上部案内管・下部案内管それぞれの最大変位量に上部案内管の据付誤差 3.1mm を考慮して、水平方向の最大相対変位量を算出する（第 2.16 図）。

第 2.4 表 地震時の相対変位

地震波	据付誤差 a (mm)	上部案内管下端最大 変位量 b* ¹ (mm) (NS+EW 方向合成)	下部案内管頂部最大 変位量 c* ² (mm) (NS+EW 方向合成)	水平方向最大相対 変位量 a+b+c (mm)
Ss-D	3.1	6.4	14.4	23.9
Ss-1	3.1	14.5	12.9	30.5
Ss-2	3.1	11.5	14.2	28.8
Ss-3	3.1	7.0	13.3	23.4
Ss-4	3.1	8.4	11.2	22.7
Ss-5	3.1	9.2	10.4	22.7

*1 同時刻における合成変位（NS 方向+EW 方向）の最大

*2 制御棒及び後備炉停止制御棒の最大



第 2.16 図 上部案内管と下部案内管の水平方向最大相対変位の算出

第 2.4 表より最大相対変位は最大でも 30.5mm (Ss-1) であり、スクラム試験の結果から 0.8 秒以内の挿入性が確認されている 35mm を超えない。

よって、基準地震動 Ss の地震時においても「核的挿入 90%が 0.8 秒以内」の制御棒挿入性は確保される。

3. 動的条件での制御棒挿入性評価

加振によって制御棒が上部案内管・下部案内管と衝突し、その接触摩擦抵抗によるスクラム時挿入時間の遅延への影響を調べるため、加振中の制御棒挿入の振舞いを解析により確認する。

(1) 解析方法・条件

①使用コード

汎用機構解析コード ADAMS ver. 2019

②解析モデル

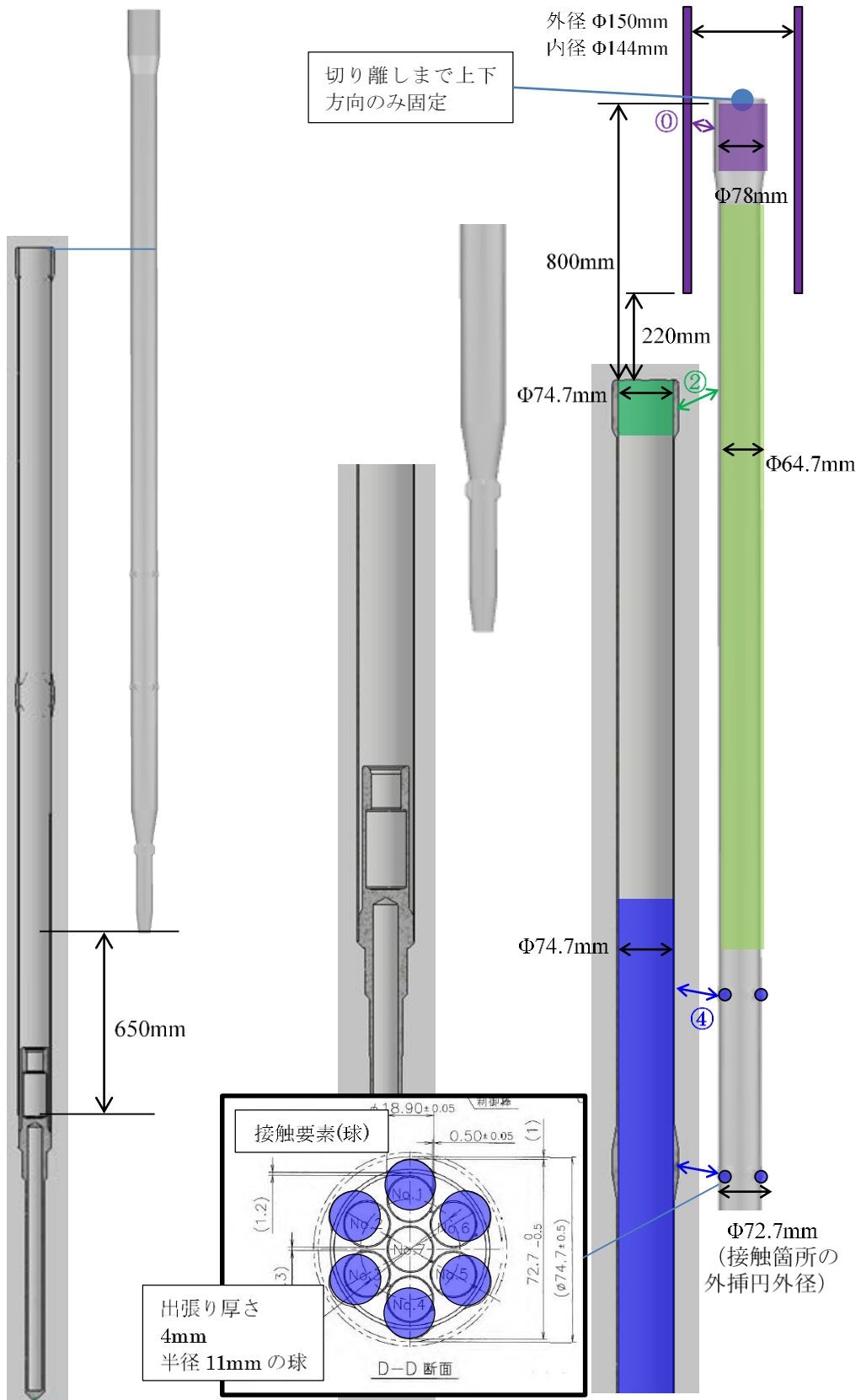
制御棒、下部案内管は形状を模擬した剛体とし、上部案内管は単純円筒で模擬する。制御棒の接触条件を第 3.1 図及び第 3.2 図に示す。

加速管は円筒構造（上部のみ外径が大きい）で模擬する。加速管は回転せず、並進運動するとし、加速管と上部案内管の接触は上部のみを考慮する。加速管と制御棒の間は、水平及び回転をフリーとし、加速管と制御棒は、加速管下端と制御棒上端の面で接触を考慮する（上下方向のみ）。加速管の接触条件を第 3.3 図に示す。

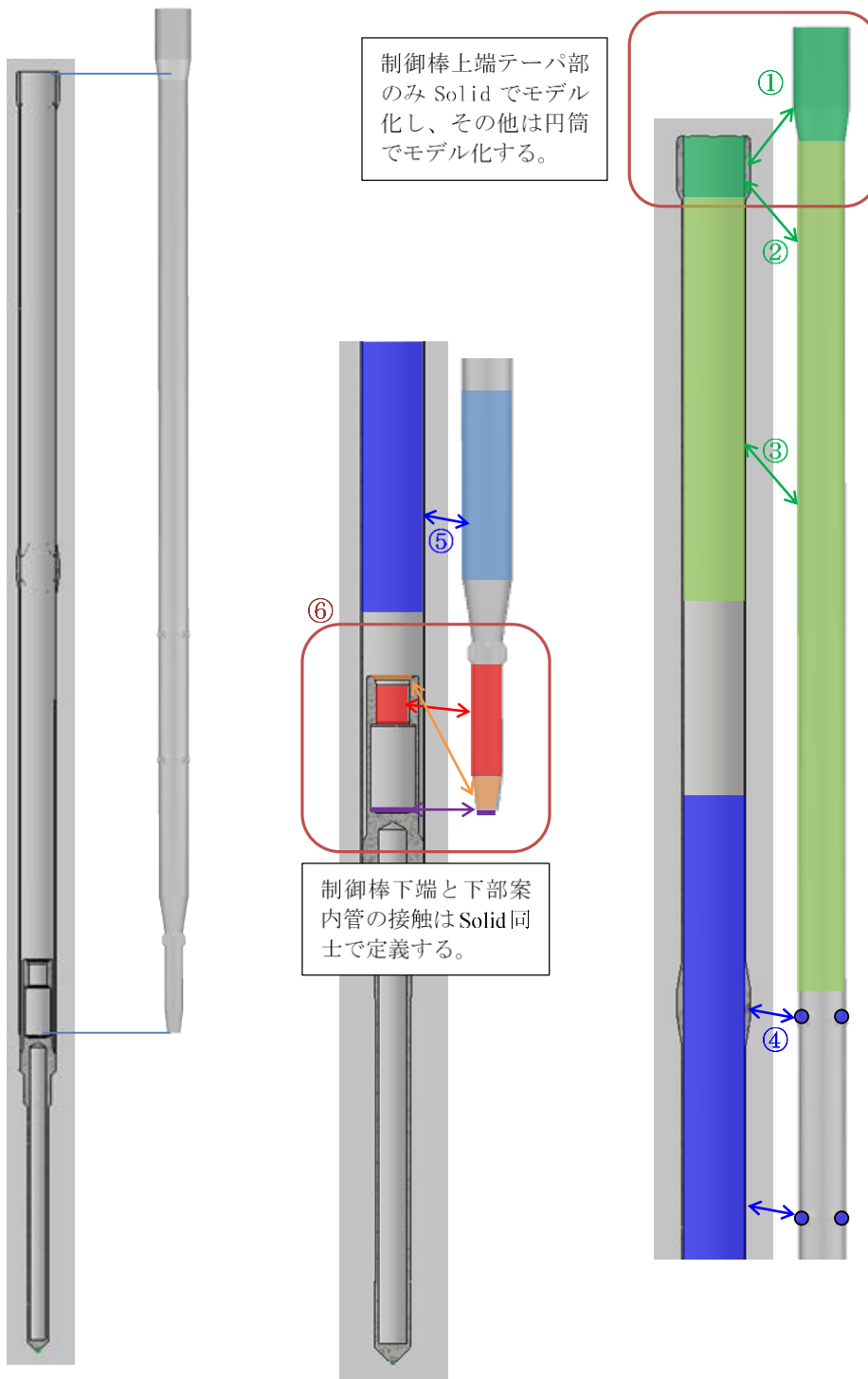
衝突パラメータは既存の FBR 実証施設試験体の落下試験や「常陽」の炉心構成要素ラッパ管の落下試験の結果より、寸法・板厚に近いものを用いた。接触箇所における衝突剛性・衝突減衰は各部位の衝突合成・衝突減衰の直列ばねとして計算した（第 3.1 表）。

第 3.1 表 接触パラメータ

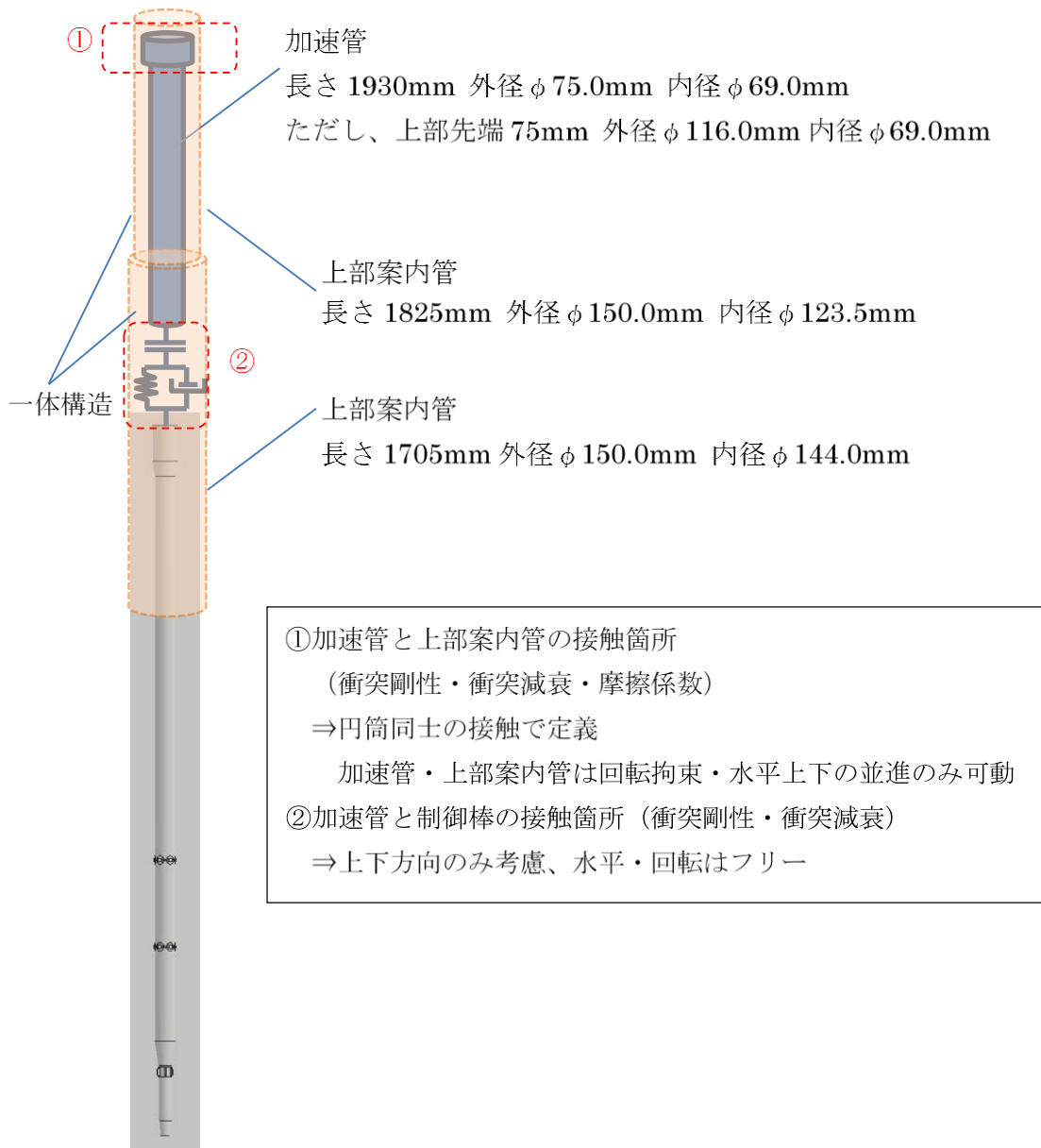
	剛性 (N/mm)	減衰 (Ns/mm)
第 3.1 図①	4.6×10^3	8.8×10^{-1}
第 3.2 図①	1.6×10^4	9.0×10^{-1}
第 3.1 図、第 3.2 図②	5.7×10^3	1.7×10^{-1}
第 3.2 図③	3.8×10^3	1.0×10^{-1}
第 3.1 図、第 3.2 図④	3.8×10^3	1.0×10^{-1}
第 3.2 図⑤	7.1×10^3	2.0×10^{-1}
第 3.2 図⑥	2.2×10^4	2.1×10^0
第 3.3 図①	3.0×10^4	2.5×10^1
第 3.3 図②	1.0×10^4	1.0×10^2



第 3.1 図 制御棒の接触条件 (切り離し時)



第 3.2 図 制御棒の接触条件（着座時）

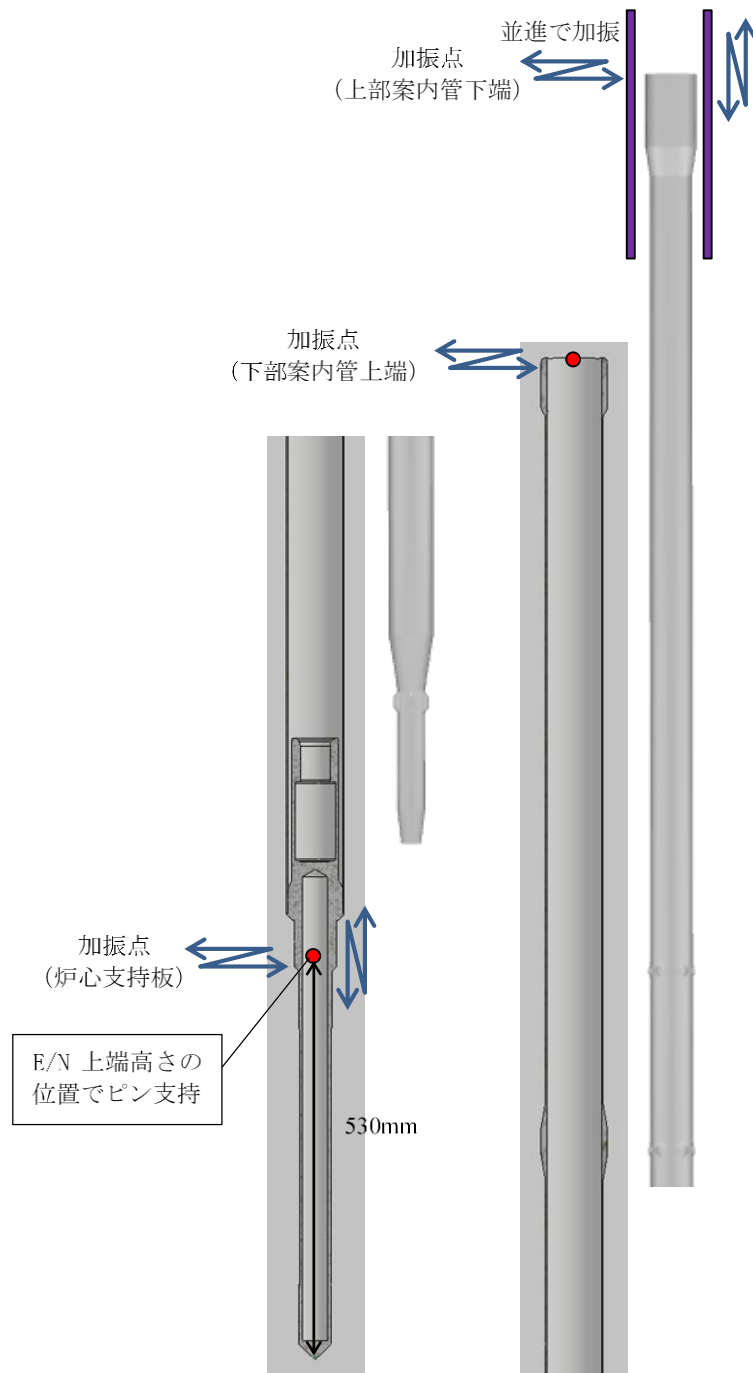


第 3.3 図 加速管の接触条件

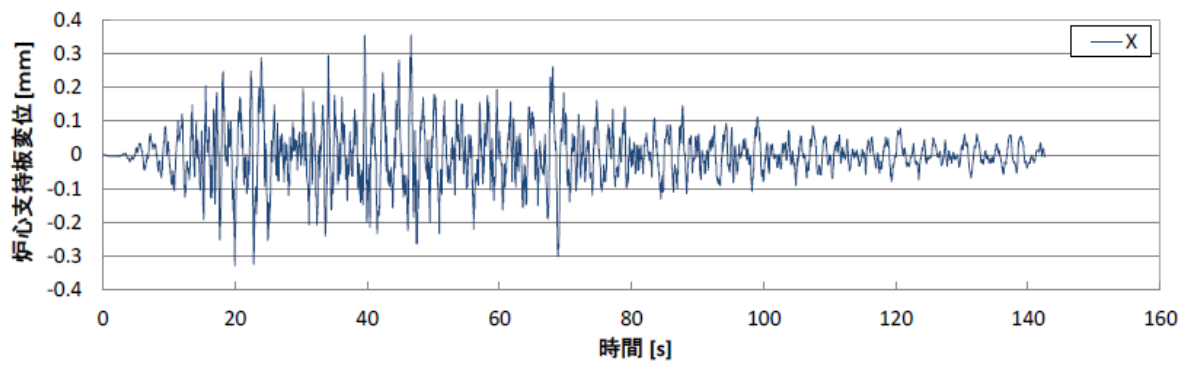
③ 加振波

加振点を第 3.4 図に示す。下部案内管の下部（炉心支持板球面座）を水平 2 方向加振及び鉛直方向に加振する。また下部案内管の上部を水平 2 方向に加振する（鉛直方向はフリー）。下部案内管は下部をピン支持・回転フリーとし、上下 2 箇所の水平加振によって、下部案内管は回転しながら振動する。上部案内管は水平 2 方向及び鉛直方向に並進して加振する（回転しない）。

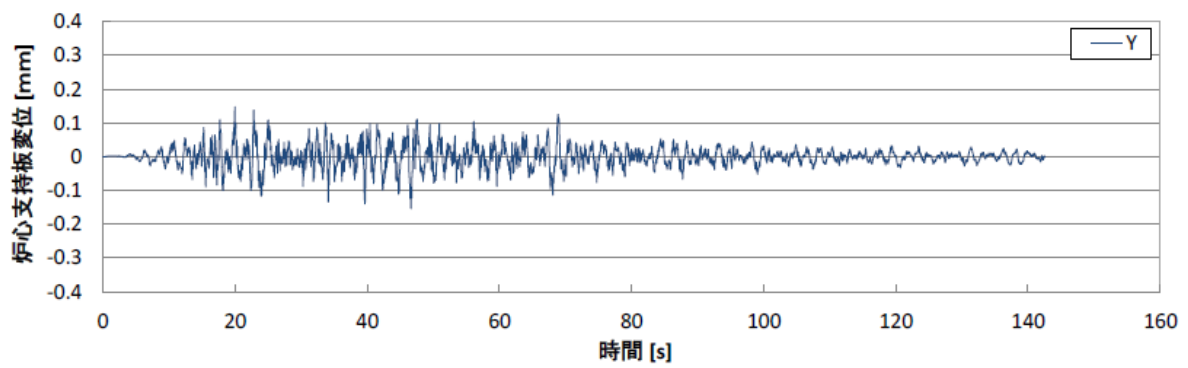
加振波を第 3.5 図～第 3.22 図に示す。「2.2 地震応答解析」の炉心支持板、上部案内管、下部案内管の応答を使用する。解析開始タイミングについては、実際には最大変位が生じるより前に挿入が完了すると考えられるが、ここでは、下部案内管と上部案内管の相対変位が最も大きくなるタイミング中での解析とする。



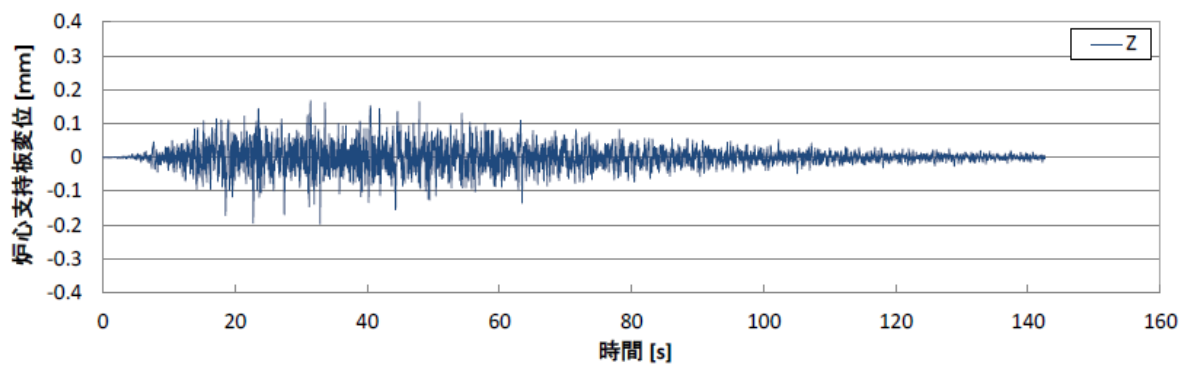
第 3.4 図 解析モデルにおける加振箇所



(a) X 方向

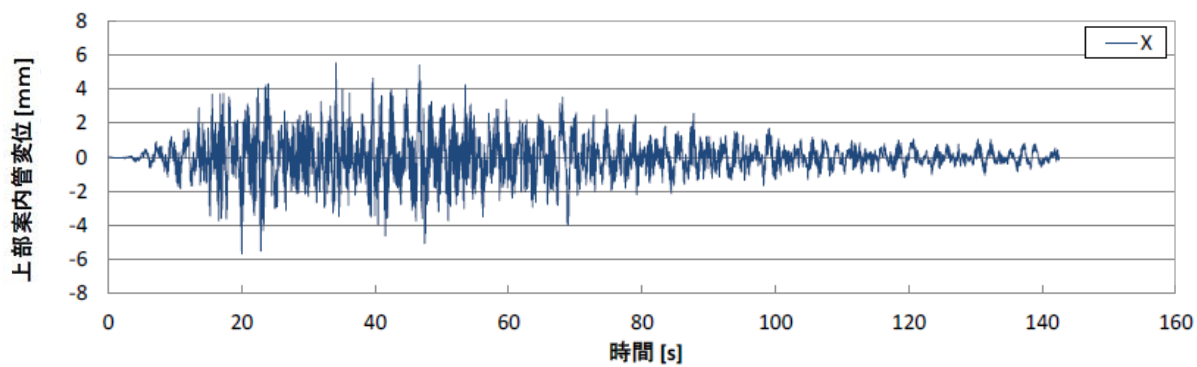


(b) Y 方向

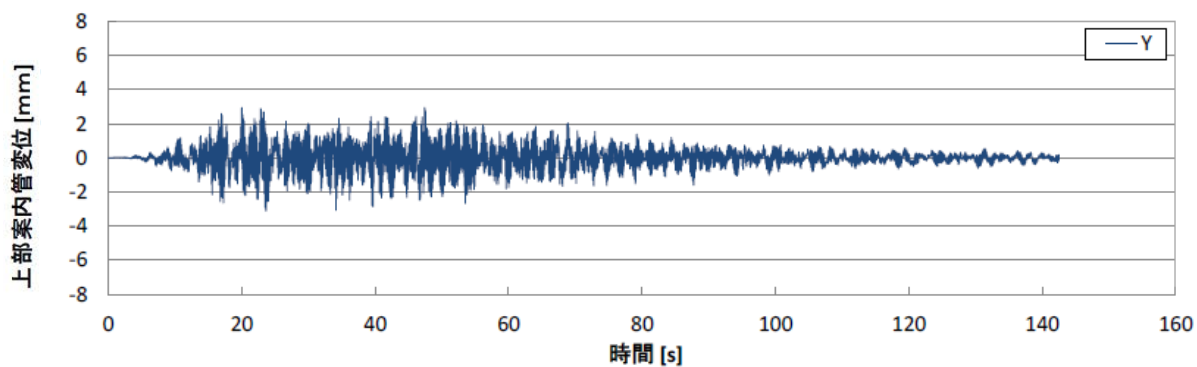


(c) Z 方向

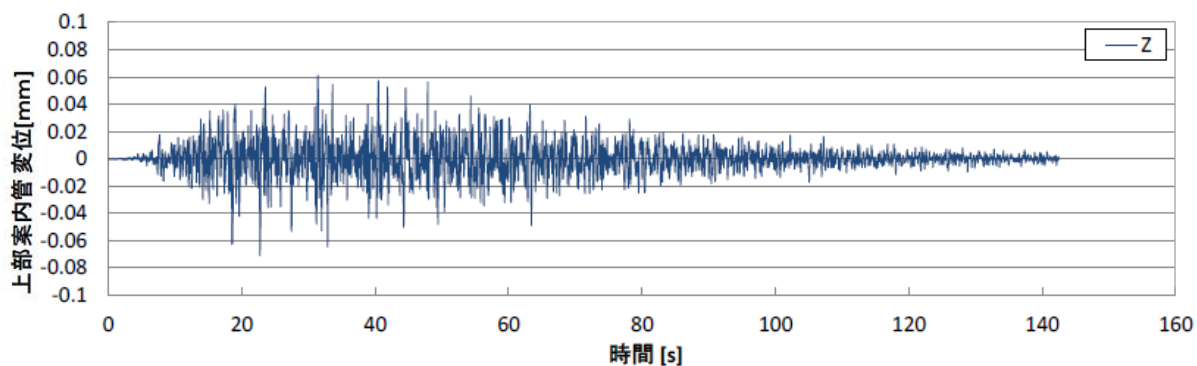
第 3.5 図 加振波 (Ss-D 波、炉心支持板変位)



(a) X 方向

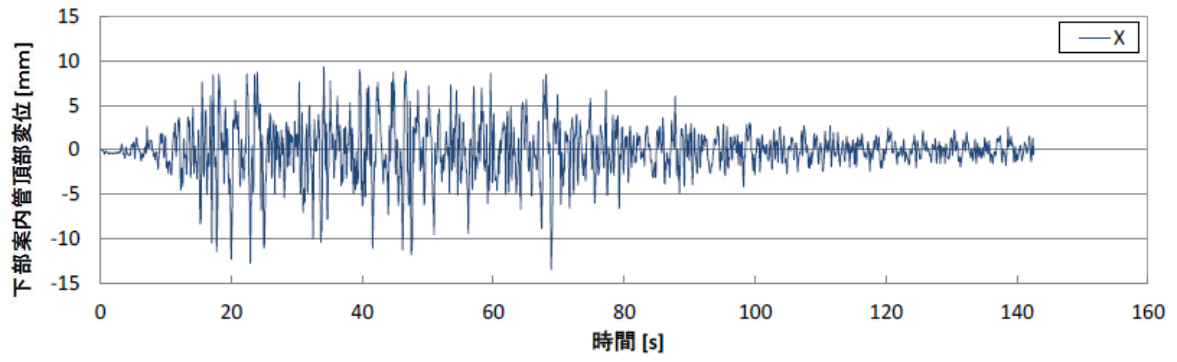


(b) Y 方向

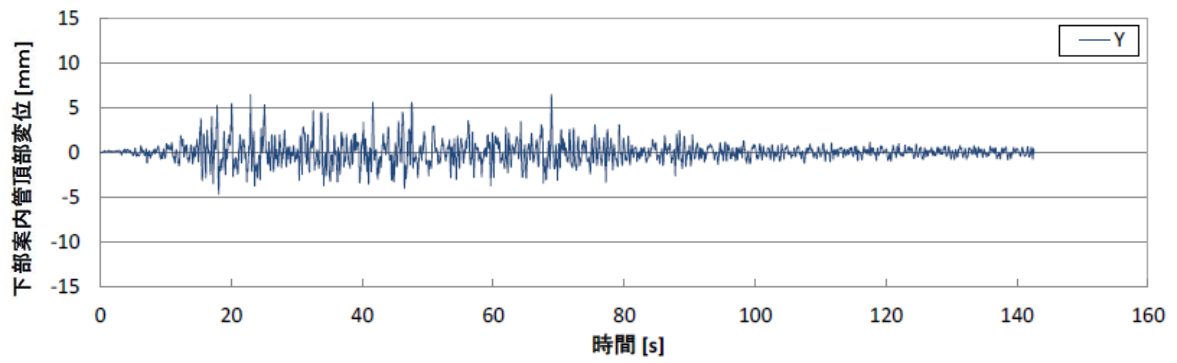


(c) Z 方向

第 3.6 図 加振波 (Ss-D 波、上部案内管下端変位)

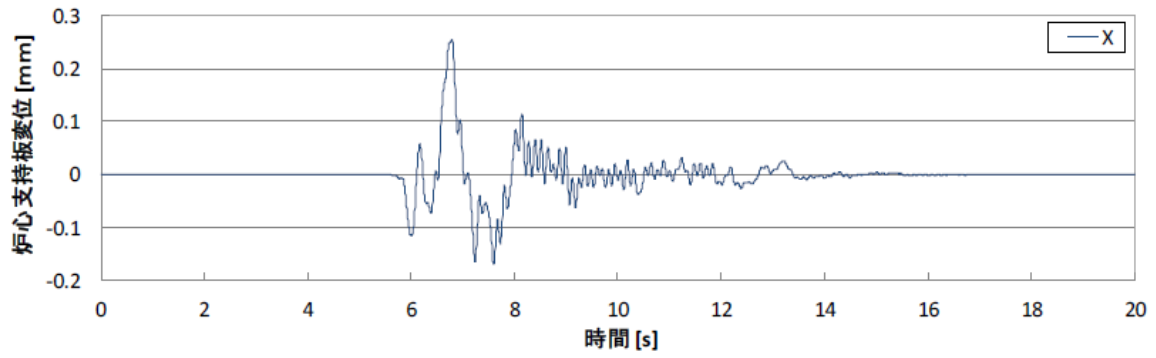


(a) X 方向

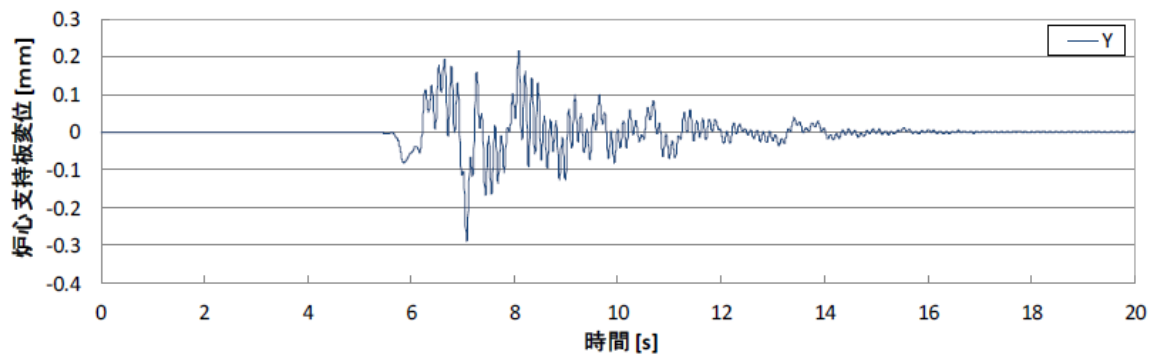


(b) Y 方向

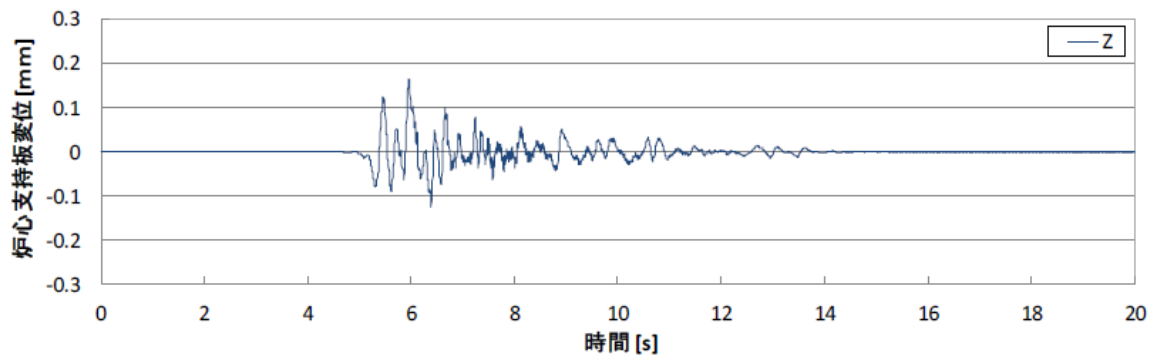
第 3.7 図 加振波 (Ss-D 波、下部案内管頂部変位)



(a) X 方向

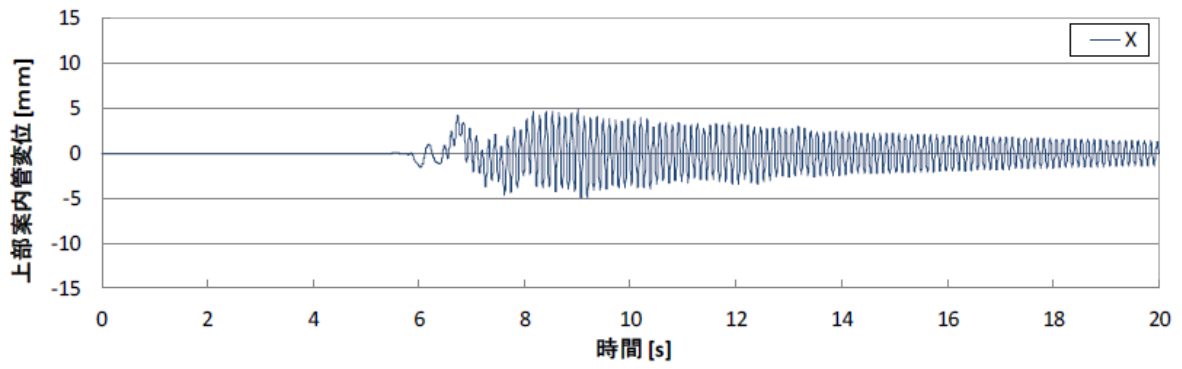


(b) Y 方向

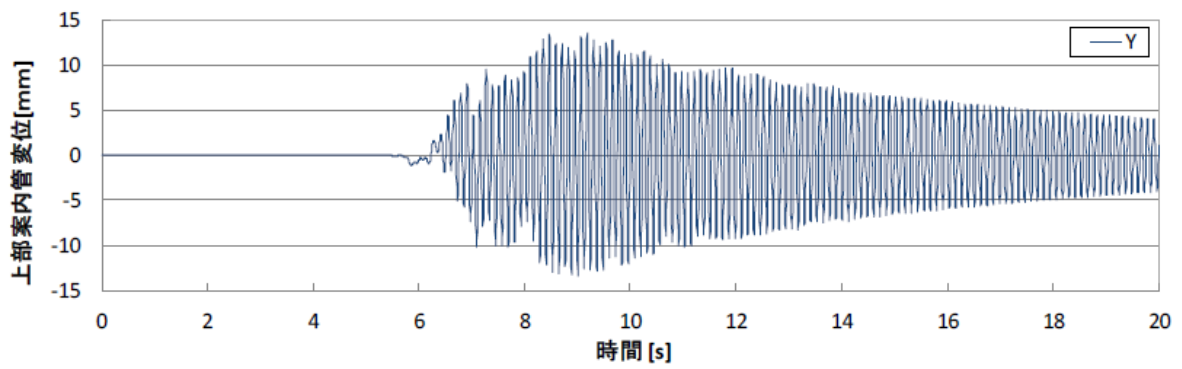


(c) Z 方向

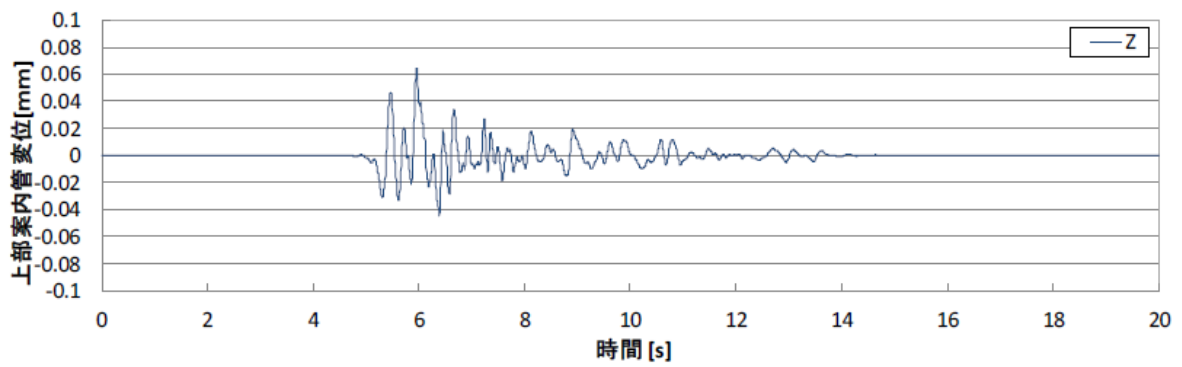
第 3.8 図 加振波 (Ss-1 波、炉心支持板変位)



(a) X 方向

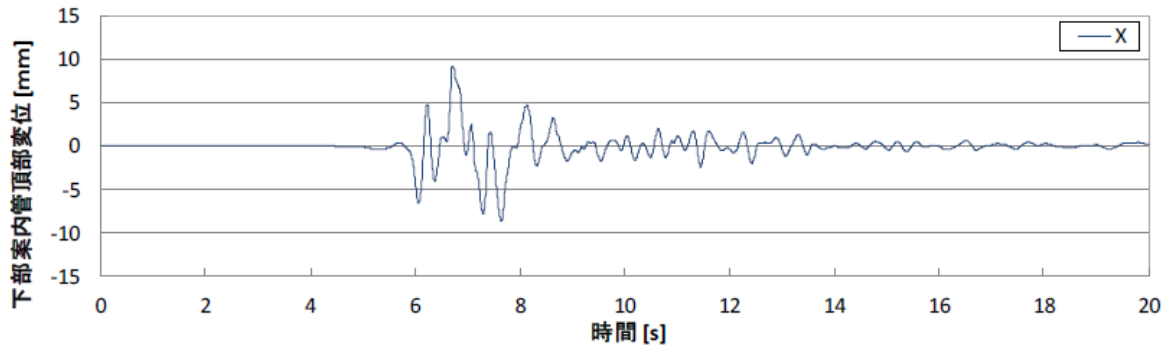


(b) Y 方向

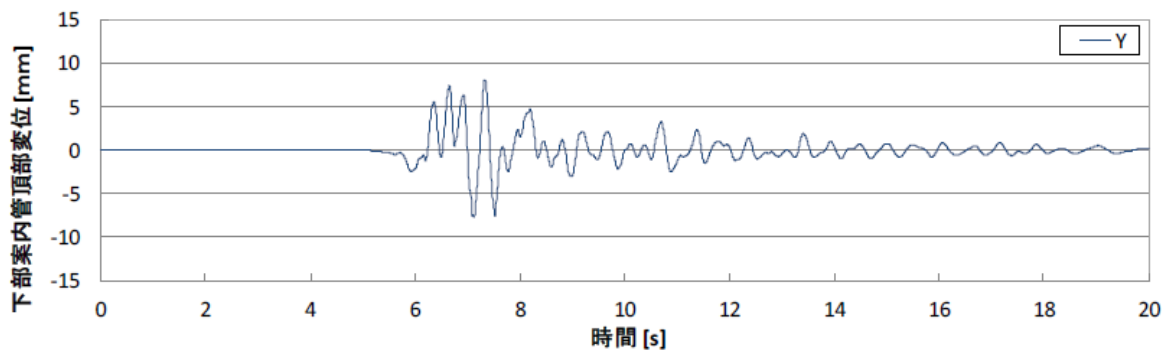


(c) Z 方向

第 3.9 図 加振波 (Ss-1 波、上部案内管下端変位)

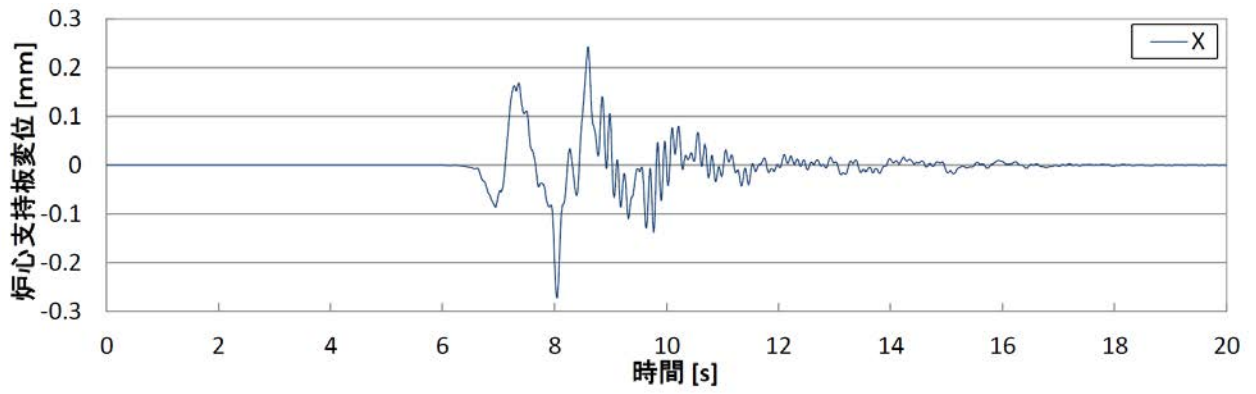


(a)X 方向

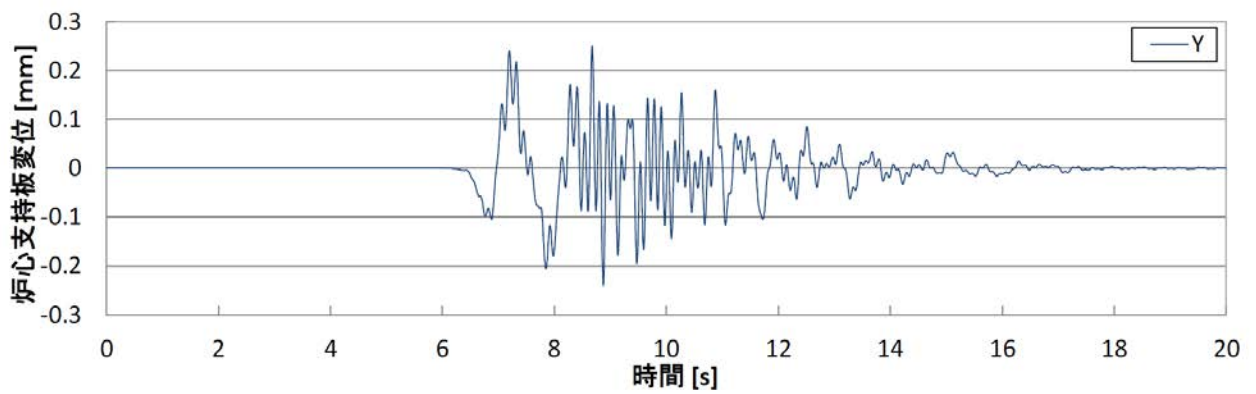


(b)Y 方向

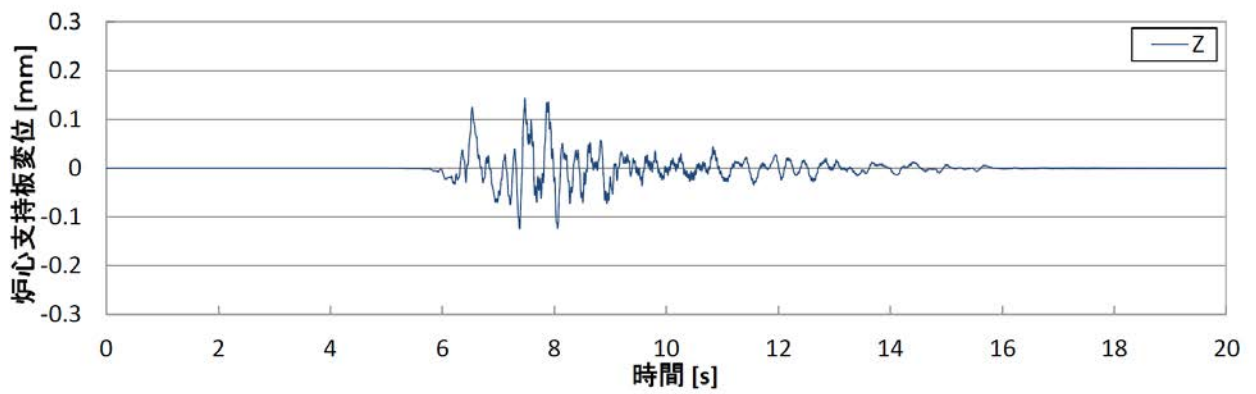
第 3.10 図 加振波 (Ss-1 波、下部案内管頂部変位)



(a) X 方向

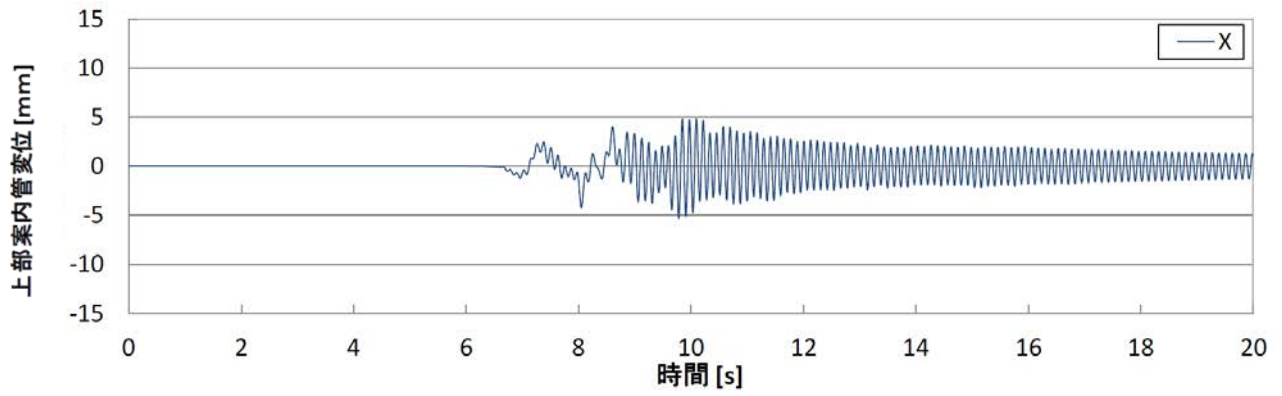


(b) Y 方向

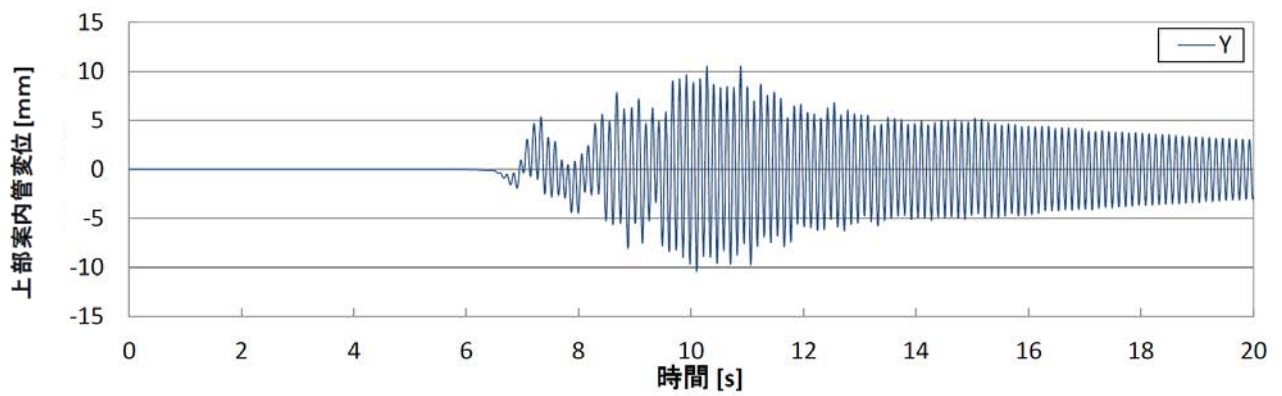


(c) Z 方向

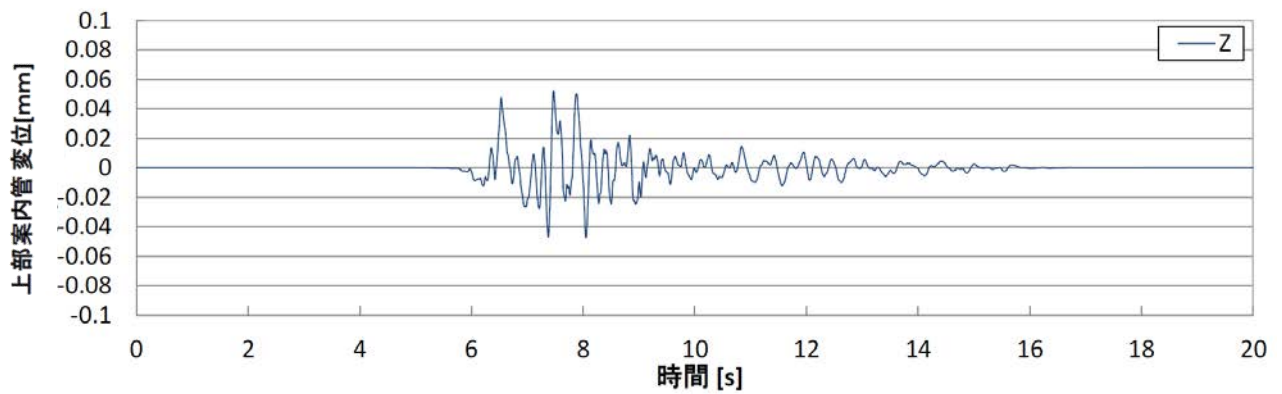
第 3.11 図 加振波 (Ss-2 波、炉心支持板変位)



(a) X 方向

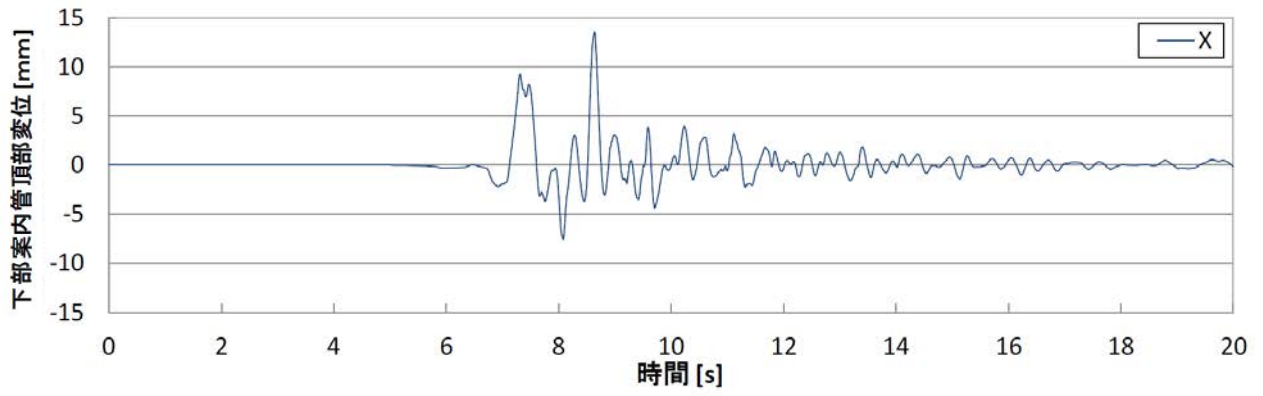


(b) Y 方向

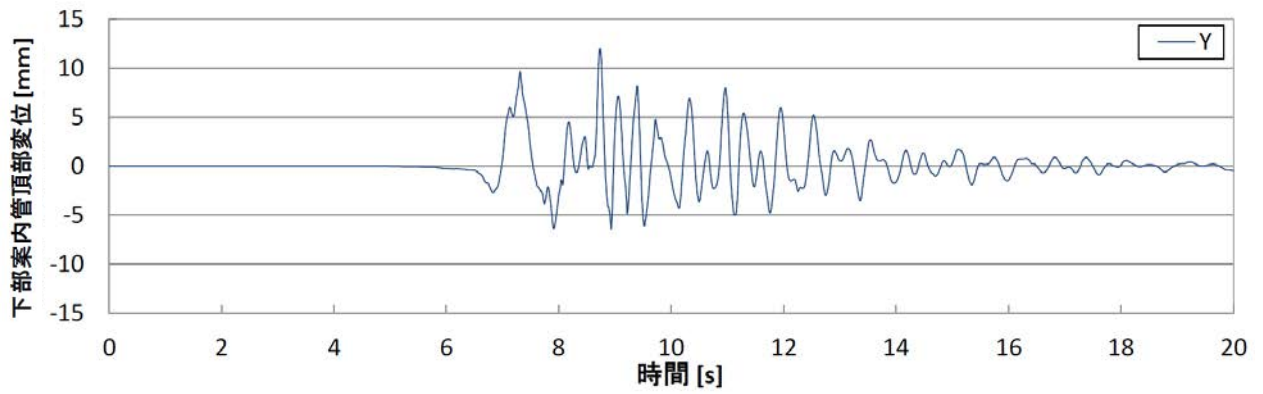


(c) Z 方向

第 3.12 図 加振波 (Ss-2 波、上部案内管下端変位)

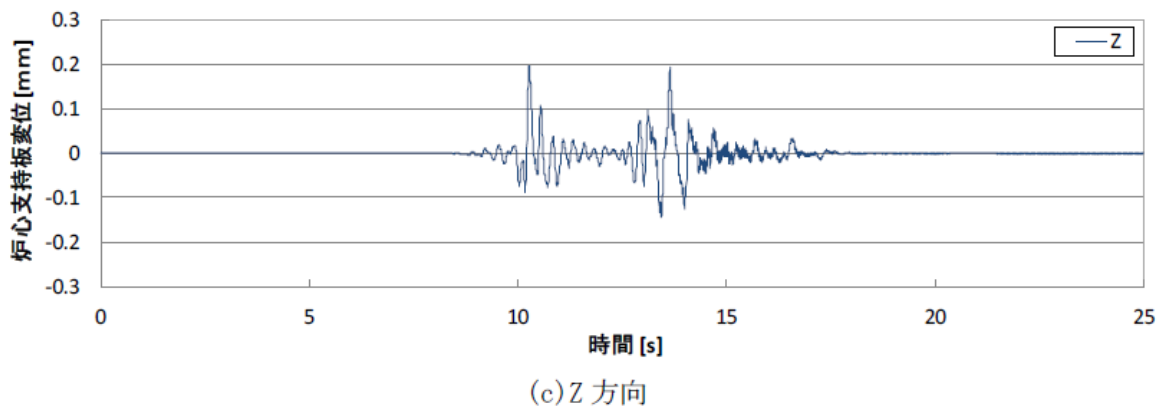
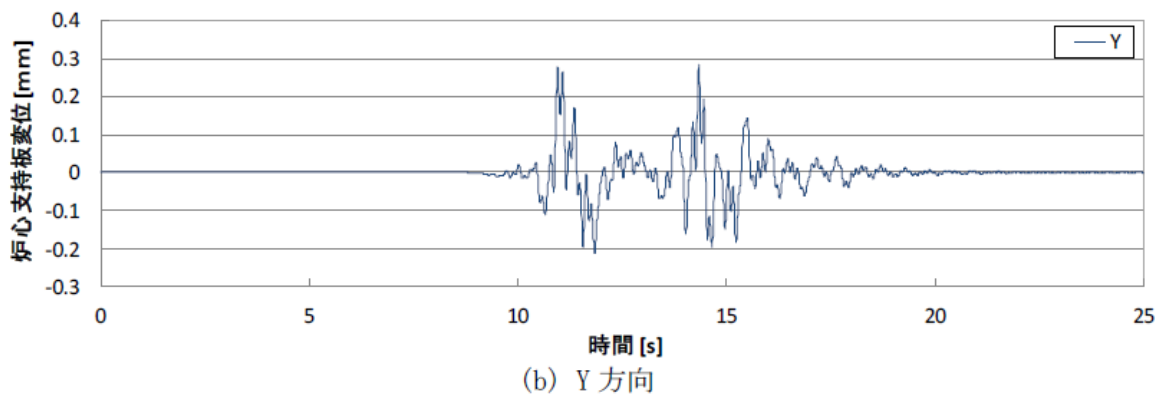
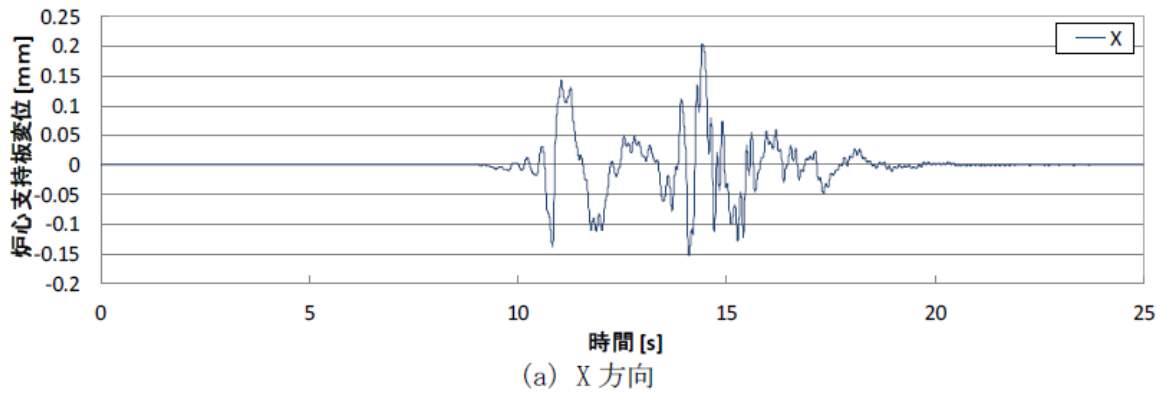


(a) X 方向

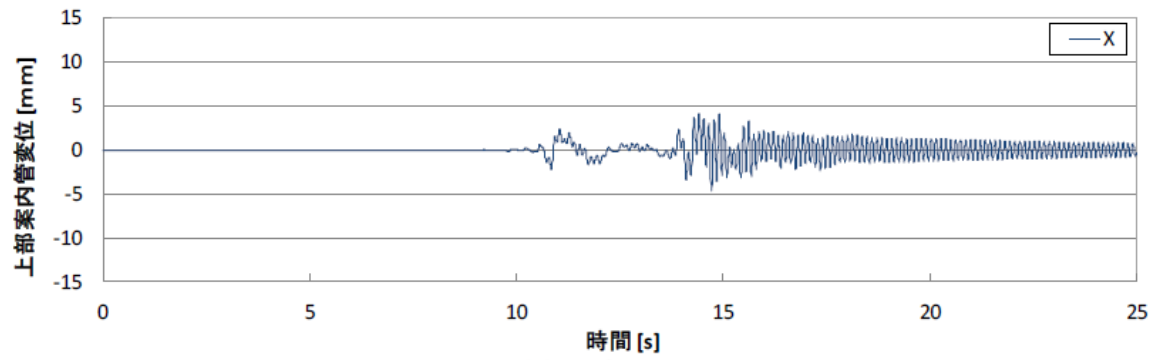


(b) Y 方向

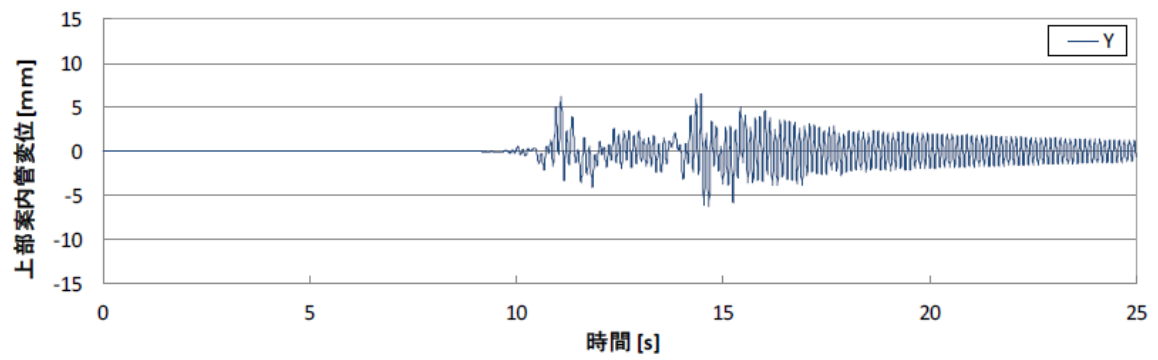
第 3.13 図 加振波 (Ss-2 波、下部案内管頂部変位)



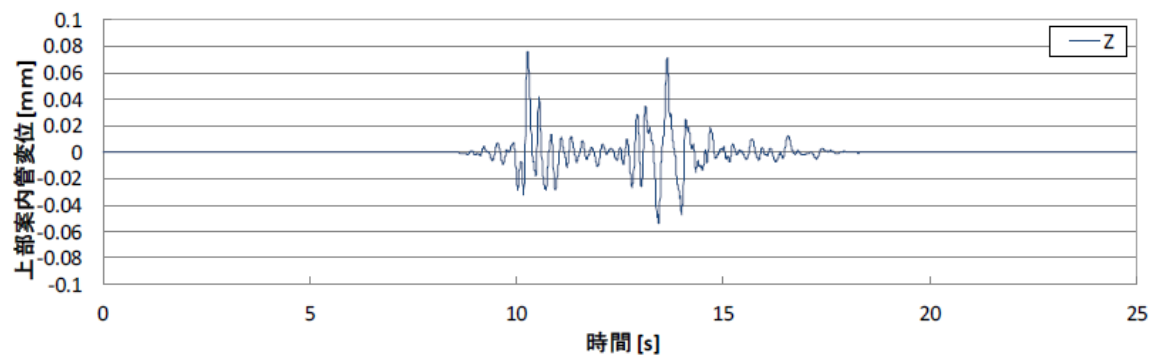
第 3.14 図 加振波 (Ss-3 波、炉心支持板変位)



(a) X 方向

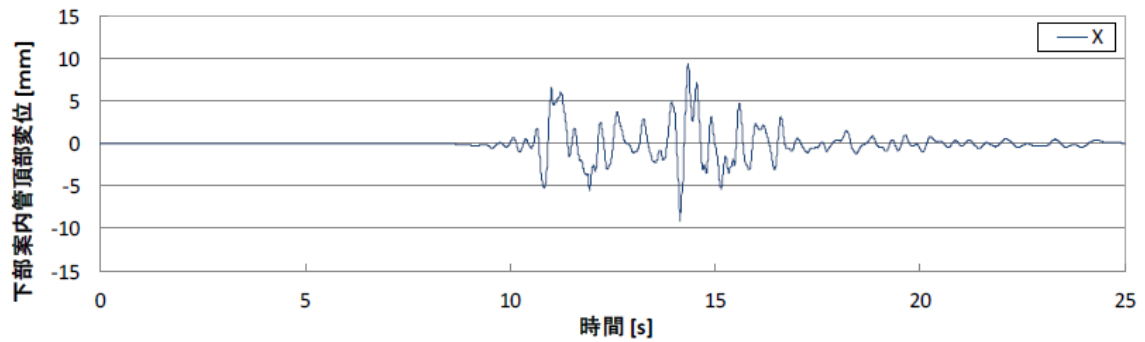


(b) Y 方向

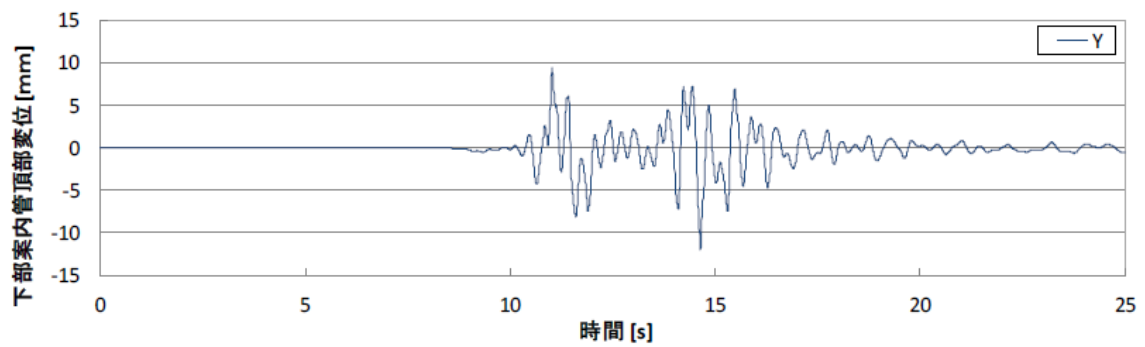


(c) Z 方向

第 3.15 図 加振波 (Ss-3 波、上部案内管下端変位)

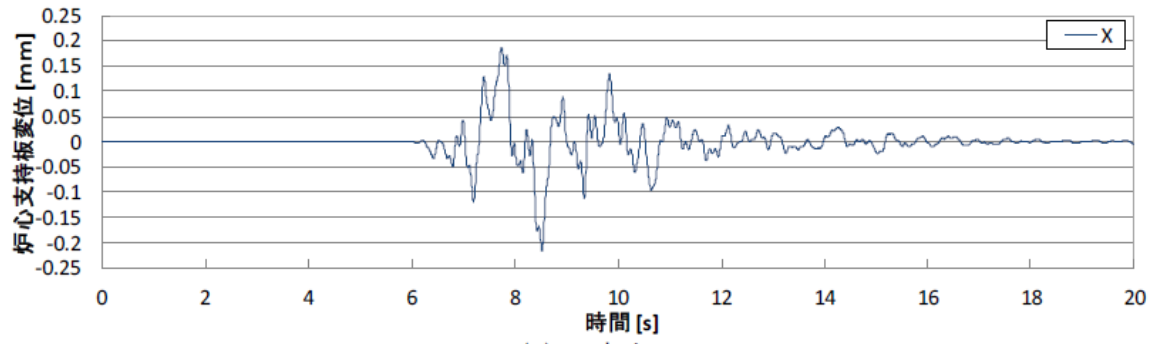


(a) X方向

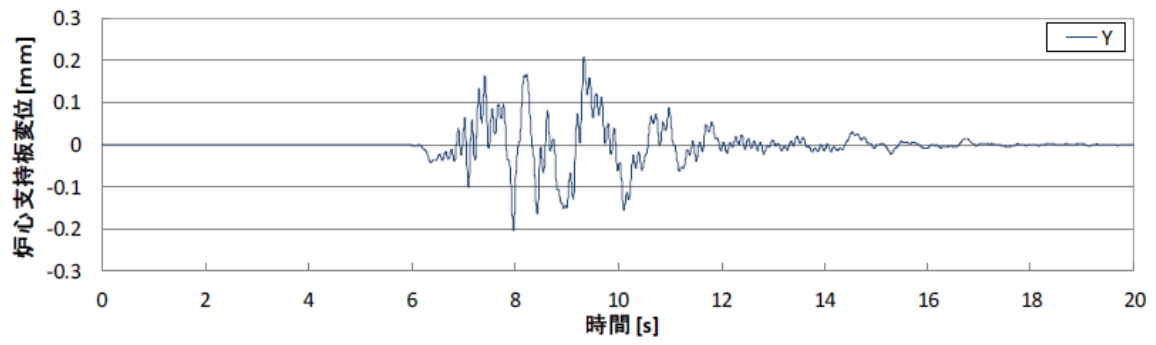


(b) Y方向

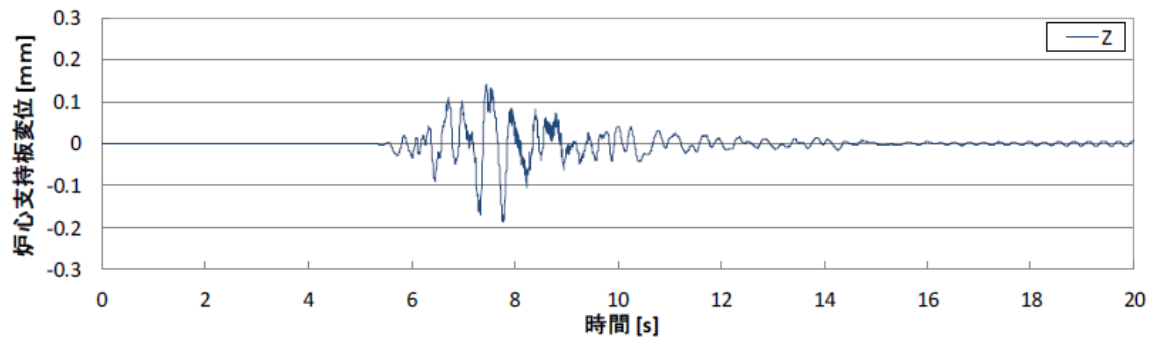
第 3.16 図 加振波 (Ss-3 波、下部案内管頂部変位)



(a) X 方向

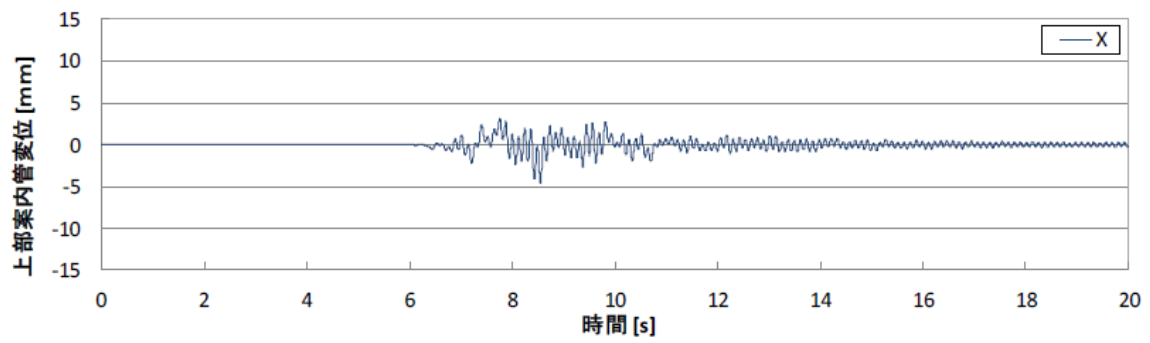


(b) Y 方向

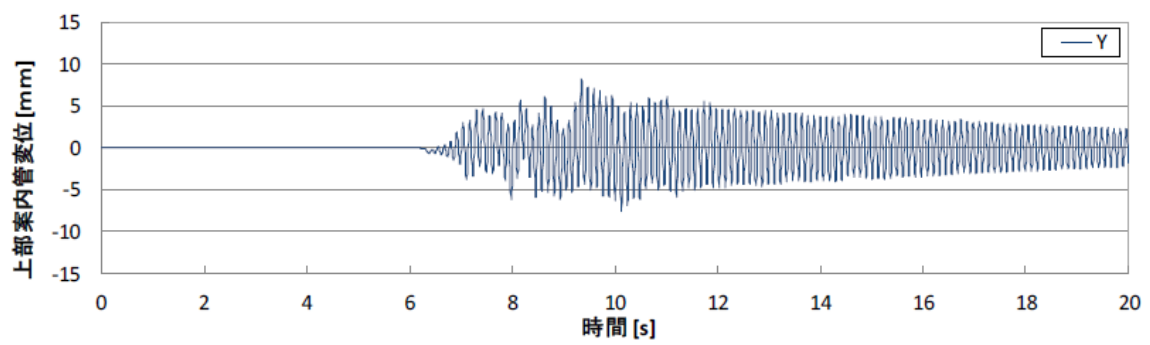


(c) Z 方向

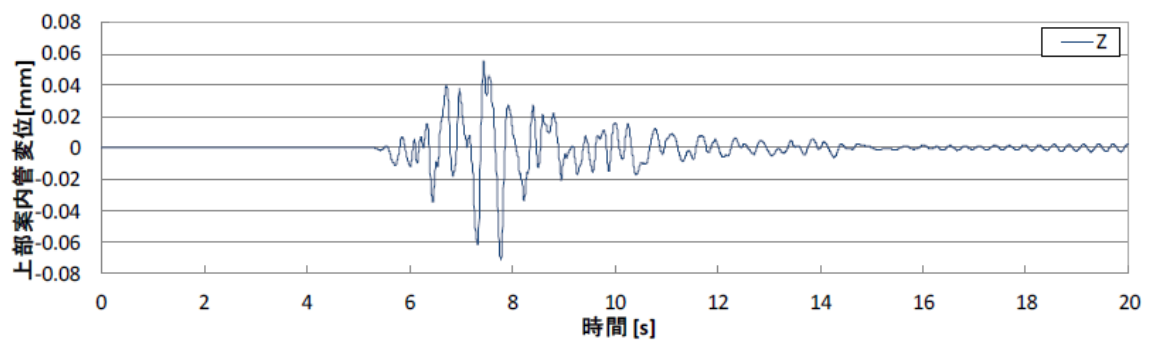
第 3.17 図 加振波 (Ss-4 波、炉心支持板変位)



(a) X 方向

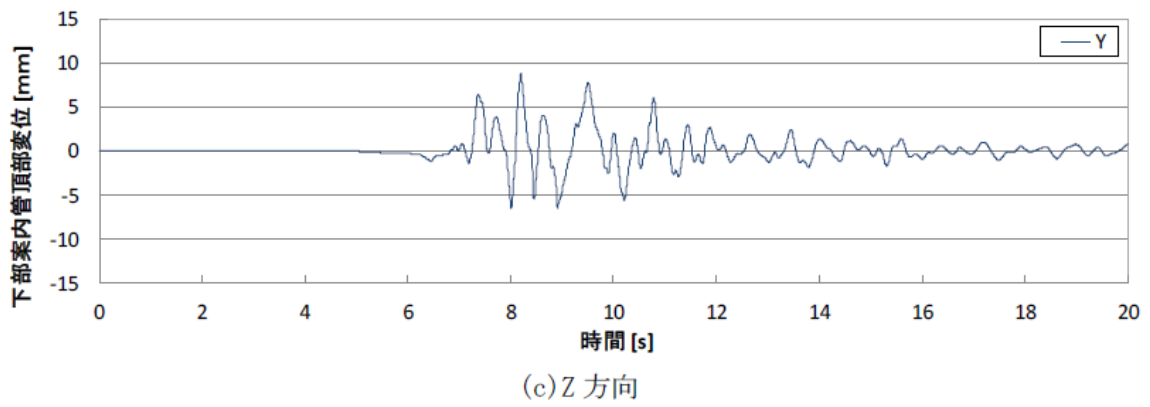
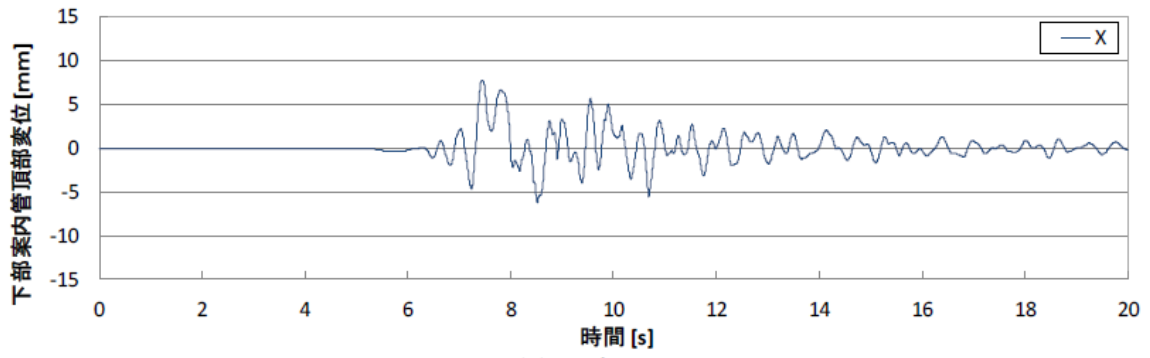


(b) Y 方向

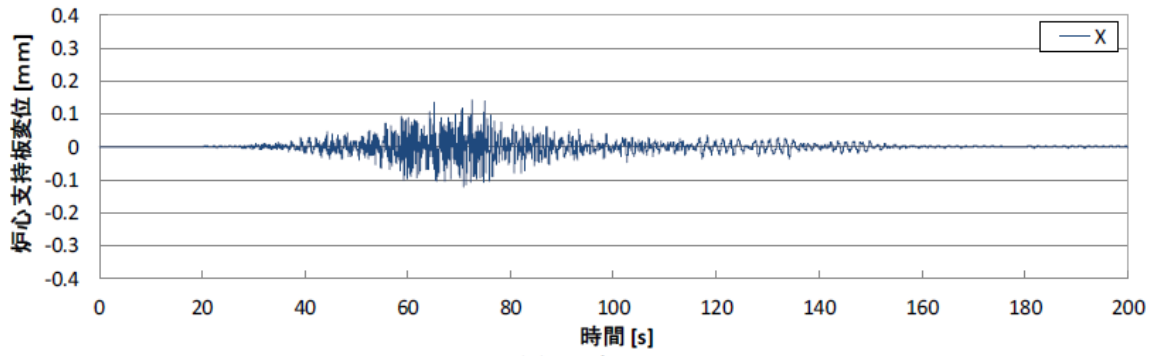


(c) Z 方向

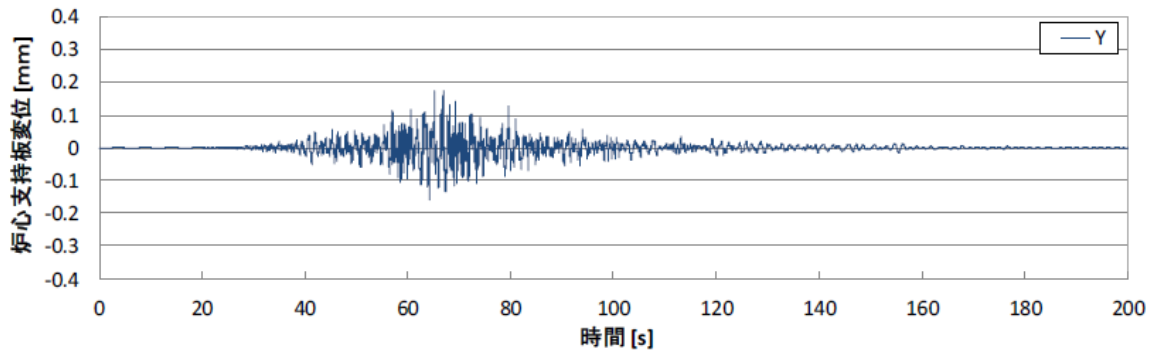
第 3.18 図 加振波 (Ss-4 波、上部案内管下端変位)



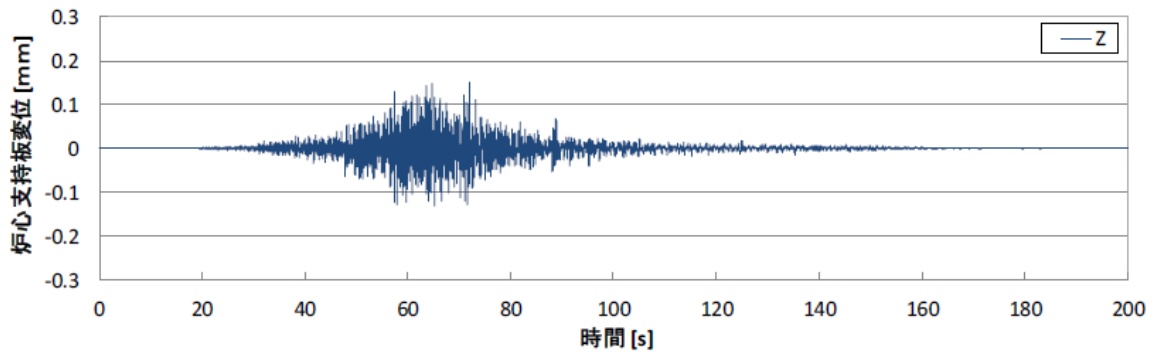
第 3.19 図 加振波 (Ss-4 波、下部案内管頂部変位)



(a) X 方向

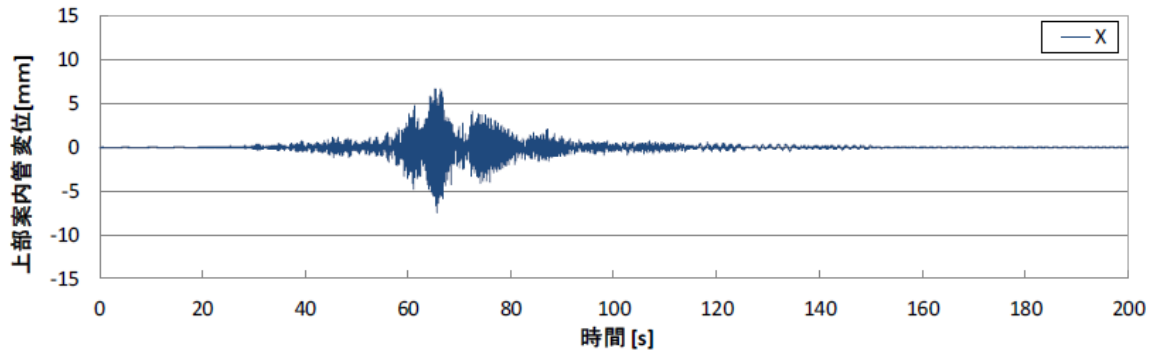


(b) Y 方向

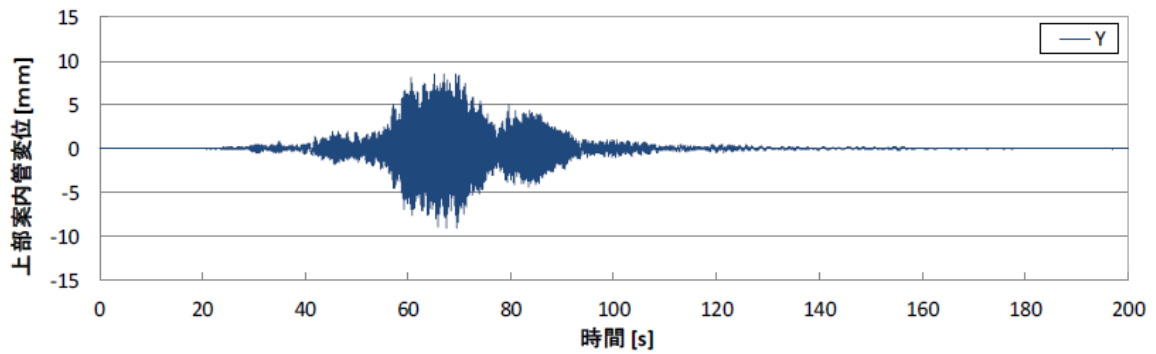


(c) Z 方向

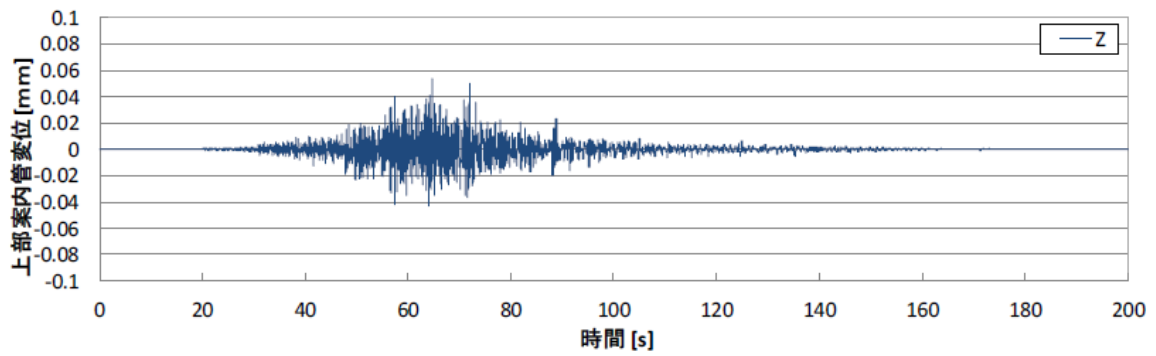
第 3.20 図 加振波 (Ss-5 波、炉心支持板変位)



(a) X 方向

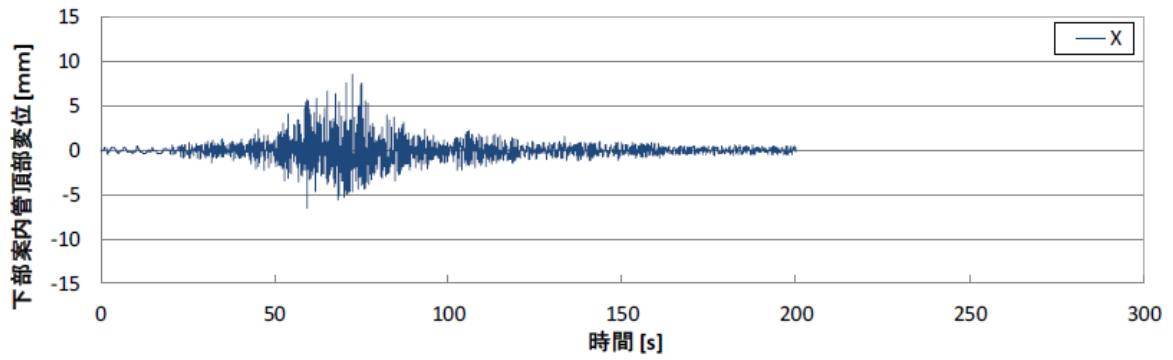


(b) Y 方向

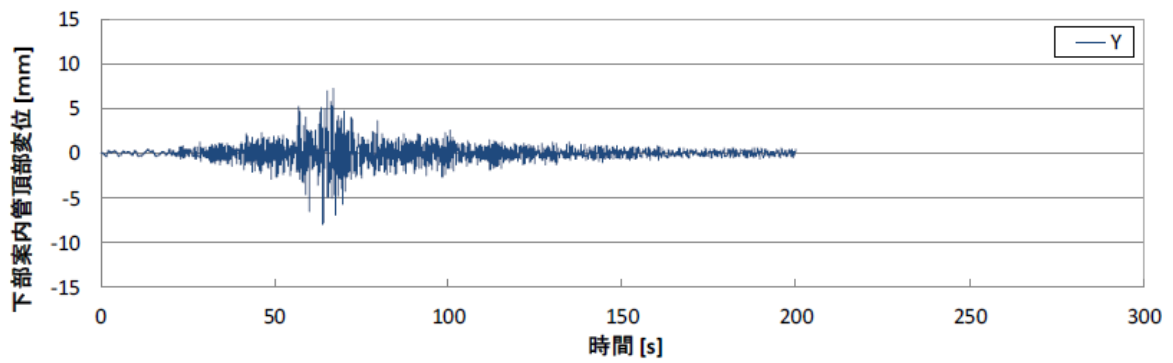


(c) Z 方向

第 3.21 図 加振波 (Ss-5 波、上部案内管下端変位)



(a) X方向



(b) Y方向

第 3.22 図 加振波 (Ss-5 波、下部案内管頂部変位)

(2) 解析結果

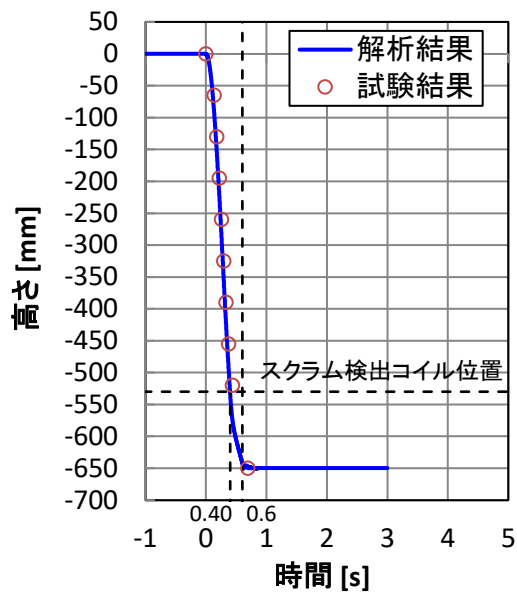
実機条件（ナトリウム雰囲気）におけるスクラム時間（デラッチから挿入量 530mm 位置に到達するまでの時間）の解析結果を第 3.2 表に示す。加振波（第 3.5 図～第 3.22 図）では時刻によって変位や加速度が変わってくるため、加振波の中で保守的なスクラム挙動解析となるよう、制御棒の落下中に上部案内管と下部案内管頂部の相対変位が最大となる解析としており、加振波中の落下開始時間も表中に示す。

加振時のスクラム曲線を加振なしの解析結果と併せて第 3.23 図に示す。参考として、「(1)加振なし」の図中には水中スクラム試験の結果もプロットしている。

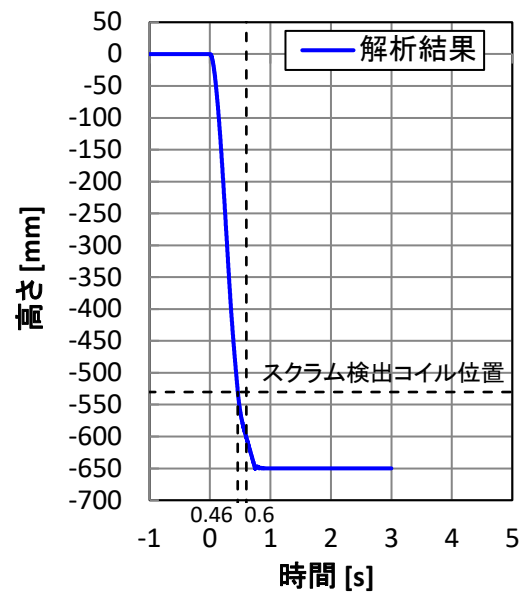
すべての波において、加振時でもスクラム時間は制限となる 0.6 秒以内となっている。よって基準地震動 S_s の地震時においても「核的挿入 90%が 0.8 秒以内」の制御棒挿入性は確保される。

第 3.2 表 スクラム時間

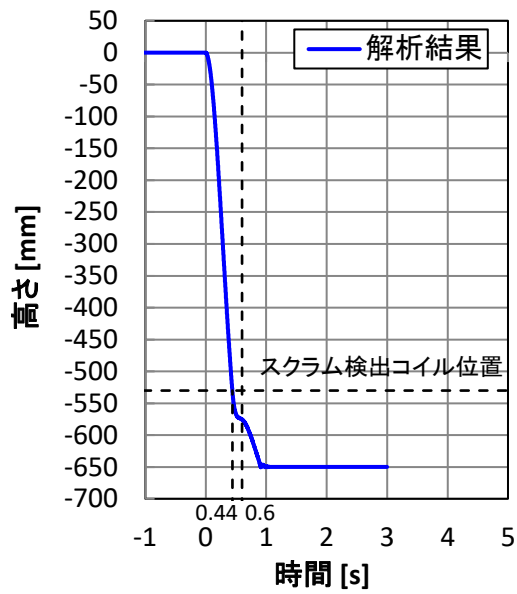
	地震波	スクラム時間(s)	備考
(1)	－（加振なし）	0.40	
(2)	Ss-D	0.46	落下：22.82s～
(3)	Ss-1	0.44	落下：7.23s～
(4)	Ss-2	0.44	落下：8.64s～
(5)	Ss-3	0.45	落下：14.51s～
(6)	Ss-4	0.43	落下：9.43s～
(7)	Ss-5	0.46	落下：67.45s～



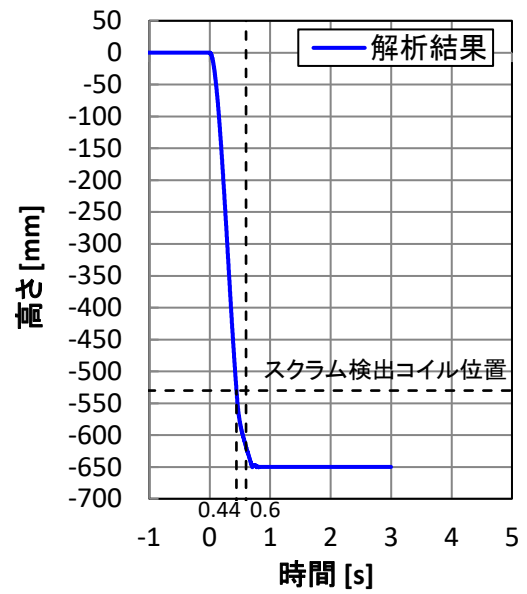
(1) 加振なし



(2) Ss-D 加振

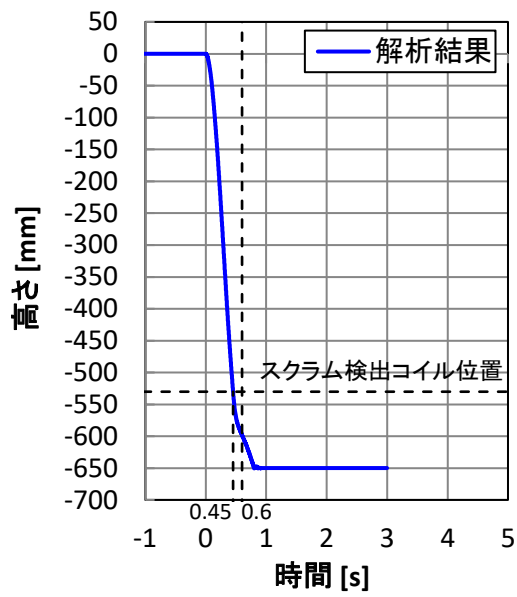


(3) Ss-1 加振

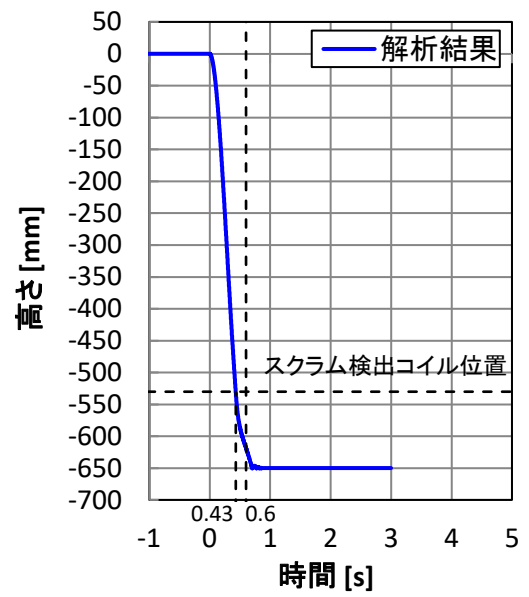


(4) Ss-2 加振

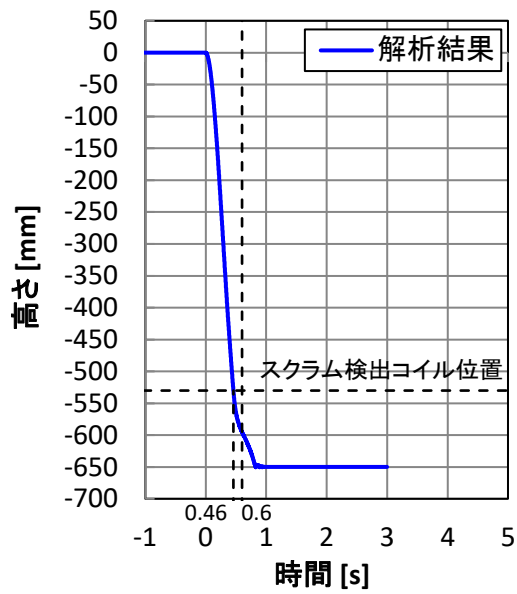
第 3.23 図 解析結果(1/2)



(5) S_s-3 加振



(6) S_s-4 加振



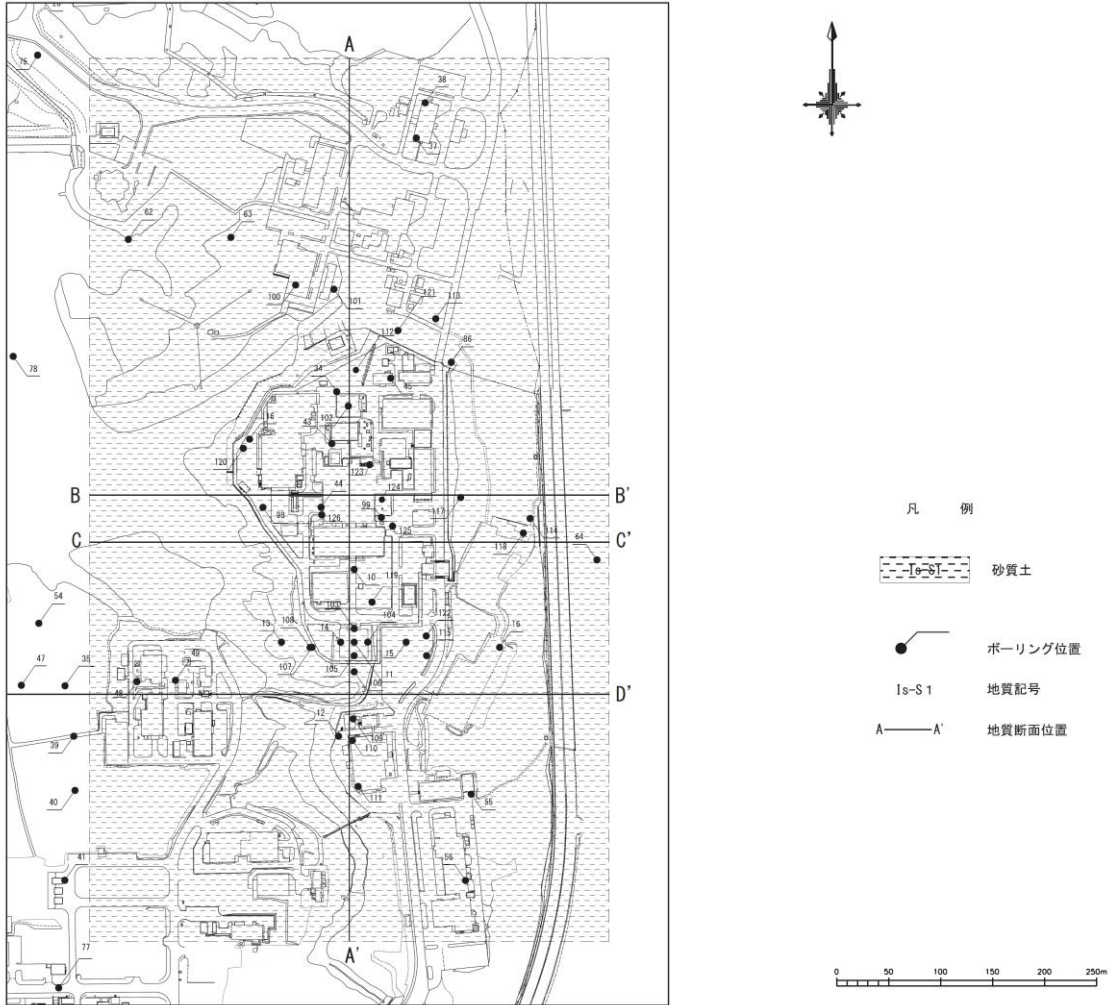
(7) S_s-5 加振

第 3.23 図 解析結果 (2/2)

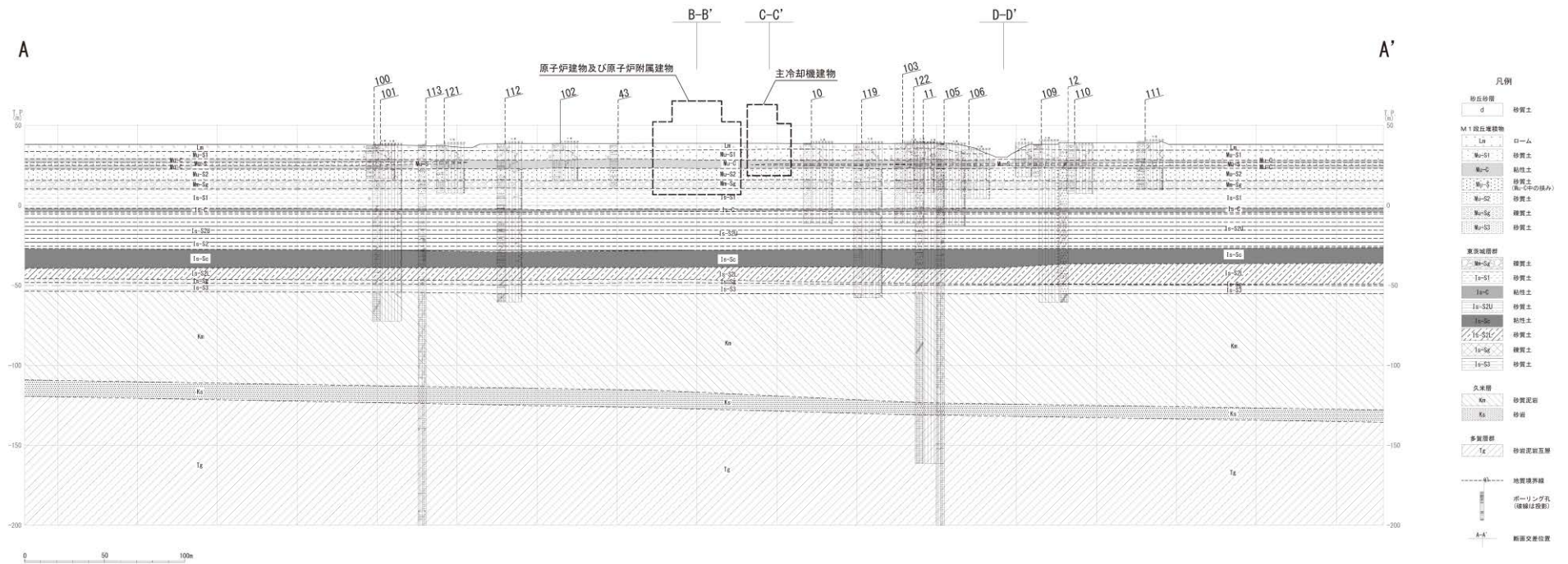
参考文献

- [1] 高速実験炉照射用炉心制御棒の研究開発，原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更その6）添付書類8 追補1，昭和52年9月2日申請（昭和53年9月20日許可）。
- [2] 制御棒の地震時の挿入性に関する説明書，設計及び工事の方法の変更認可申請書「第5次取替制御棒の製作及び制御棒下部案内管の更新，第6次取替制御棒の製作，並びに制御棒駆動機構上部案内管部の更新の一部変更」添付資料－Ⅱ，平成3年10月1日申請（平成3年10月18日認可）。
- [3] 3次元炉心群振動解析評価手法について，第25回もんじゅ廃止措置安全監視チーム，資料2-2-1，令和元年10月17日。
- [4] 「もんじゅ」廃止措置計画の変更内容（模擬燃料体の部分装荷），第27回もんじゅ廃止措置安全監視チーム，資料2，令和2年2月17日。

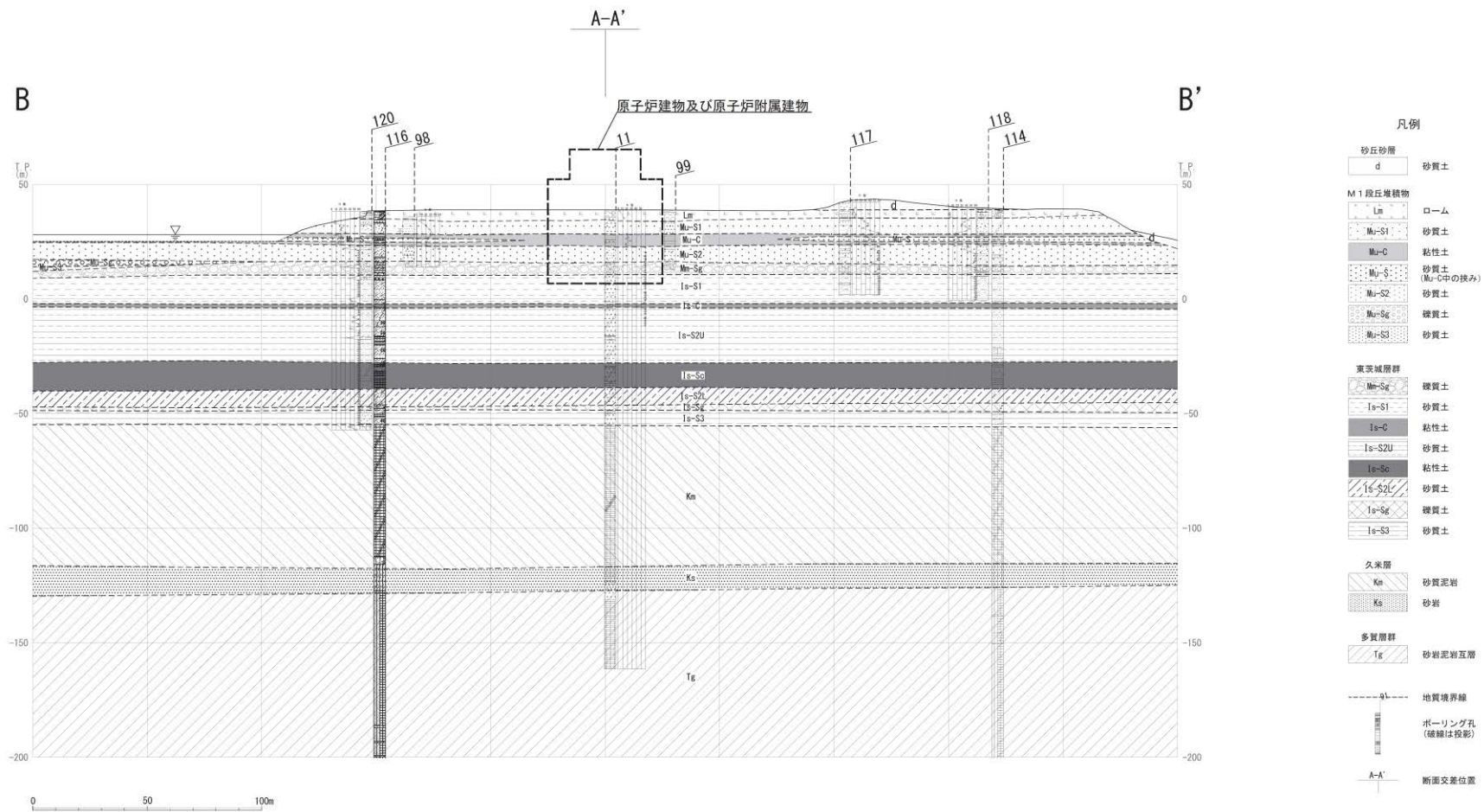
耐震 S クラスの施設を有する建物の設置状況



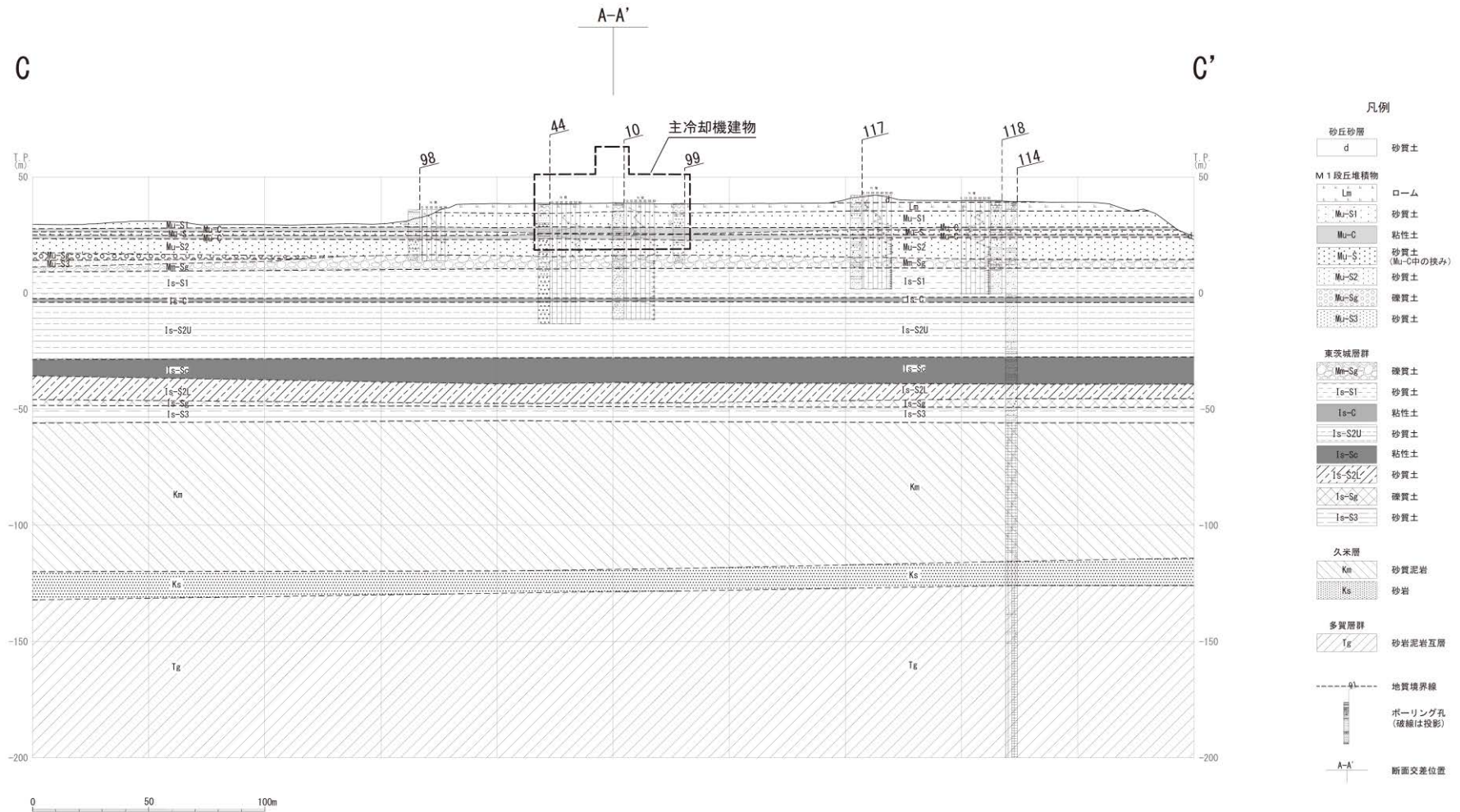
第 1 図 原子炉施設設置位置付近の水平地質断面図



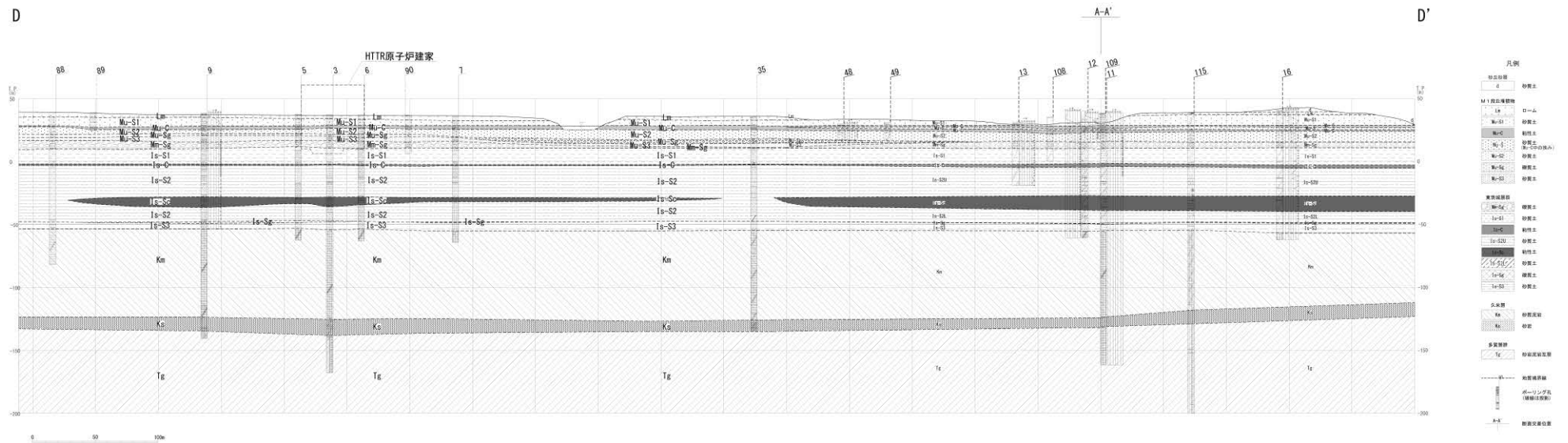
第2図(1) 原子炉施設設置位置付近の鉛直地質断面図及び地盤分類図 (A-A'測線)



第 2 図 (2) 原子炉施設設置位置付近の鉛直地質断面図及び地盤分類図 (B-B'測線)



第 2 図 (3) 原子炉施設設置位置付近の鉛直地質断面図及び地盤分類図 (C-C'測線)



第2図 (4) 原子炉施設設置位置付近の鉛直地質断面図及び地盤分類図 (D-D'測線)

「常陽」新規制基準適合に係る耐震評価の設計成立性

本資料は、建物、機器・配管系について、新規制基準適合に係る耐震評価の設計成立性を示すための説明方法を示すものである。

建物の設計成立性については、下記を提示する。

- (1) 地震観測シミュレーションによる地震応答解析モデルの妥当性確認
- (2) 地震応答解析結果（最大せん断ひずみ、最大接地圧の評価）
- (3) 機器・配管系の解析に用いる設計用床応答スペクトル（FRS）

機器・配管系については、Sクラス施設全体に対し、検討フローに基づき代表を選定し、選定した代表の耐震性を提示する。Bクラス、Cクラス施設等のうちSクラス施設に波及的影響を及ぼす機器、動的機器の機能維持が求められる機器についても同様とする。

間接支持構造物としての建物の設計成立性説明フローを第 1.1 図、機器・配管系の代表選定検討フローを第 1.2 図、動的機器の機能維持評価の代表選定検討フローを第 1.3 図に示す。検討フローに基づく S クラス機器・配管系の代表選定整理表を第 1.1 表、B、C クラス等の機器・配管系の波及的影響対象の代表選定整理表を第 1.2 表、動的機器の機能維持評価の代表選定整理表を第 1.3 表に示す。

選定した代表の機器・配管系を下記に示す。

1. Sクラス機器・配管系の代表選定結果

(1) 原子炉容器

本体、リークジャケット

(2) 下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの

1次主冷却系配管（内管、外管）、1次補助冷却系配管（内管、外管）、1次ナトリウム充填・ドレン系配管（内管、外管）

(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備

貯蔵ラック、水冷却池

※水冷却池については、建物の地震応答解析結果に基づきプール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基準値を超えないことを確認する。

(4) 炉心バレル構造物

バレル構造体

(5) 炉心支持構造物

炉心支持板、支持構造物

(6) 主中間熱交換器、1次主循環ポンプ

本体、リークジャケット

(7) 格納容器

2. B、Cクラス等の機器・配管系の波及的影響対象の代表選定結果

(1) 下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの

1次オーバフロー系配管、1次アルゴンガス系配管

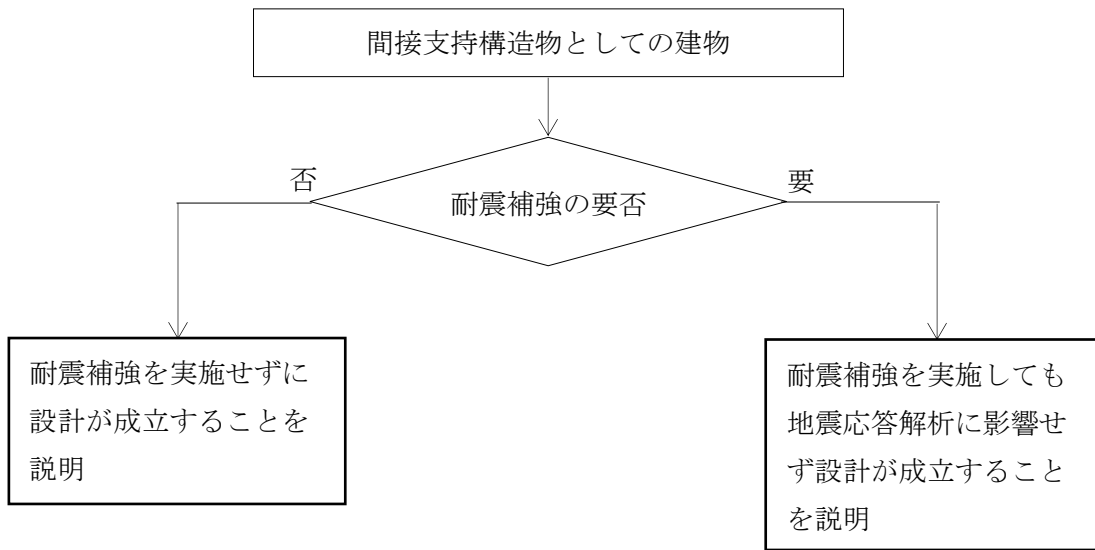
(2) 回転プラグ

3. 動的機器の機能維持評価の代表選定結果

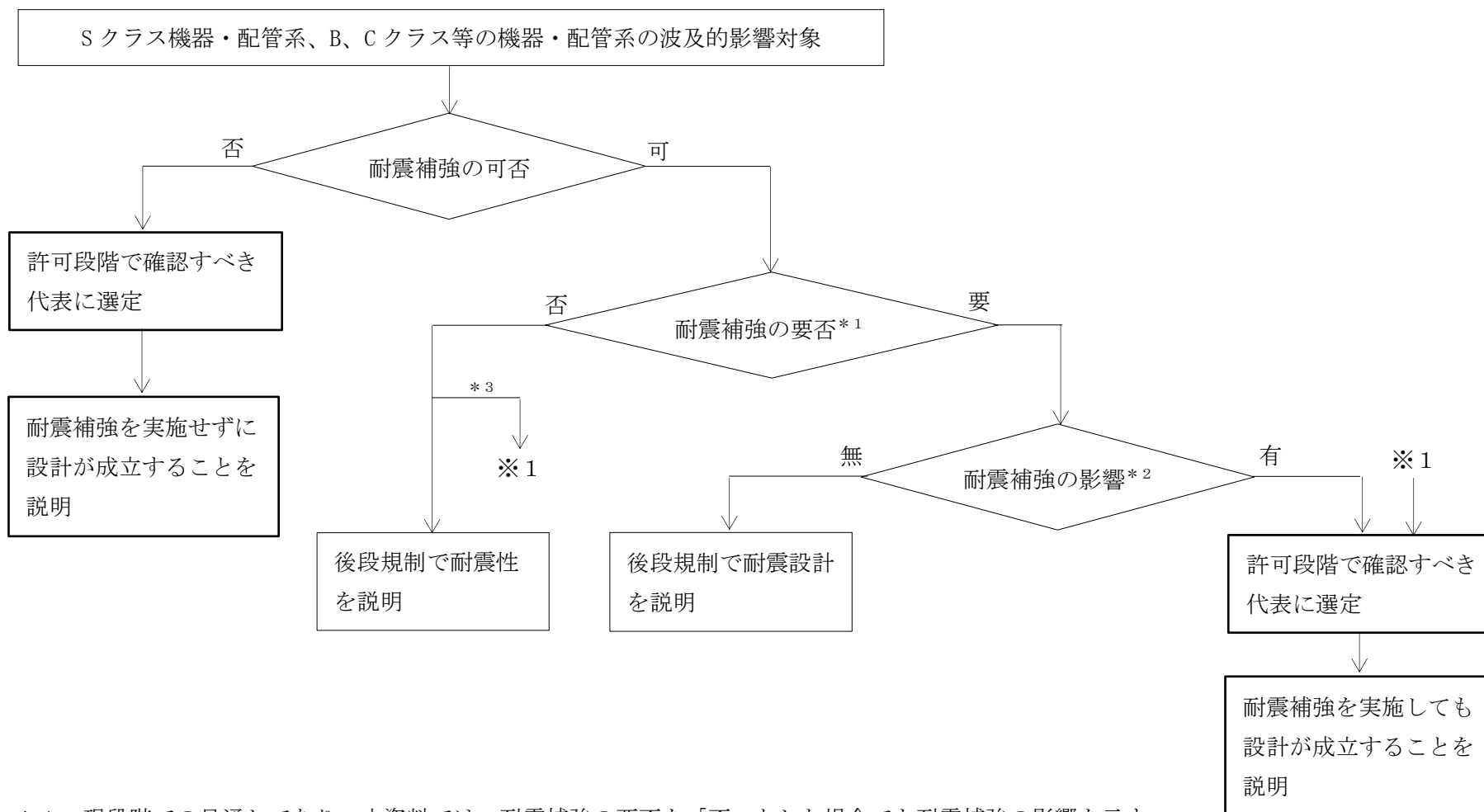
なし

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材の代表選定結果

資機材のうち、耐震補強が不可となる安全容器

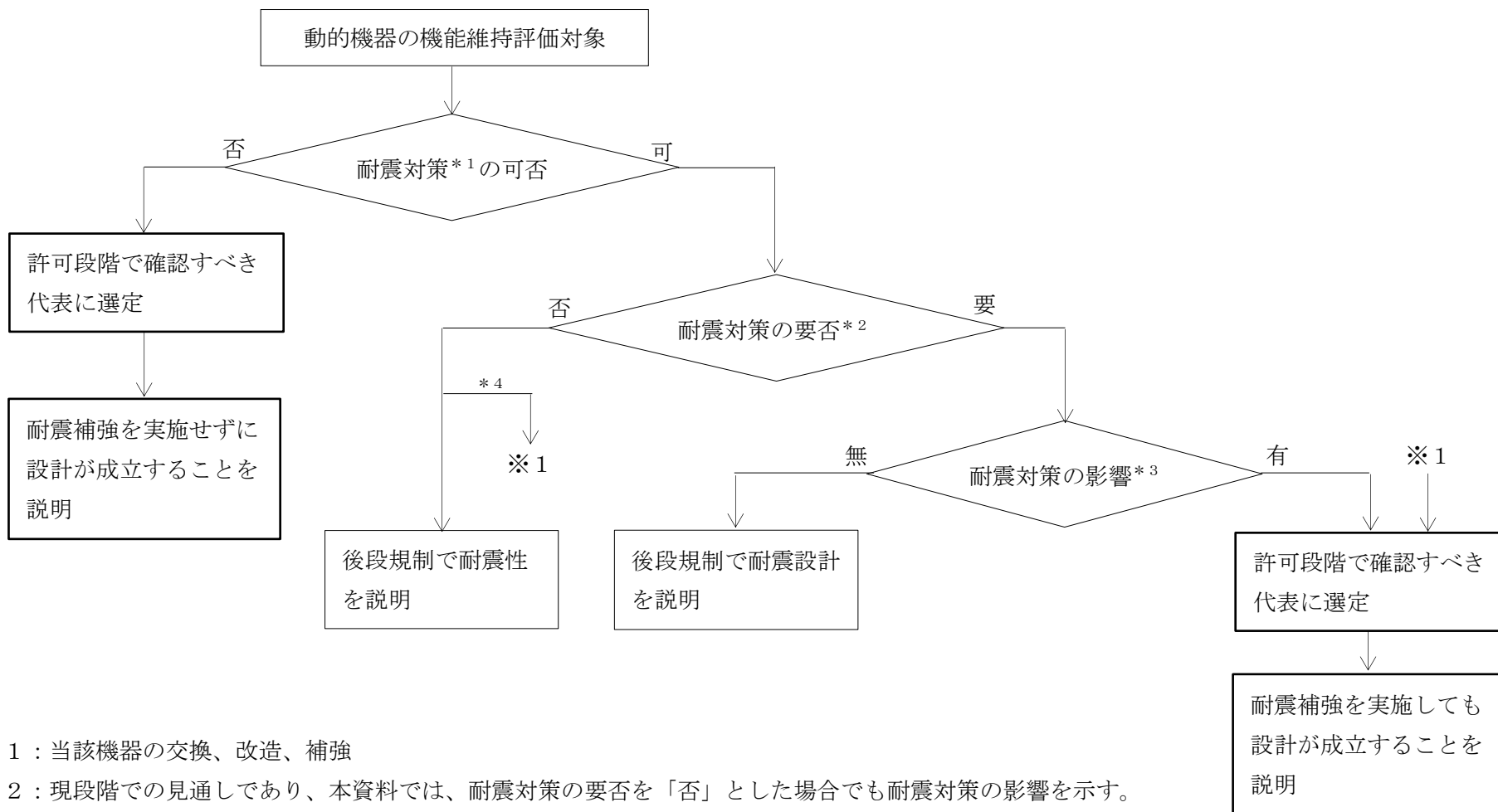


第 1.1 図 間接支持構造物としての建物の設計成立性説明フロー



- * 1 : 現段階での見通しであり、本資料では、耐震補強の要否を「否」とした場合でも耐震補強の影響を示す。
- * 2 : 耐震補強の影響については、関連設備の設計変更が必要な場合、工事の難易度の高い場合に影響ありとする。
- * 3 : 耐震補強の要否を「否」とした場合でも、補強となった場合の工事の難易度の高いものについては耐震補強の影響があるものとし、代表に選定する。

第 1.2 図 機器・配管系の代表選定検討フロー



* 1 : 当該機器の交換、改造、補強

* 2 : 現段階での見通しであり、本資料では、耐震対策の要否を「否」とした場合でも耐震対策の影響を示す。

* 3 : 耐震対策の影響については、関連設備の設計変更が必要な場合、工事の難易度の高い場合に影響ありとする。

* 4 : 耐震対策の要否を「否」とした場合でも、対策が必要となった場合の工事の難易度の高い機器・配管系については耐震対策の影響があるものとし、代表に選定する。

第 1.3 図 動的機器の機能維持評価の代表選定検討フロー

第 1.1 表 S クラス機器・配管系の代表選定整理表

クラス別施設	主要設備 (*1)	補助設備 (*2)	直接支持構造物 (*3)	間接支持構造物 (*4)	耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定	
(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系	① 原子炉容器 1) 本体		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	-	-	○	
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する配管		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	-	-	○	
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	要 (これまで検討した FRS による評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-	
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・ポンプ		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	有 (主中間熱交換器、1次主循環ポンプについては補強となった場合、難易度が高く、工事工程の影響大)	○ (主中間熱交換器、1次主循環ポンプ)	
(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 炉内燃料貯蔵ラック(炉心バレル構造物のうち、バレル構造体)		1) 機器・配管等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (水冷却池内は工事困難、炉容器内はアクセス不可のため)	-	-	○	
(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	① 制御棒 ③ 後備炉停止制御棒		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可 (取替品)	否 (炉心構成要素については第 32 条(その 2、第 4 項)の審査において、地震時の耐震性を確認)	無 (取替品で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-	
	② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-	
	① 電気計装設備(原子炉保護系(スクラム)に関するもの) (ロジック盤 A、B、中性子計装盤)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-	
	② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心バレル構造物 1) バレル構造体		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	-	-	○	
	④ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可 (取替品)	否 (炉心構成要素については第 32 条(その 2、第 4 項)の審査において、地震時の耐震性を確認)	無 (取替品で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-	

クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)	耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	① 原子炉容器 1) 本体		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	—	—	○
	② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	—	—	○
	③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可 (取替品)	否 (炉心構成要素については第32条(その2, 第4項)の審査において、地震時の耐震性を確認)	無 (取替品で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの ④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する配管		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	—	—	○
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	—
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・ポンプ 2) 1次主循環ポンプボニーモータ		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	有 (主中間熱交換器、1次主循環ポンプについては補強となった場合、難易度が高く、工事工程の影響大)	○ (主中間熱交換器、1次主循環ポンプ)
	3) 逆止弁		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	3) 主冷却機建物	可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	—
	2) 主冷却機(主送風機を除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (ボルト、ダクト類の補強になり、機器性能に影響を与えない)	—
	(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	① 原子炉容器 1) リークジャケット		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	—	—

クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)	耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
(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	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する配管・弁の配管(外側)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	-	-	○
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する配管・弁の配管(外側)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-
	② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・ポンプのリークジャケット		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	有 (主中間熱交換器、1次主循環ポンプについては補強となった場合、難易度が高く、工事工程の影響大)	○ (主中間熱交換器、1次主循環ポンプ)
	③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ⑤ 1次予熱窒素ガス系 1) 仕切弁		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (弁が設置される配管へのサポート追加による対策により、プラント設計に影響はない)	-
		① 電気計装設備(ナトリウム漏えい検出器に関するもの)	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することにより関連設備に影響を与えない)	-
	(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	① 格納容器		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	否 (アクセス不可のため)	-	-
	② 格納容器バウンダリに属する配管・弁		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-
		① 電気計装設備(原子炉保護系(アイソレーション)に関するもの) (ロジック盤A,B、中性子計装盤)	1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することにより関連設備に影響を与えない)	-

クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)	耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
(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	① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、コフィン		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	3) 燃料取扱用キャスクカーのうち、キャスク		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
(viii) その他	① 中央制御室 原子炉制御盤、1次系制御盤、2次系制御盤、格納容器雰囲気調整系の中央制御盤		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	② 非常用ディーゼル電源系(上記(i)～(viii)に関連するもの) ディーゼル発電機				可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	③ 交流無停電電源系(上記(i)～(viii)に関連するもの) 無停電電源盤、蓄電池				可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	④ 直流無停電電源系(上記(i)～(viii)に関連するもの) 無停電電源盤、蓄電池				可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	⑤ 補機冷却設備(上記(i)～(viii)に関連するもの) ディーゼル系冷却塔				可	否 (竜巻対策のため交換予定)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	補機系冷却塔				可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	ディーゼル系揚水ポンプ、補機系揚水ポンプ				可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	ディーゼル系冷却水配管、補機系冷却水配管				可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	—
	⑥ 空調換気設備(上記(i)～(viii)に関連するもの) ディーゼル発電機室系送風機				可	要 (耐震性向上のため、交換予定)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—

(*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。

第 1.2 表 B、C クラス等の機器・配管系の波及的影響対象の代表選定整理表

クラス別施設	波及的影響を考慮すべき下位クラス施設	S クラス施設		耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
		主要施設 (*1)	補助施設 (*2)				
(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系	①-1 格納容器内旋回式天井クレーン	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）		可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (クレーンの必要部位を補強し周辺に影響を与えないようにする)	-
	①-2 燃料出入機			可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	
	①-3 回転プラグ			否 (炉容器カバーガスバウンダリであり工事困難のため)	-	-	○
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの ①～②-1 1次オーバフロー系の一部 ①～②-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ①～②-3 1次アルゴンガス系の一部			否 (アクセス不可のため)	-	-	○
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ①～②-1 1次オーバフロー系の一部 ①～②-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ①～②-3 1次アルゴンガス系の一部			可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-
	①～②-4 窒素ガス予熱系の一部 ①～②-5 カバーガス法燃料破損検出設備の一部			可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-
(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	①-1 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キヤスクレーン	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 炉内燃料貯蔵ラック (炉心バレル構造物のうち、バレル構造体)		可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-
	①-2 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機			可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-
	②-1 格納容器内旋回式天井クレーン			可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (クレーンの必要部位を補強し周辺に影響を与えないようにする)	-
	②-2 燃料出入機			可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-

クラス別施設	波及的影響を考慮すべき下位クラス施設	Sクラス施設		耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
		主要施設(*1)	補助施設(*2)				
	①-3 回転プラグ			否 (炉容器カバーガスバウンダリであり工事困難のため)	-	-	○
(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	①~④-1 格納容器内旋回式天井クレーン	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 電気計装設備(原子炉保護系(スクラム)に関するもの) ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ④ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (クレーンの必要部位を補強し周辺に影響を与えないようにする)	-
	①~④-2 燃料出入機	1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することにより関連設備に影響を与えない)	-	
	①~④-3 回転プラグ		否 (炉容器カバーガスバウンダリであり工事困難のため)	-	-	○	
(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート内のもの ①~④-1 1次オーバーフロー系の一部 ①~④-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ①~④-3 1次アルゴンガス系の一部	① 原子炉容器 1) 本体 ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体		否 (アクセス不可のため)	-	-	○
	下記のうち、炉周囲遮へいコンクリート外のもの ①~④-1 1次オーバーフロー系の一部 ①~④-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ①~④-3 1次アルゴンガス系の一部	④ 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2) 1次主循環ポンプボニーモータ 3) 逆止弁	可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-	
	①~④-4 窒素ガス予熱系の一部 ①~④-5 カバーガス法燃料破損検出設備の一部	⑤ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2) 主冷却機(主送風機を除く。)	可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-	
	⑤-1 2次ナトリウム純化系の一部 ⑤-2 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ⑤-3 2次アルゴンガス系の一部		可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-	

クラス別施設	波及的影響を考慮すべき下位クラス施設	Sクラス施設		耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
		主要施設(*1)	補助施設(*2)				
	⑤-4 主送風機			可	否 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (補強する場合はボルトの補強が考えられるため、機器の機能に影響はない)	-
	⑤-5 ナトリウム漏えい対策用受樋			可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (受樋本体で対策することにより関連設備に影響を与えない)	-
(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	なし	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ⑤ 1次予熱窒素ガス系 1) 仕切弁	① 電気計装設備(ナトリウム漏えい検出器に関するもの)	-	-	-	-
(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	①-1 燃料交換機	① 原子炉格納容器	① 電気計装設備(原子炉保護系(アイソレーション)に関するもの)	可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (燃料交換機本体の各部を補強し周辺に影響を与えないようにする)	-
	①-2 主排気筒			可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (主排気筒本体の支持部を補強し周辺に影響を与えないようにする)	-
	②-1 1次ナトリウム純化系の一部 ②-2 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ②-3 1次アルゴンガス系の一部 ②-4 窒素ガス予熱系の一部 ②-5 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 ②-6 核燃料物質取扱設備の一部 ②-7 格納容器雰囲気調整系の一部 ②-8 安全容器の呼吸系の一部 ②-9 アルゴンガス供給設備の一部 ②-10 窒素ガス供給設備の一部	① 原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁		可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-
	②-11 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機			可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することにより関連設備に影響を与えない)	-

クラス別施設	波及的影響を考慮すべき下位クラス施設	Sクラス施設		耐震補強の可否	耐震補強の要否の見通し	耐震補強が必要な場合の影響の有無	代表選定
		主要施設(*1)	補助施設(*2)				
(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	①-1 燃料出入機	① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、コフィン 2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング 3) 燃料取扱用キャスクカーのうち、キャスク 4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽 5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機		可	否 (既設工認の裕度、これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-
	①-3 燃料取扱用キャスクカー(キャスクを除く。)			可	要 (これまで検討したFRSによる評価で、配管サポートの追加、配管サポートの容量不足対応が必要となっているため)	無 (配管本体は変更しないため、プラント設計に影響はない)	-
(viii) その他	③~④-1 原子炉附属建物空調換気設備 燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクト	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系(上記(i)~(viii)に関連するもの) ③ 交流無停電電源系(上記(i)~(viii)に関連するもの) ④ 直流無停電電源系(上記(i)~(viii)に関連するもの) ⑤ 補機冷却設備(上記(i)~(vii)に関連するもの) ⑥ 空調換気設備(上記(i)~(vii)に関連するもの)		可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (ダクト本体のサポート対策であることから、関連設備に影響を与えない)	-
	⑤-1 1次冷却材純化系コールドトラップ冷却窒素ガス冷却器			可	要 (これまで検討したFRSによる評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	-

(*1) 主要施設とは、当該機能に直接的に関連する施設をいう。

(*2) 補助施設とは、当該機能に間接的に関連し、主要施設の補助的役割を持つ施設をいう。

第 1.3 表 動的機器の機能維持評価の代表選定整理表

クラス別施設	動的機器の機能維持評価対象	耐震対策の可否	耐震対策の要否の見直し	耐震対策が必要な場合の影響の有無	代表選定
(i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系	該当なし	—	—	—	—
(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	該当なし	—	—	—	—
(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	(1) 制御棒及び制御棒駆動系 (2) 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系	可 (取替品)	否 (制御棒挿入性については第 59 条の審査において、地震時の耐震性を確認)	無 (取替品及び機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	(1) 1 次主循環ポンプモーター (3) 主冷却機インレットペーン・入口ダンパ	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	(2) 1 次主冷却系逆止弁 (4) 2 次ナトリウム純化系 2 次主冷却系 A ループ充填第 1 元弁 (冷却材バウンダリに属する弁) (5) 2 次ナトリウム純化系 2 次主冷却系 B ループ充填第 1 元弁 (冷却材バウンダリに属する弁)	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (弁が設置される配管へのサポート追加による対策になり、プラント設計に影響はない)	—
(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	(1) 1 次補助冷却系サイフォンブレイク弁 (2) 1 次予熱室素ガス系仕切弁	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (弁が設置される配管へのサポート追加による対策になり、プラント設計に影響はない)	—
(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	(1) 格納容器バウンダリに属する弁 (隔離弁)	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (弁が設置される配管へのサポート追加による対策になり、プラント設計に影響はない)	—
(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	該当なし	—	—	—	—
(viii) その他 (上記の動的機能維持に関連する動的機器)	(1) 非常用ディーゼル電源系 (ディーゼル発電機)	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	(2) 空調換気設備 (ディーゼル発電機室系送風機)	可	要 (耐震性向上のため、交換予定)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	(3) 補機冷却設備 (ディーゼル系揚水ポンプ)	可	否 (これまで検討した FRS による評価と裕度から判断)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—
	(3) 補機冷却設備 (ディーゼル系冷却塔)	可	要 (竜巻対策のため交換予定)	無 (機器本体で対策することになり関連設備に影響を与えない)	—

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

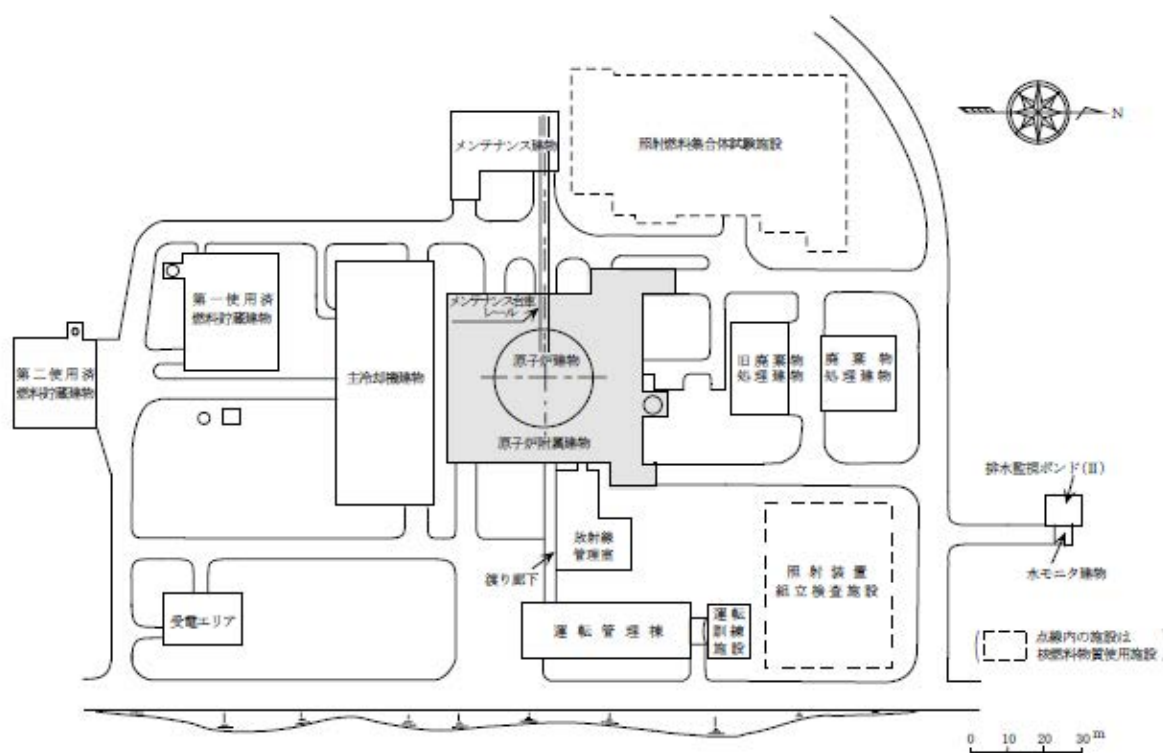
本資料は、基準地震動 S_s に対して、耐震重要度分類 S クラスに属する原子炉建物及び原子炉附属建物が終局強度に対して耐震余裕を有することを説明するものである。

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

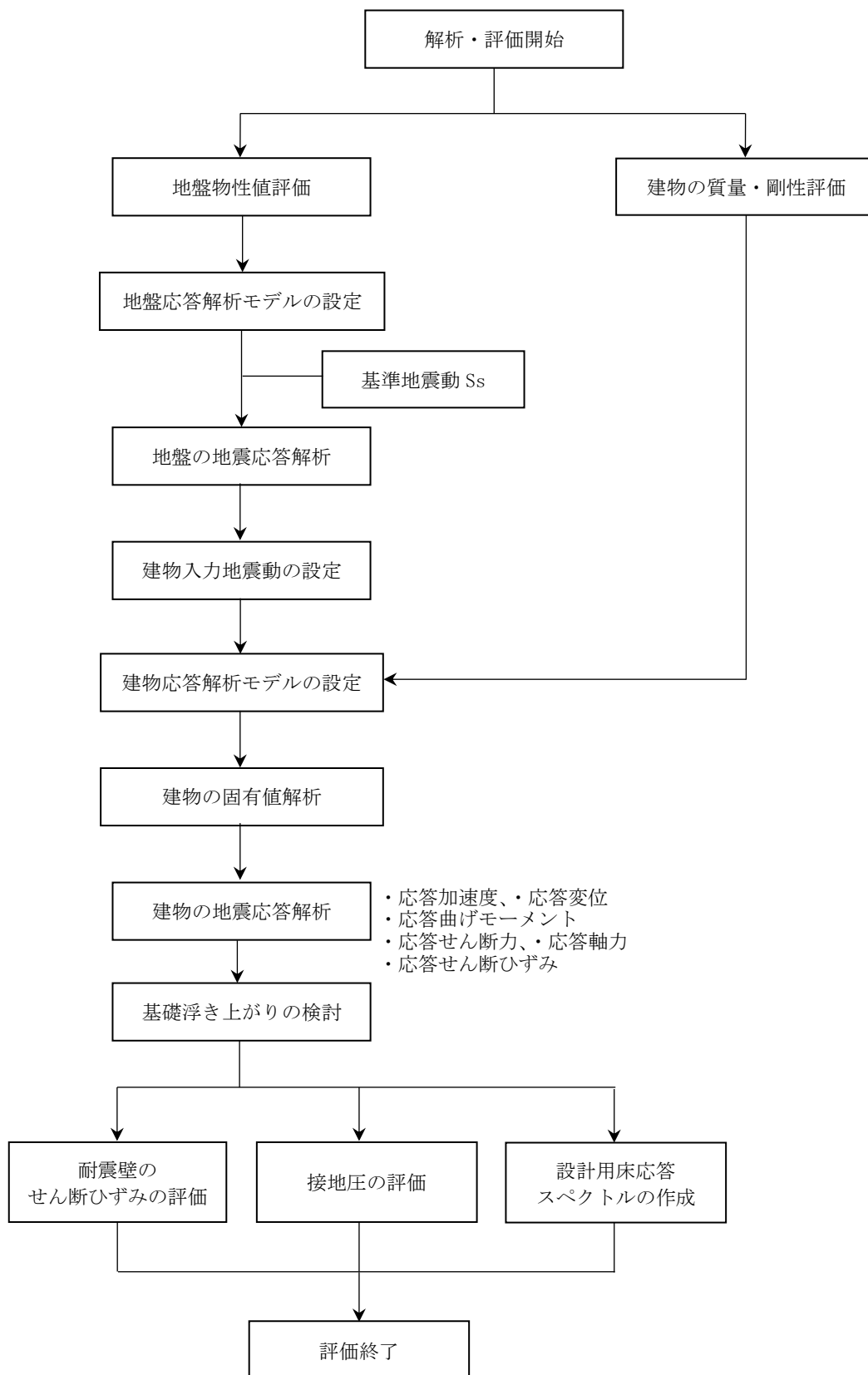
原子炉建物及び原子炉附属建物の評価は、基準地震動 S_s による地震応答解析の結果に基づき実施する。地震応答解析は、建物・構築物の形状、構造特性等を考慮した質点系の解析モデルを水平(NS、EW)方向及び鉛直(UD)方向ごとに設定し実施する。

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

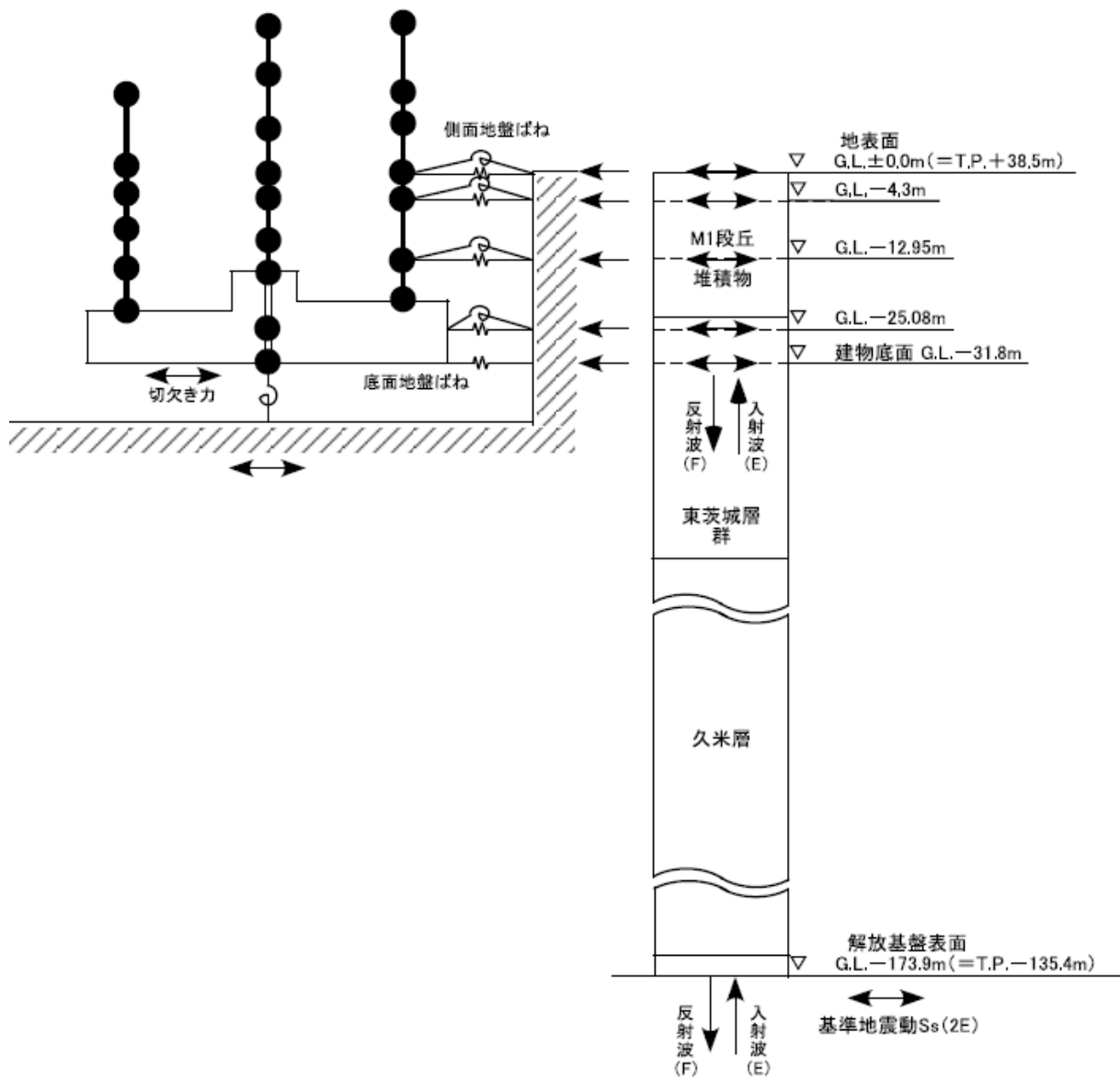
3. 入力地震動

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。



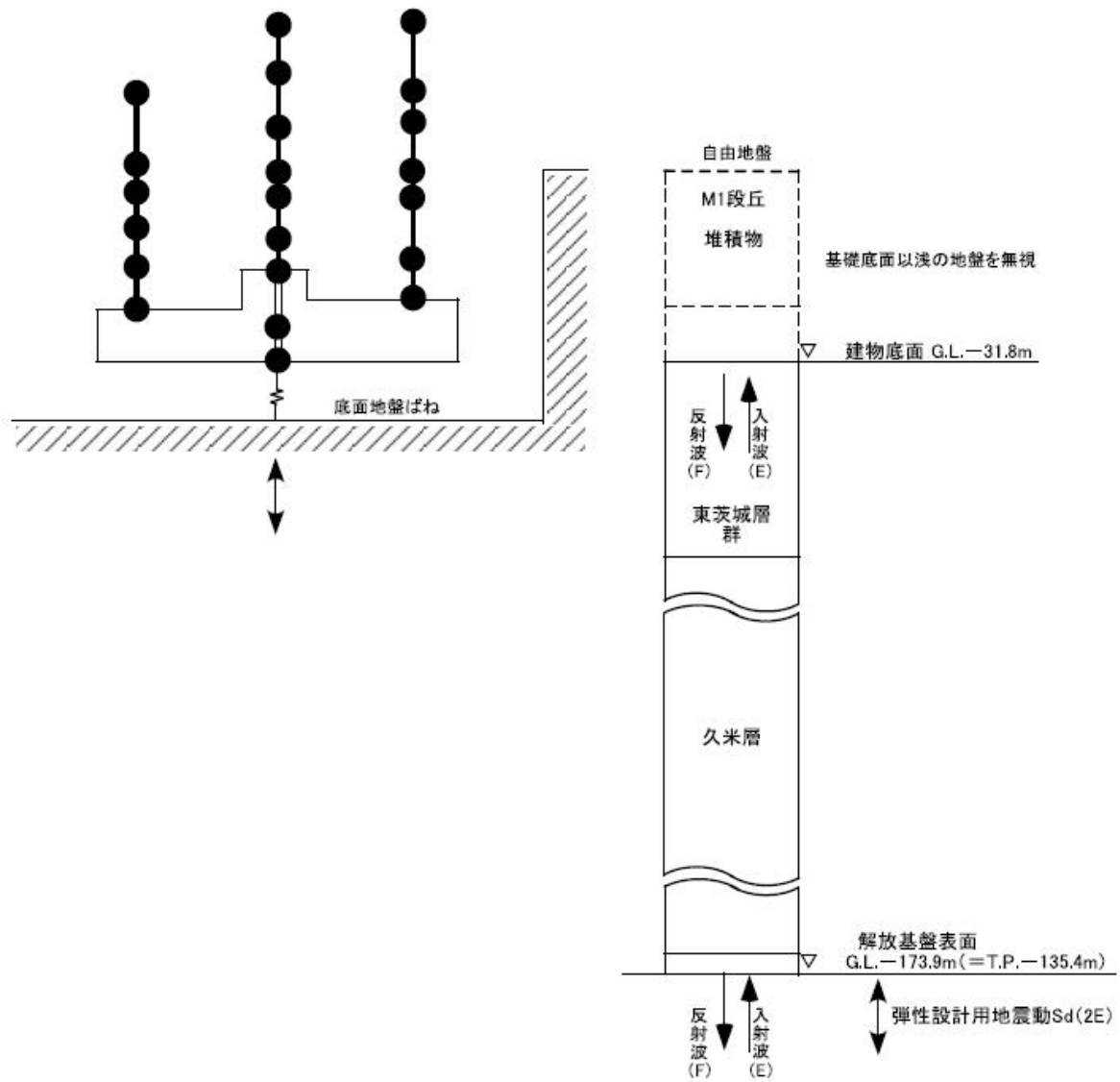
第 3.1 図 入力地震動算定の概要（水平方向）

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）

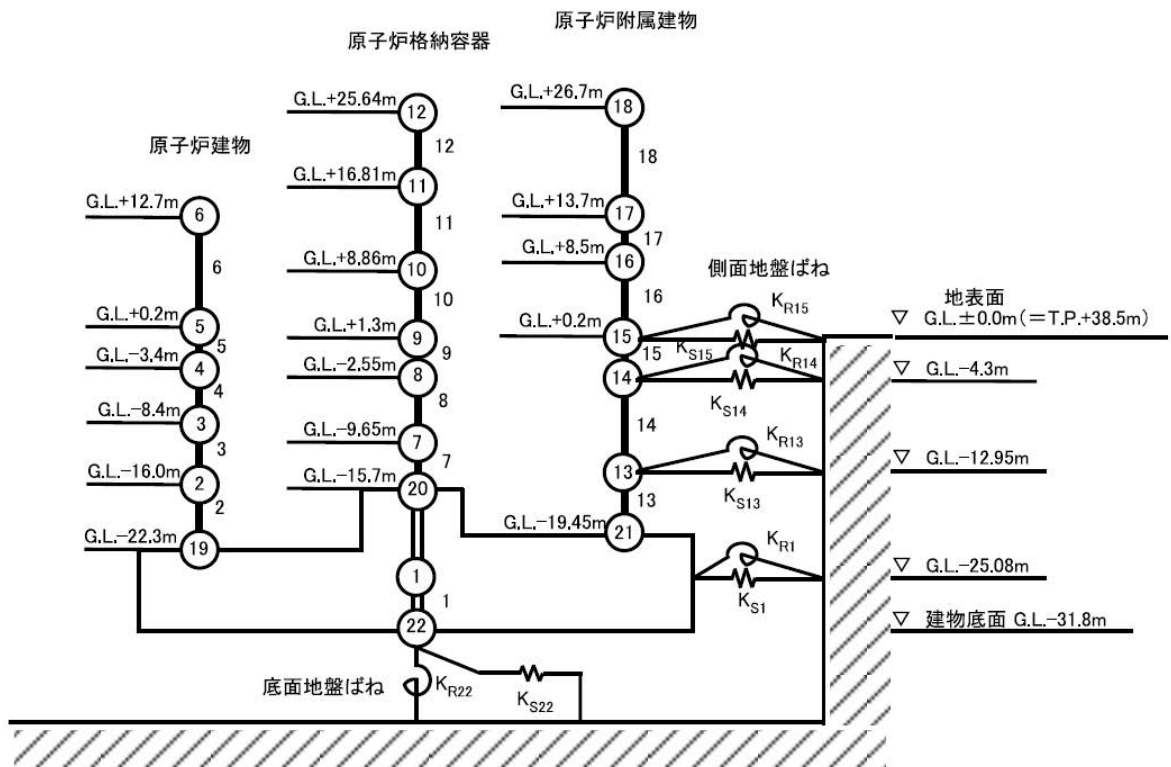
4. 地震応答解析モデル

4.1 水平方向の地震応答解析モデル

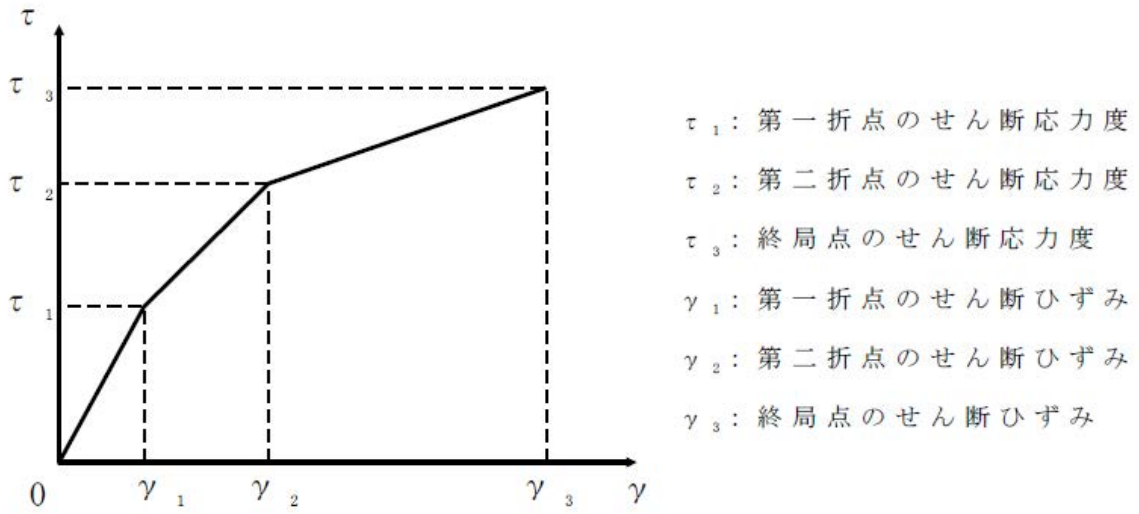
水平方向の地震応答解析モデルは、建物と地盤の相互作用を考慮した曲げせん断型の多軸多質点系モデルとする。

水平方向の地震応答解析モデルを第 4.1 図に示す。

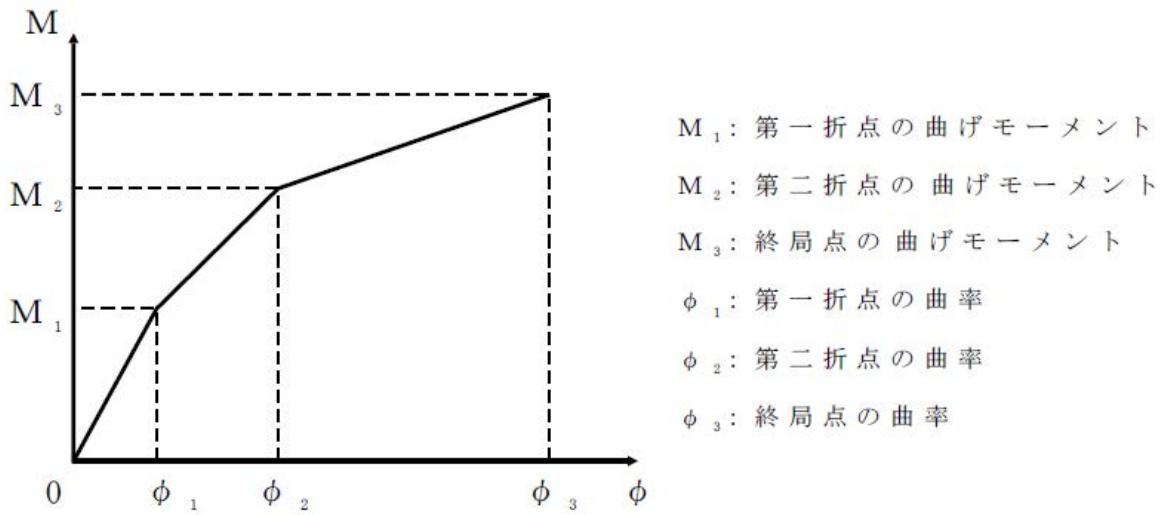
耐震壁のせん断の復元力特性は、第 4.2 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性は最大点指向型とする。曲げの復元力特性は、第 4.3 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性はディグレイディングトリリニア型とする。



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)



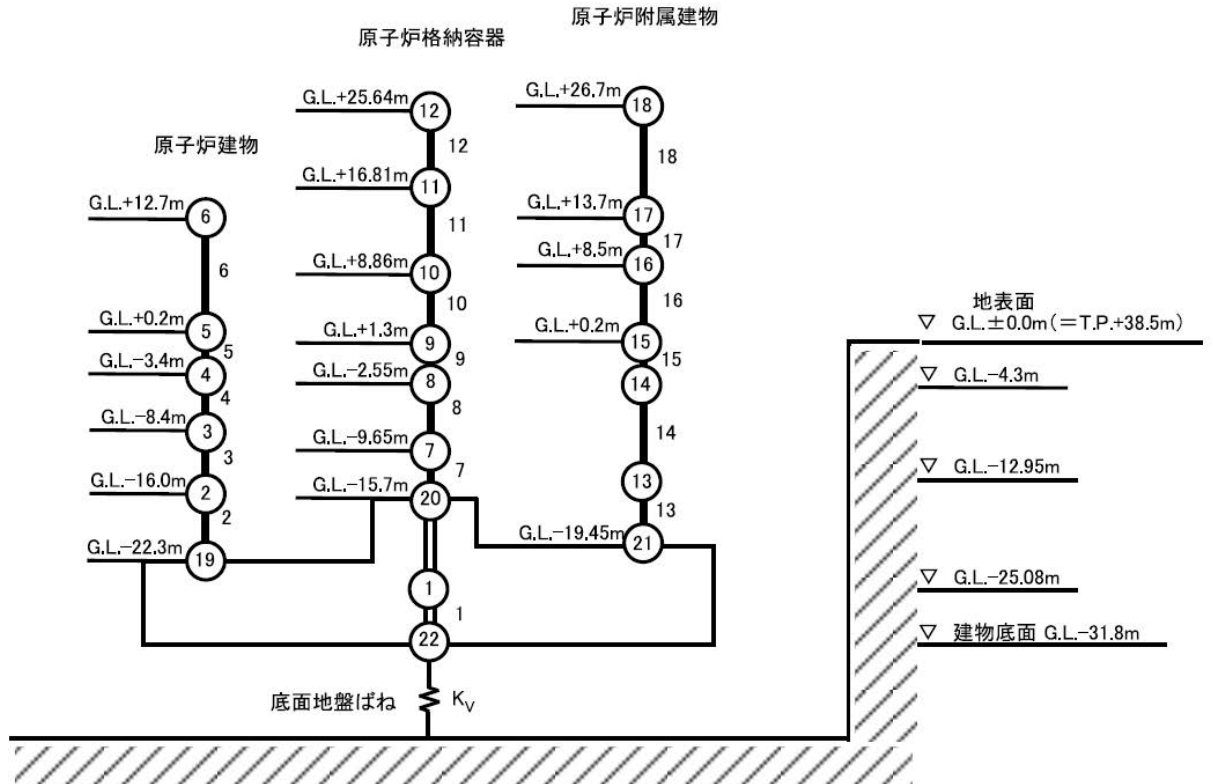
第 4.3 図 曲げのスケルトンカーブ (M - ϕ 関係)

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、 2.000×10^{-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。

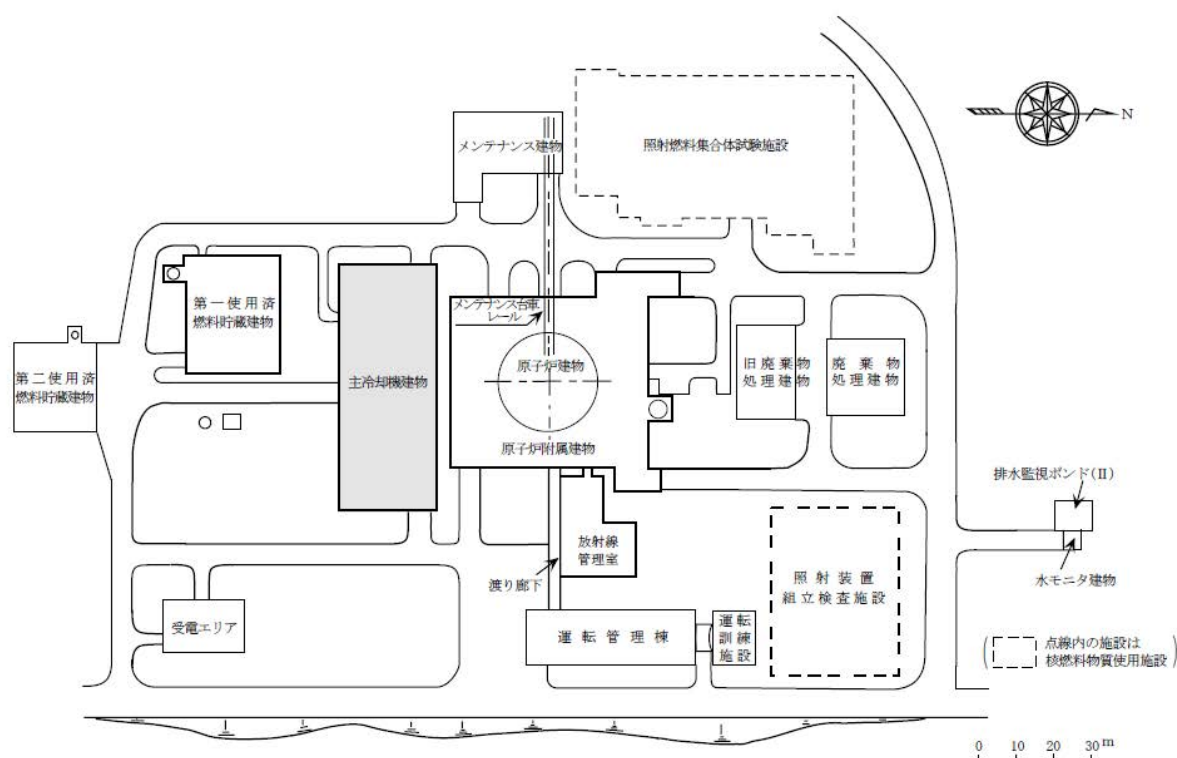
基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。解放基盤表面は、S波速度が 0.7km/s 以上である G.L. - 173.9m とする。

添付 1 に主冷却機建物周辺の地盤改良による影響のないことの説明を示す。

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 $67.0\text{m(EW)} \times 27.4\text{m(NS)}$ 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。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

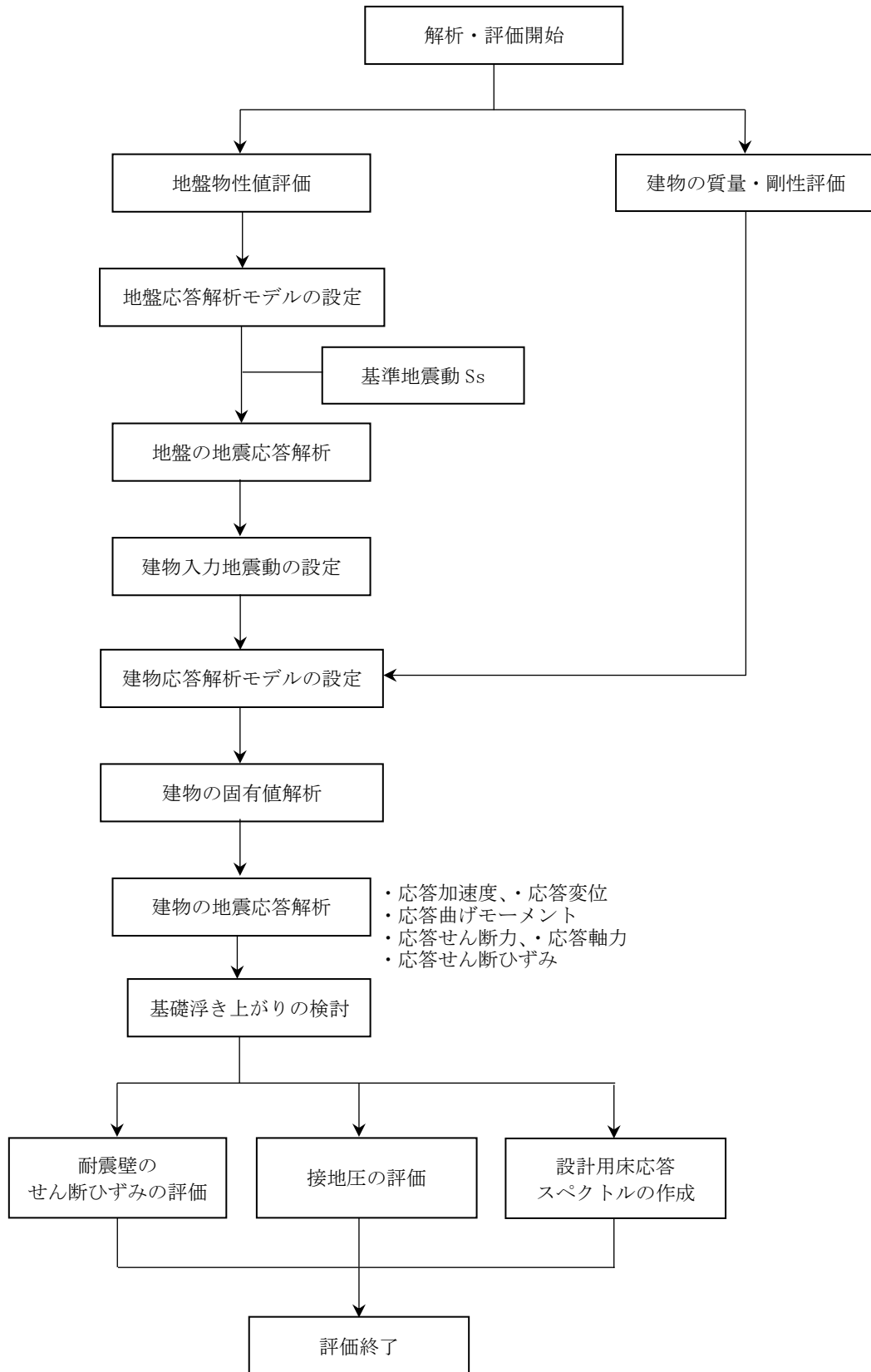
主冷却機建物の評価は、基準地震動 S_s による地震応答解析の結果に基づき実施する。地震応答解析は、建物・構築物の形状、構造特性等を考慮した質点系の解析モデルを水平(NS、EW)方向及び鉛直(UD)方向ごとに設定し実施する。

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・構造物及び機器・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 F_c (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

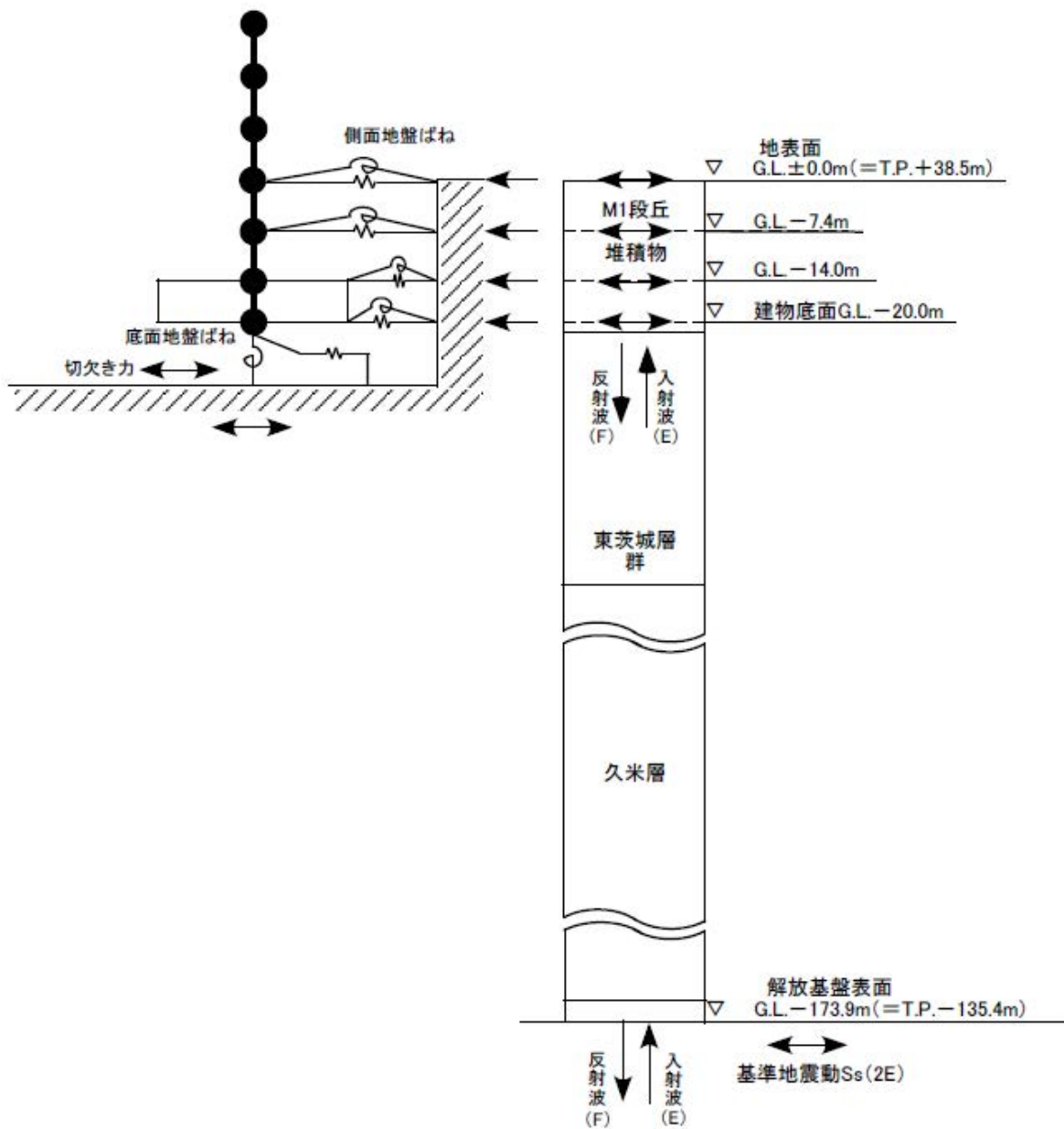
3. 入力地震動

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。



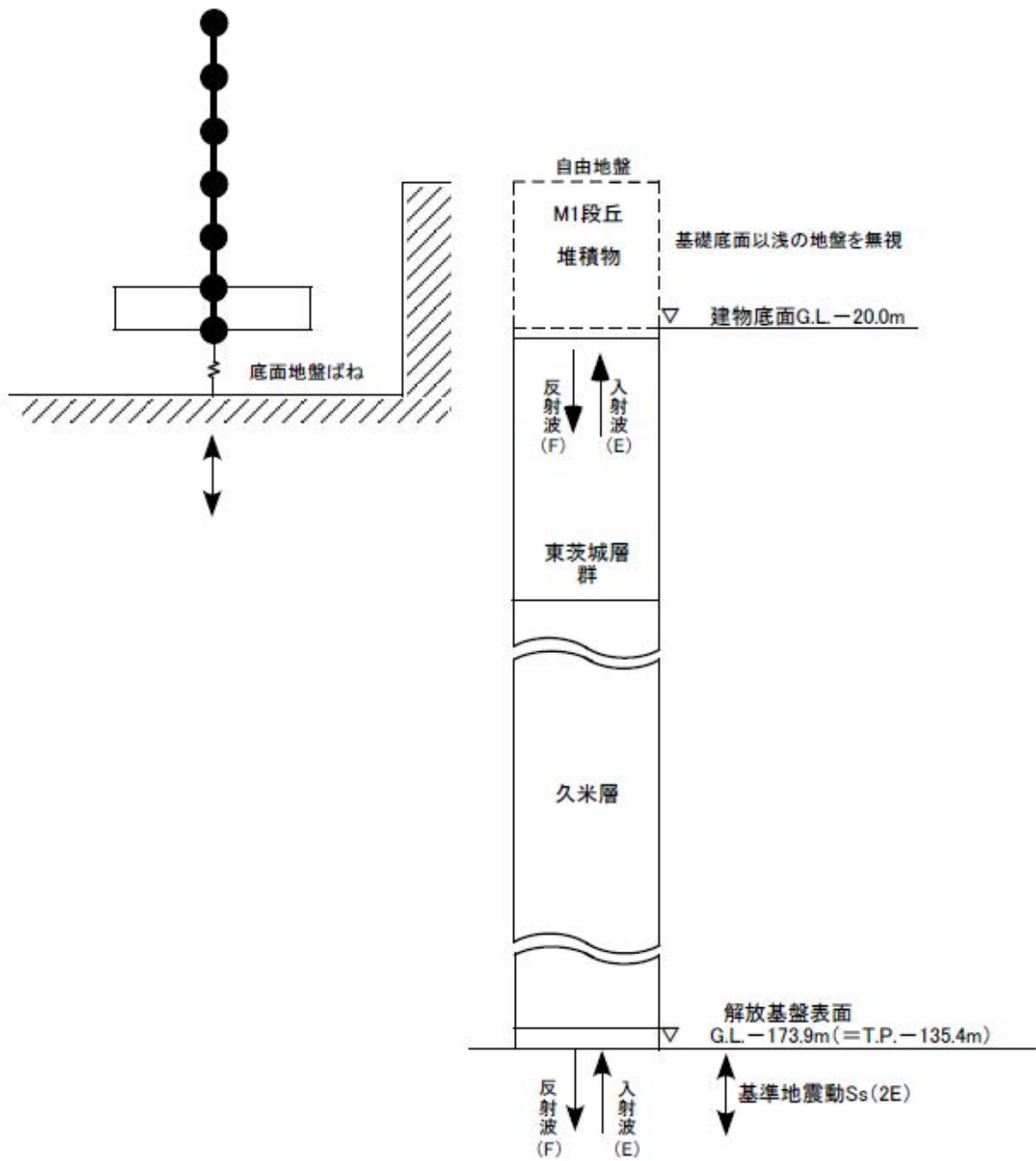
第 3.1 図 入力地震動算定の概要（水平方向）

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）

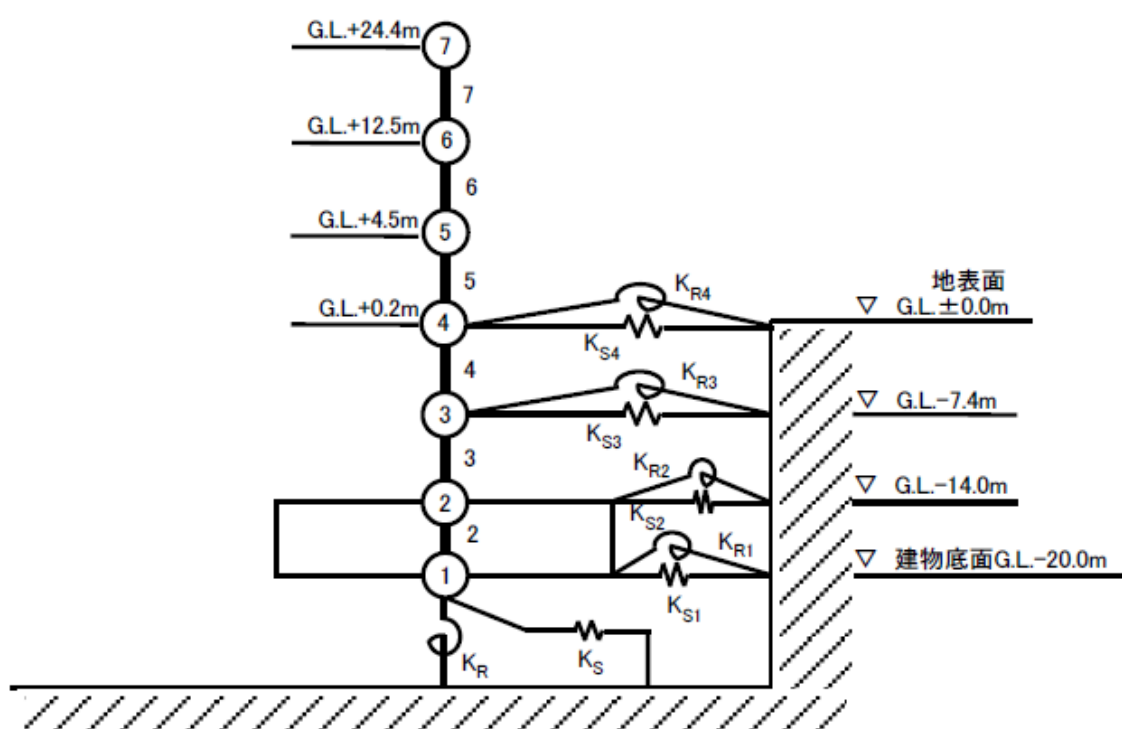
4. 地震応答解析モデル

4.1 水平方向の地震応答解析モデル

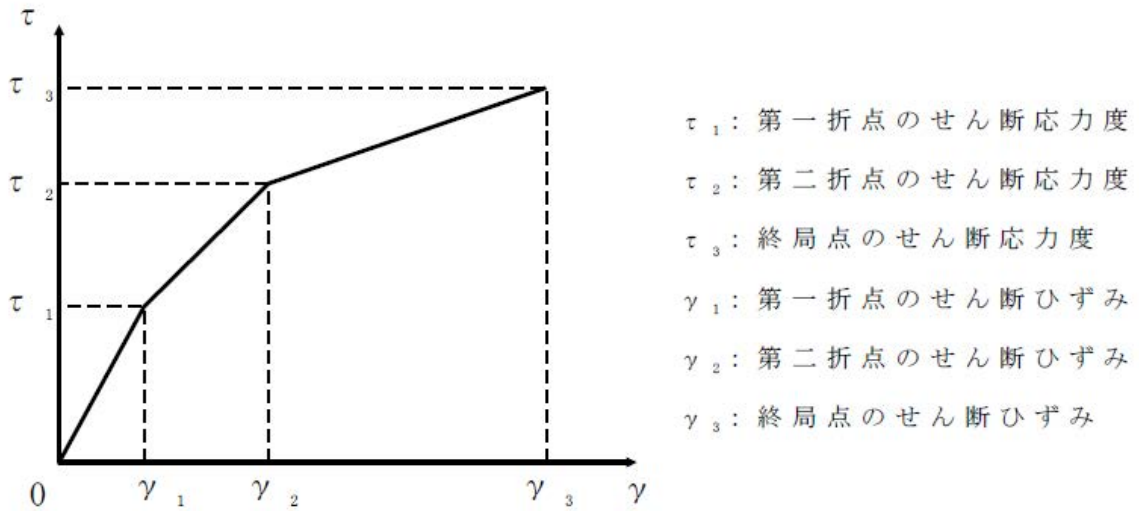
水平方向の地震応答解析モデルは、建物と地盤の相互作用を考慮した曲げせん断型の単軸多質点系モデルとする。

水平方向の地震応答解析モデルを第 4.1 図に示す。

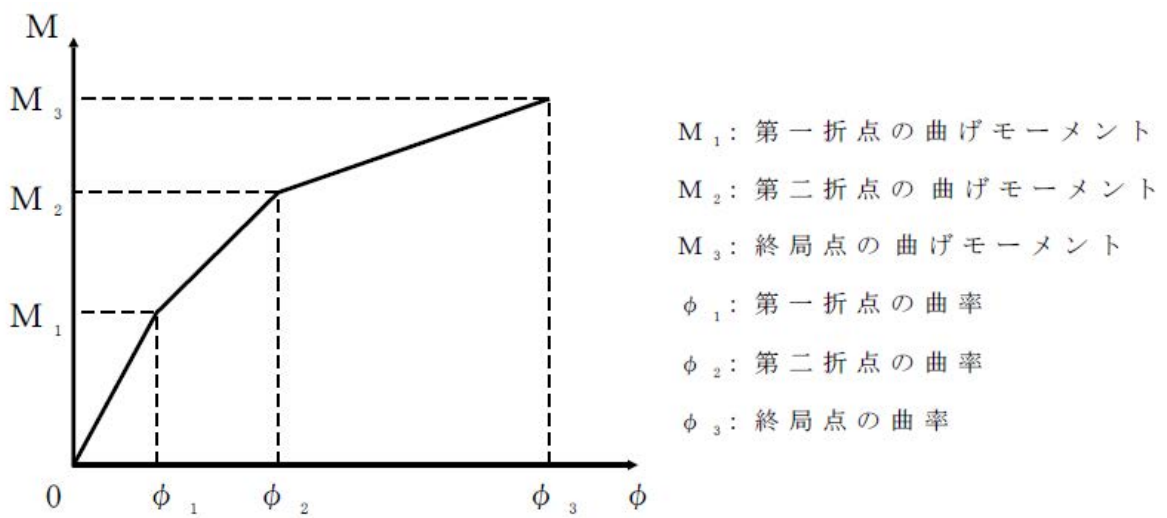
耐震壁のせん断の復元力特性は、第 4.2 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性は最大点指向型とする。曲げの復元力特性は、第 4.3 図に示すトリリニア型のスケルトンカーブとし、履歴特性はディグレイディングトリリニア型とする。



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)



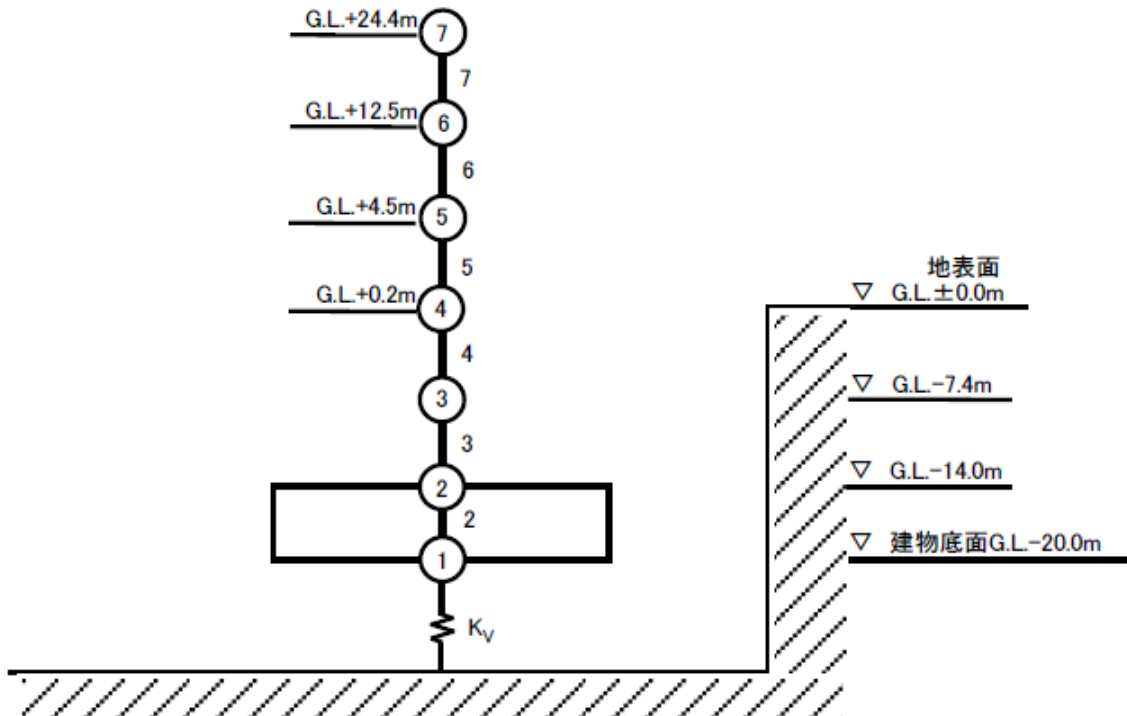
第 4.3 図 曲げのスケルトンカーブ (M - ϕ 関係)

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単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、 2.000×10^{-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

主冷却機建物周辺の地盤改良による影響について

主冷却機建物については、地盤のすべり安定性を満足させるために周辺地盤の改良を行う。

改良範囲は、建物基礎周辺の一部（東西幅 7m×奥行幅（南北幅）27.5m）であり、地震応答は広い範囲の半無限地盤を介して建物に伝達されることを考慮すると、地盤改良による建物の地震応答への影響は小さいものと考えられるが、その影響を検討した。

主冷却機建物基礎付近の地盤改良を行う地層の原地盤と改良地盤の土の有効上載圧を考慮したせん断強度（ピーク強度）は、表 1 のとおり原地盤より Mu-S₂ 層で約 4 倍、Mm-Sg 層で約 2.5 倍に改良地盤が増加することになる。また、設計基準強度、実強度からコンクリートのせん断許容応力度を求めると表 2 のとおりとなり、改良地盤のせん断強度とほぼ近い値である。

上記のことから、地盤改良領域を建物基礎構造の延長と仮定して、その改良幅を建物平面に加えて地盤ばねを算定し、単軸多質点モデル（第 4.1 図及び第 4.4 図参照）による地震応答解析を実施した。その結果、図 1 に示すとおり、地盤改良なしの場合と比較して、最大応答加速度に大きな影響がないことを確認した。

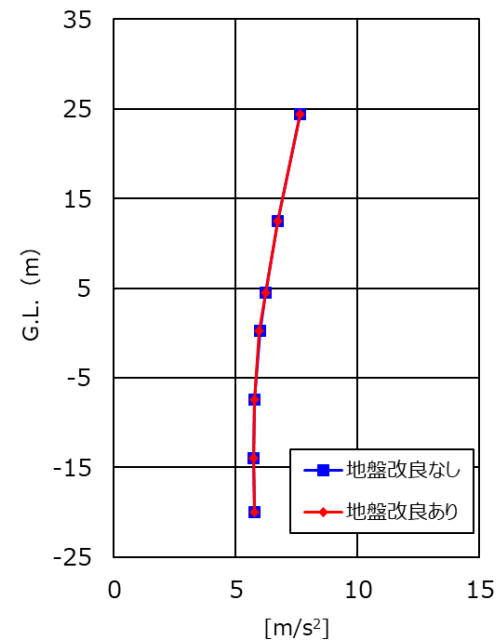
また、参考として地盤安定性評価に用いている応答に影響を与えない地盤モデル領域設定と地盤改良幅の関係を見てみると図 2 のようになり、東西方向の地盤改良幅 7m は、モデル片幅領域 167.5m 以上に対して 1/20 以下と十分小さいことから、改良範囲の影響は小さいものと考えられる。

表1 原地盤と改良地盤の土の有効上載圧とせん断強度（ピーク強度）

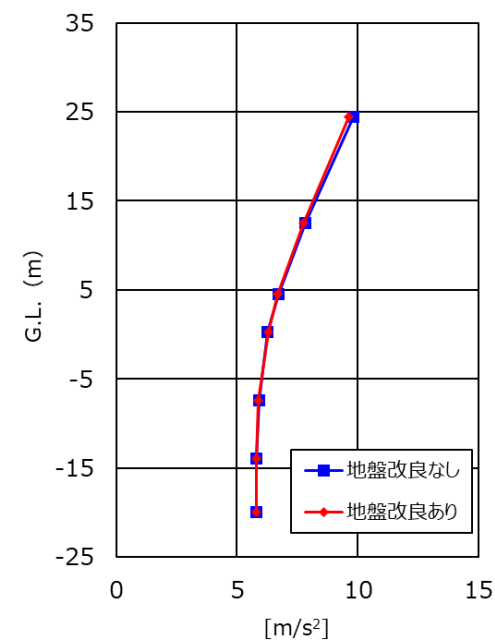
地層		垂直応力(有効上載圧)		せん断強度（ピーク強度）
		σ		τ
地層名	区分	G. L.	N/mm ²	N/mm ²
Mu-S ₂	原地盤	約-20m	約 0.35	$\tau = 0.040 + \sigma \cdot \tan 38.4^\circ = 0.317$
	改良地盤			$\tau = 1.120 + \sigma \cdot \tan 21.0^\circ = 1.254$
Mm-Sg	原地盤	約-28m	約 0.51	$\tau = 0.086 + \sigma \cdot \tan 40.0^\circ = 0.514$
	改良地盤			$\tau = 1.120 + \sigma \cdot \tan 21.0^\circ = 1.316$

表2 主冷却機建物のコンクリート許容応力度

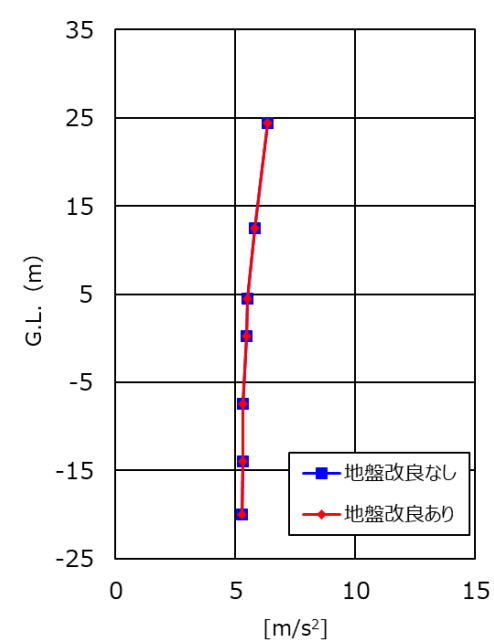
区分	圧縮 N/mm ²	せん断 N/mm ²
設計基準強度 F _c	$2(F_c/3) = 13.7$	$1.5(F_c/30) = 1.03$
実強度 1.4F _c	$2(1.4F_c/3) = 19.2$	$1.5(1.4F_c/30) = 1.44$



Ss-D EW



Ss-D NS



Ss-D UD

図1 主冷却機建物の地盤改良前後の比較 (最大応答加速度)

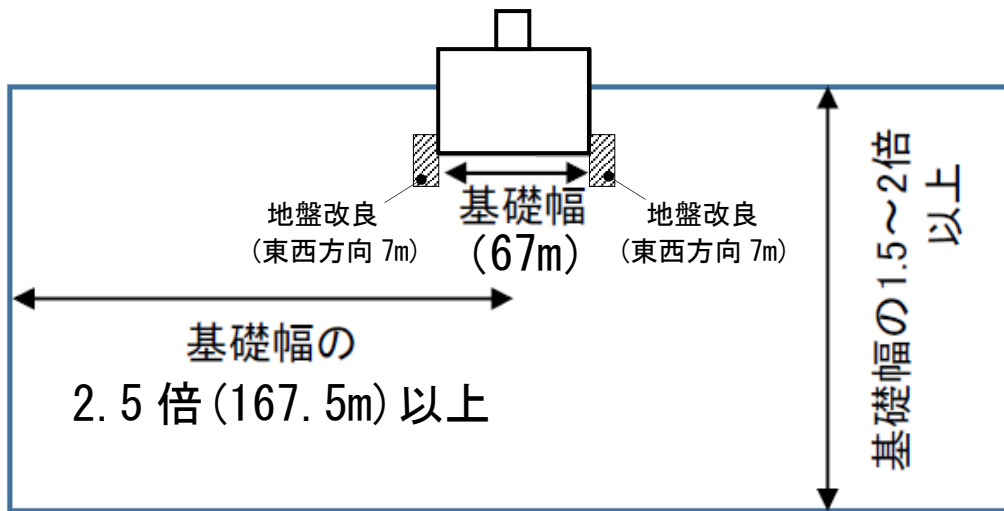


図2 地盤安定性評価のモデル領域設定の考え方

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

1. 概要

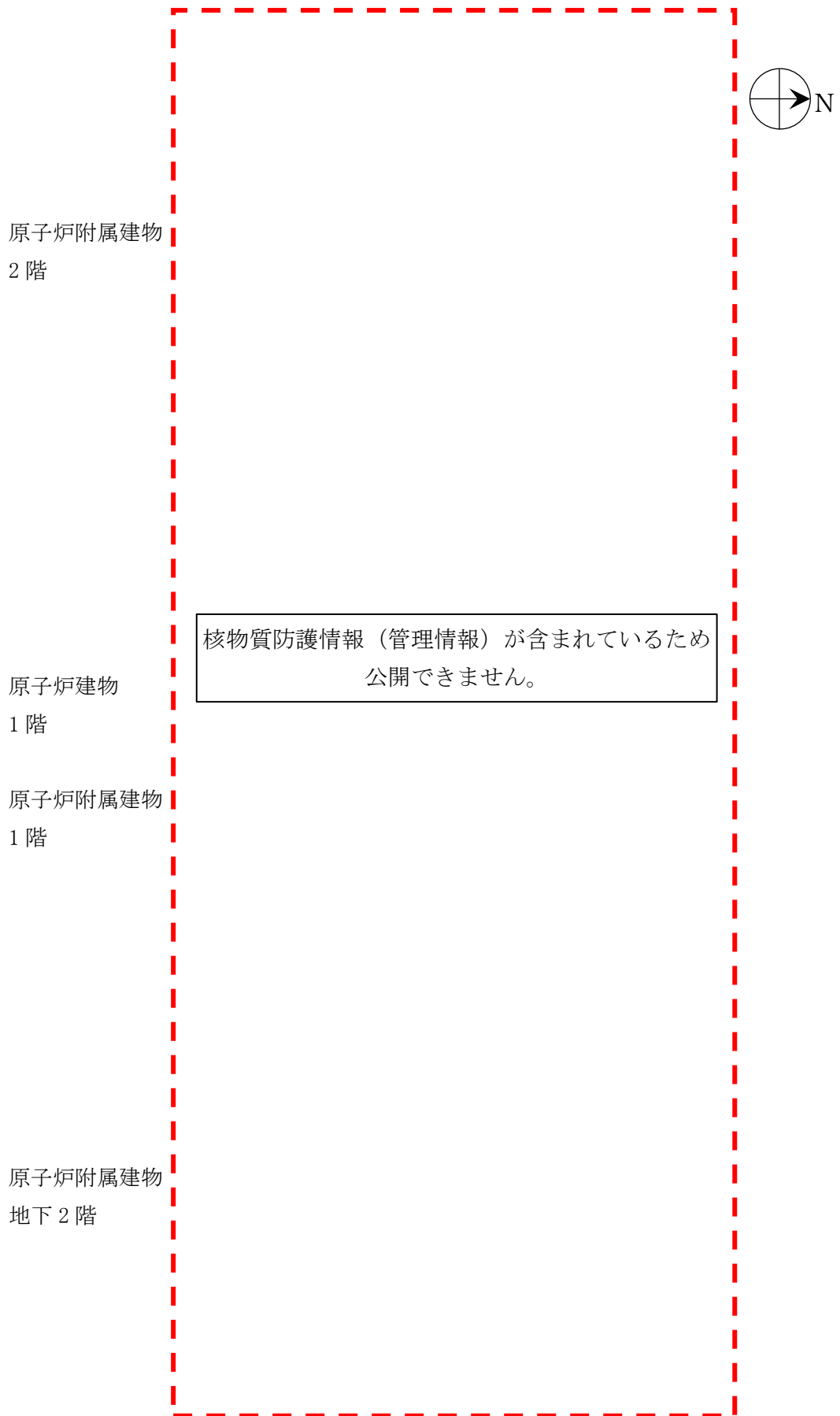
本資料は、原子炉建物及び原子炉附属建物について平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震の本震（以下「3.11 地震」という。）と、令和 3 年に観測された地震の観測記録を用いたシミュレーション解析結果を示し、建物と地盤の相互作用を考慮した質点系モデルの妥当性を説明するものである。

2. 原子炉建物及び原子炉附属建物の地震計設置位置及び観測記録

高速実験炉原子炉施設には、地震時の応答特性を把握することを目的として、原子炉附属建物の 2 階、1 階、地下 2 階、原子炉建物 1 階に合計 4 台の地震計を設置している。

なお、3.11 地震時に設置されていた地震計は、原子炉附属建物の 3 台でアナログ式 SMAC 強震計であった。3.11 地震後にいずれもデジタル式地震計に更新するとともに、新たに原子炉建物に 1 台を追加設置している。

原子炉建物及び原子炉附属建物の地震計の設置位置を第 2.1 図に示す。

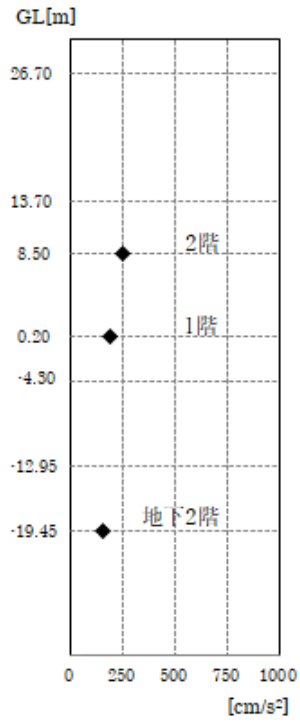


第 2.1 図 地震計の設置位置

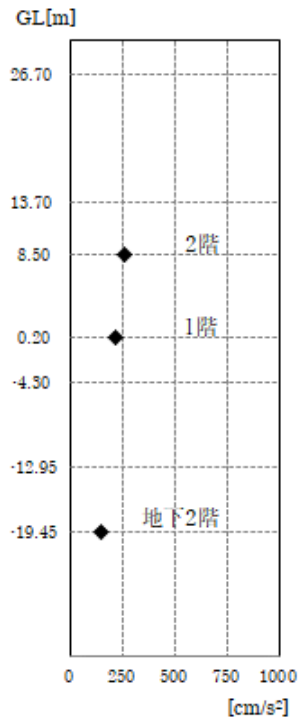
2.1 3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日)

3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の最大応答加速度を第 2.2 図に示す。3.11 地震時 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の加速度応答スペクトルを第 2.3 図及び第 2.4 図に示す。

3.11 地震観測記録は、スクラッチレコードフィルムにケガキ針でひっかき最大応答加速度を記録するアナログ式 SMAC 強震計で採取されたデータであることから、読み取り可能なデータは原則最大応答加速度のみであり、加速度応答スペクトルの解析は不可能であるが、スクラッチレコードフィルムをフィルムスキャナにより読み込み、グラフ画像数値化ソフトを用いてサンプリング周期 0.01s 毎にアナログデータをデジタル化して時刻歴波形化し、最大応答加速度と併せて、応答スペクトルの形状傾向を把握する目的で加速度応答スペクトルを求めたものである。

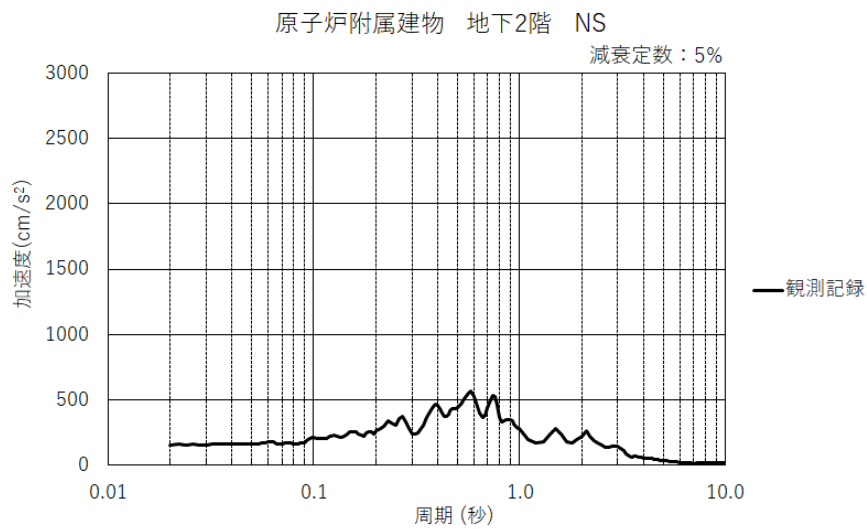
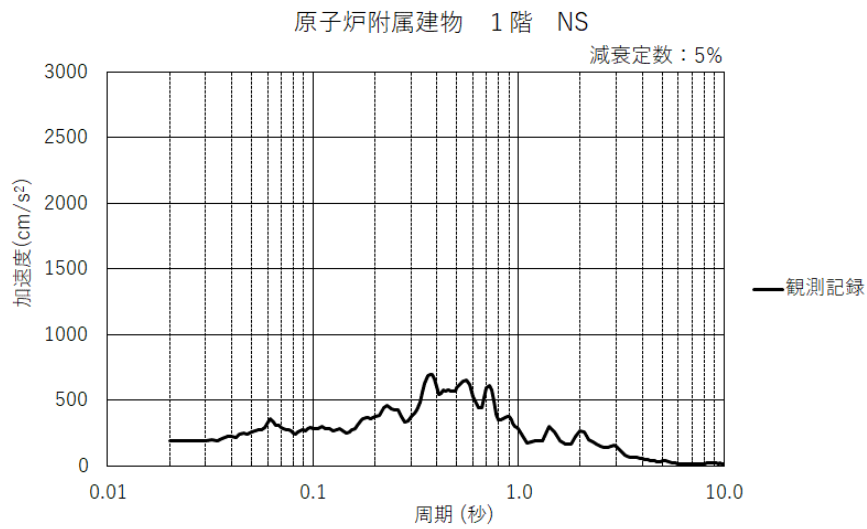
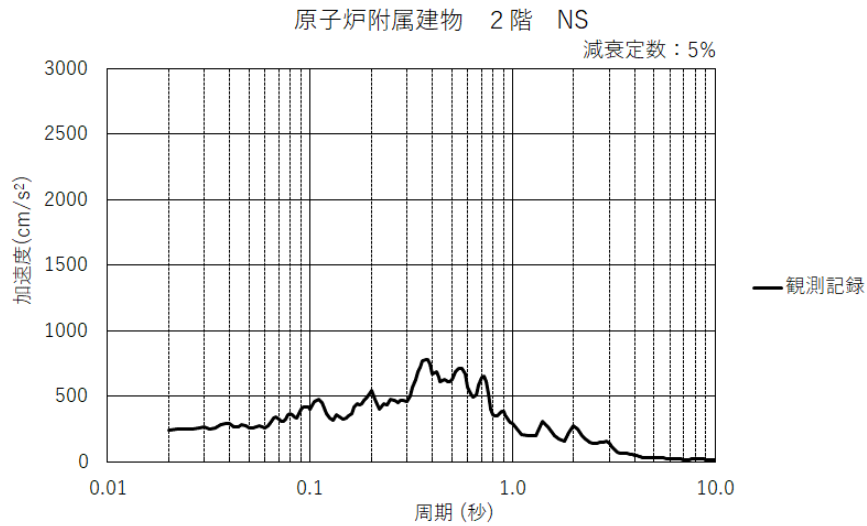


原子炉附属建物 NS

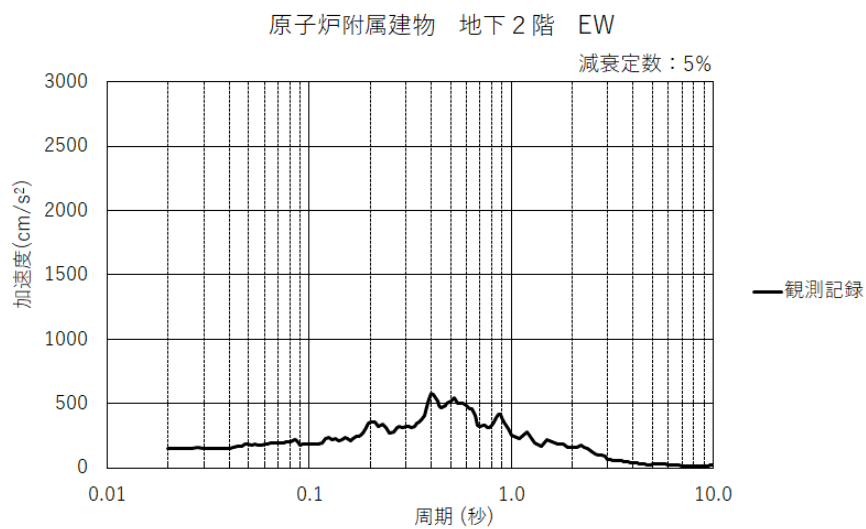
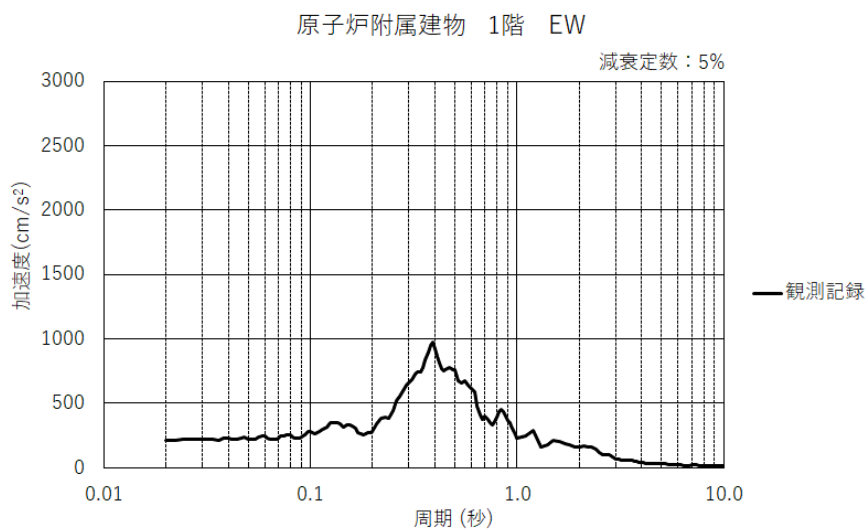
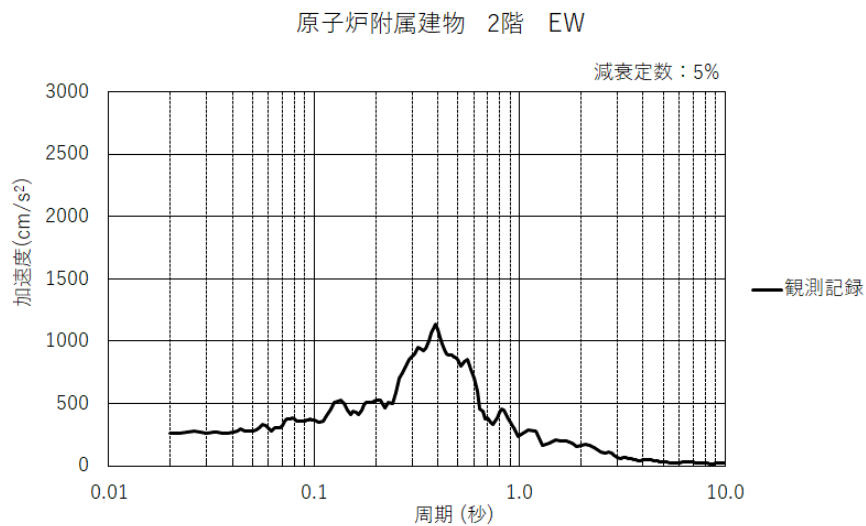


原子炉附属建物 EW

第 2.2 図 3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の最大応答加速度



第 2.3 図 3.11 地震時 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の加速度応答スペクトル
(原子炉附属建物 NS 方向)

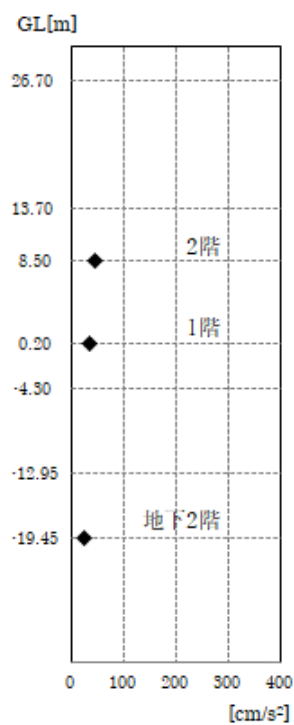


第 2.4 図 3.11 地震時 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の加速度応答スペクトル
(原子炉附属建物 EW 方向)

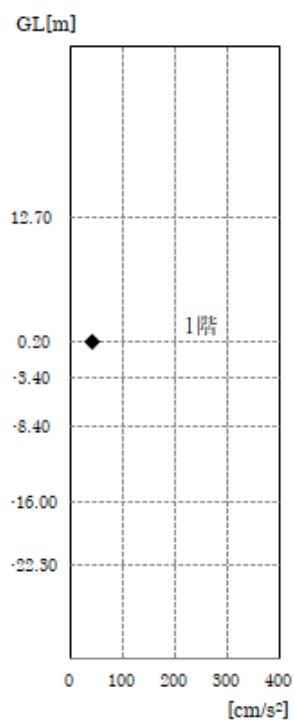
2.2 福島県沖地震（2021年2月13日）

福島県沖地震（2021年2月13日）の最大応答加速度を第2.5図に示す。福島県沖地震（2021年2月13日）の加速度応答スペクトル（原子炉附属建物）を第2.6図及び第2.7図に示す。福島県沖地震（2021年2月13日）の加速度応答スペクトル（原子炉建物）を第2.8図に示す。

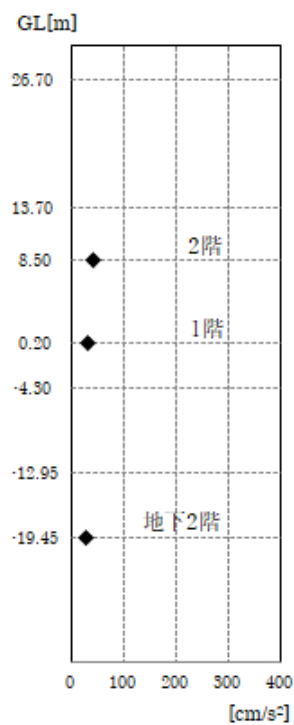
福島県沖地震は、3.11地震後に更新したデジタル式地震計で収録されたデータのうち、最も応答加速度が大きかった地震である。



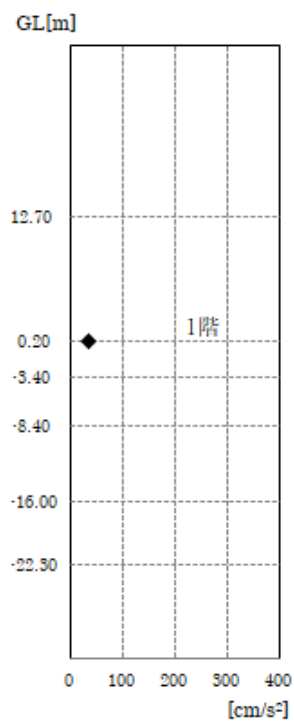
原子炉附属建物 NS



原子炉建物 NS

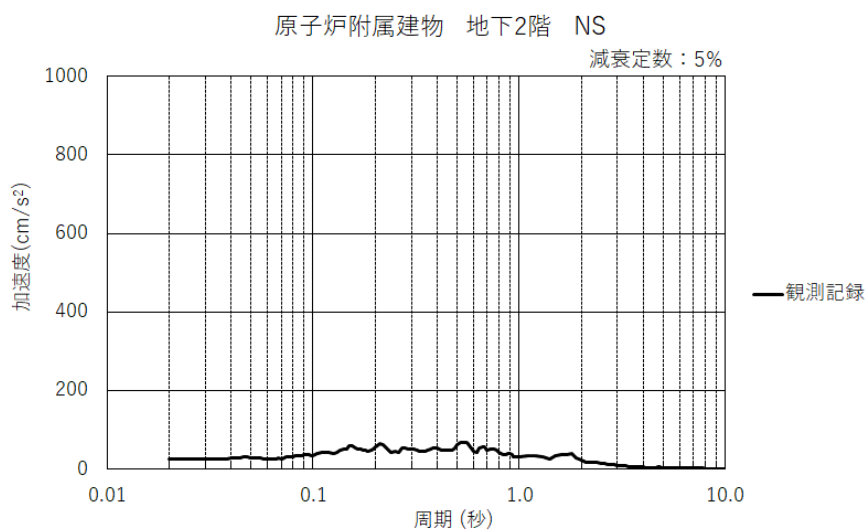
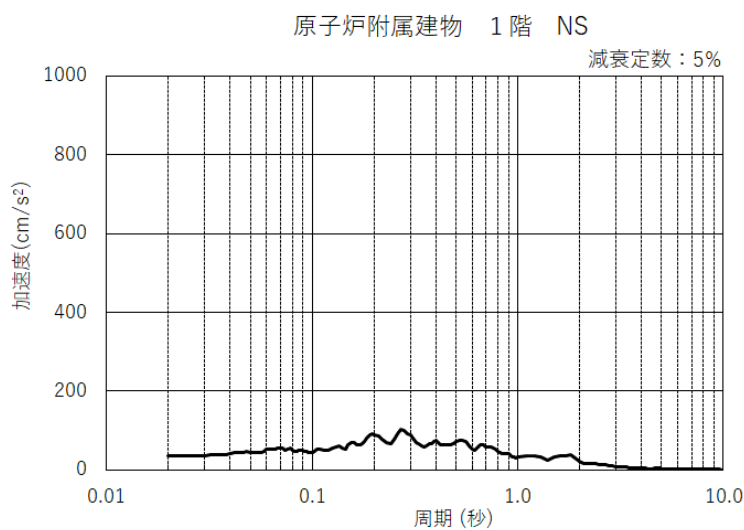
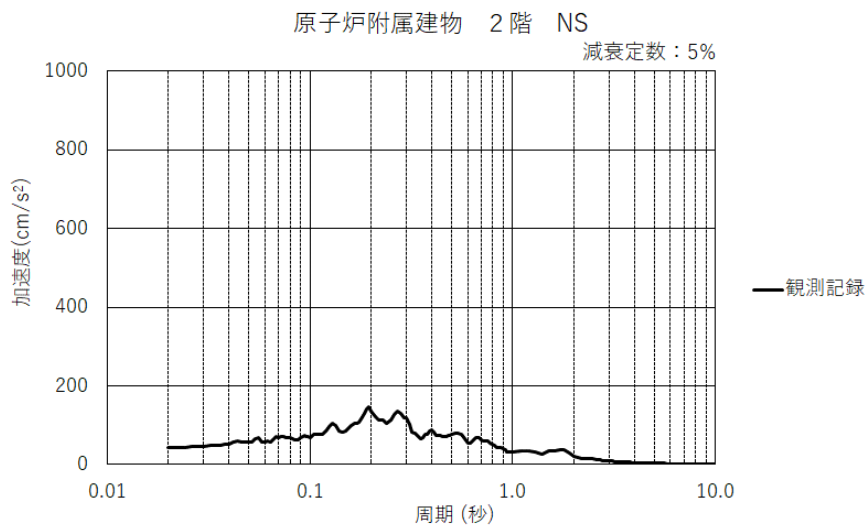


原子炉附属建物 EW

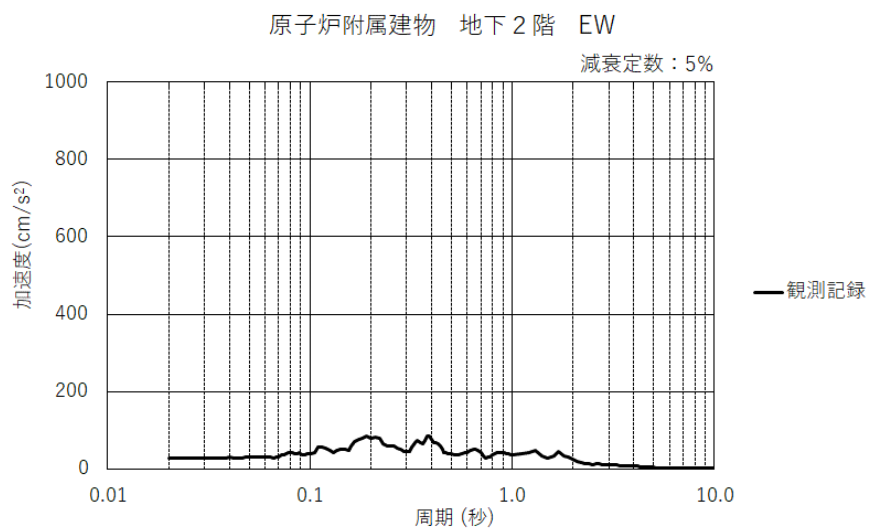
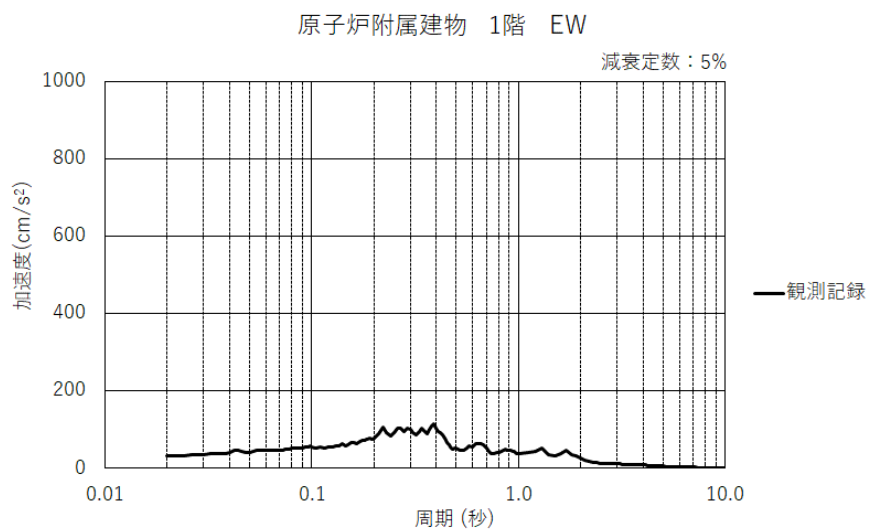
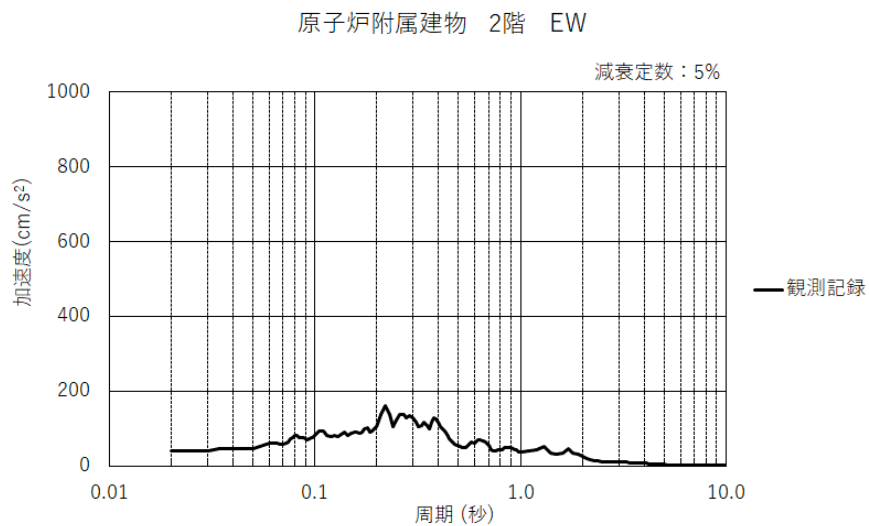


原子炉建物 EW

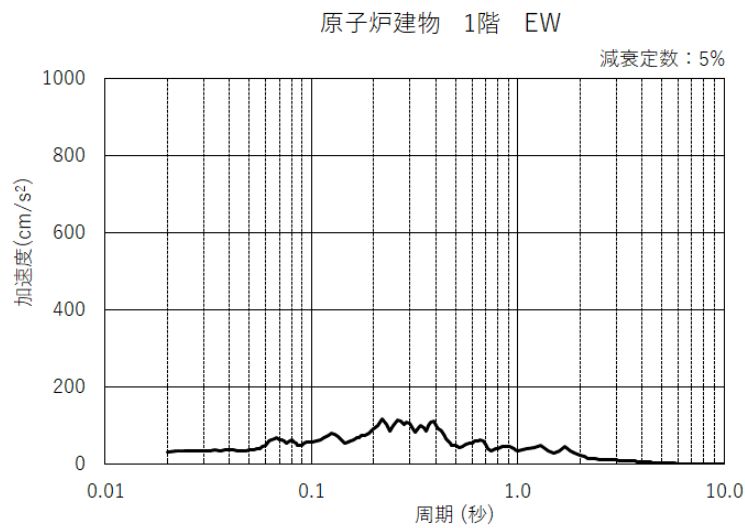
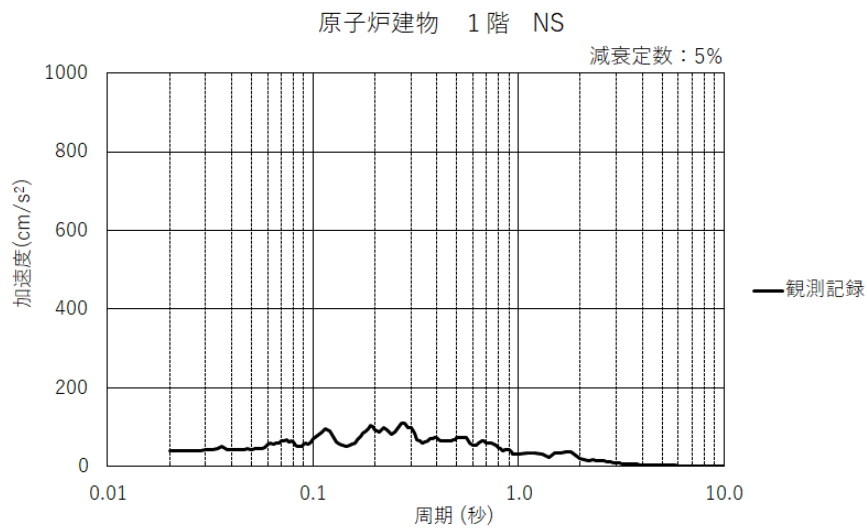
第 2.5 図 福島県沖地震 (2021 年 2 月 13 日) の最大応答加速度
(原子炉附属建物、原子炉建物)



第 2.6 図 福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の加速度応答スペクトル
（原子炉附属建物 NS 方向）



第 2.7 図 福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の加速度応答スペクトル
（原子炉附属建物 EW 方向）



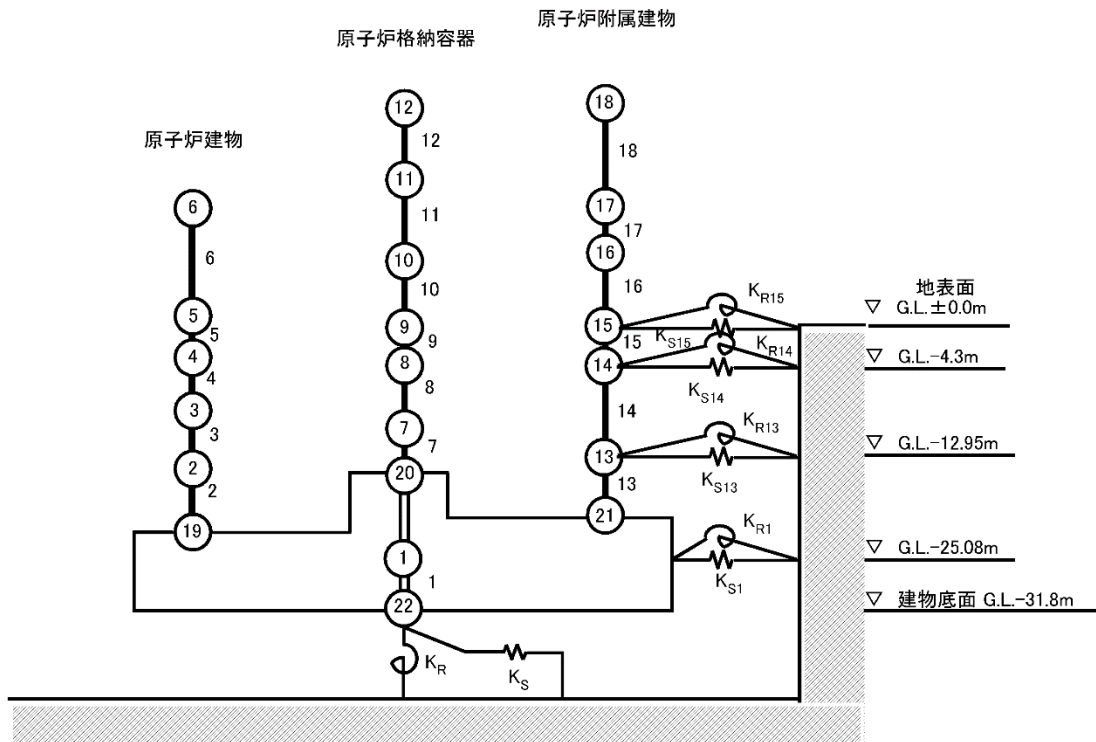
第 2.8 図 福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の加速度応答スペクトル
（原子炉建物）

3. 入力地震動及び解析モデル

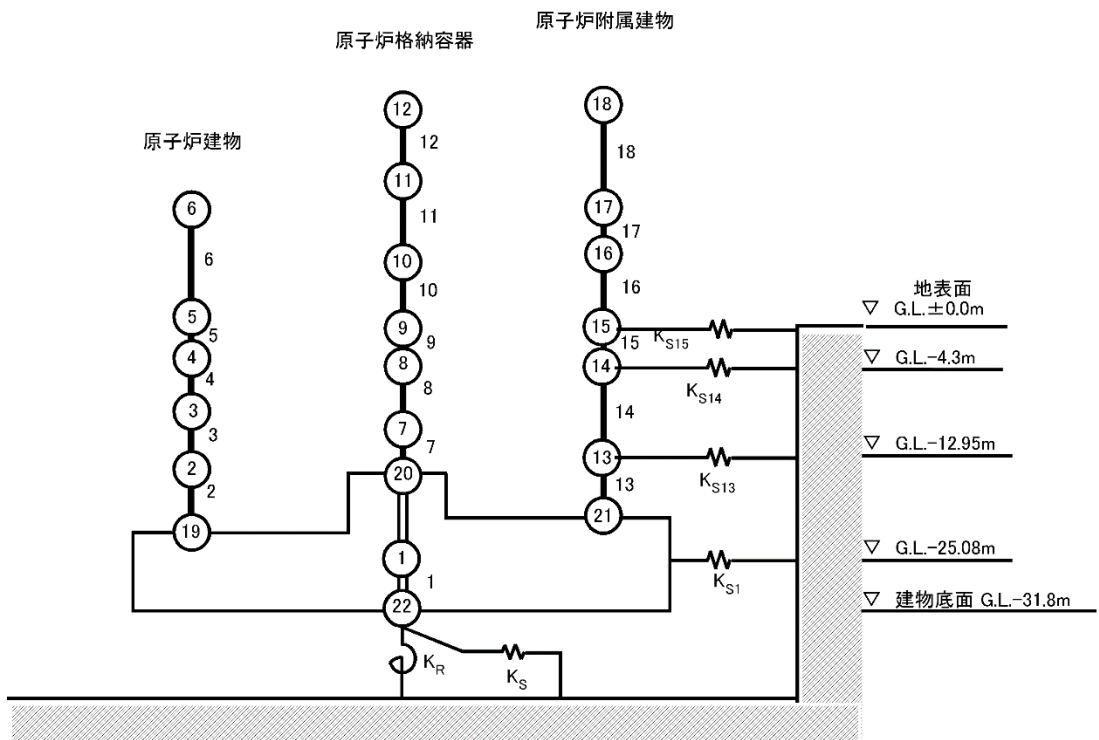
シミュレーション解析の入力地震動は、3.11 地震、福島県沖地震の基礎上の地震観測記録から算定し、建物の基礎底面及び側面地盤ばね位置に入力する。

解析モデルは、原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析で用いた地盤の側面ばねに水平ばねと回転ばねを考慮したケース 1 と、地盤の側面ばねに水平ばねのみを考慮したケース 2 を設定して比較する。

原子炉建物及び原子炉附属建物の解析モデルを第 3.1 図に示す。なお、建物の NS 方向と EW 方向で形状寸法、せん断断面積、断面 2 次モーメント、回転慣性、地盤ばねの剛性、減衰係数が異なることから、解析モデルは NS 方向と EW 方向でモデルを分けている。



ケース 1 (地盤の側面ばねに水平ばね+回転ばねを考慮)



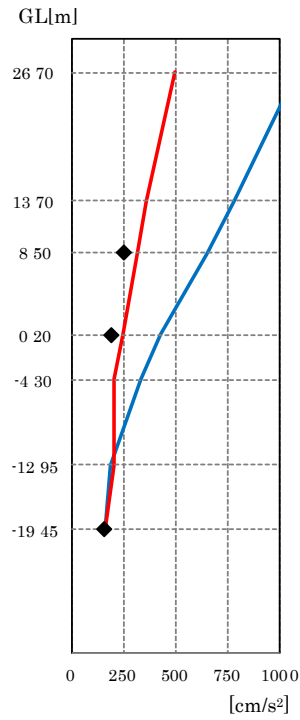
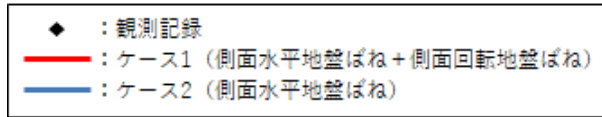
ケース 2 (地盤の側面ばねに水平ばねのみ考慮)

第 3.1 図 原子炉建物及び原子炉附属建物の解析モデル

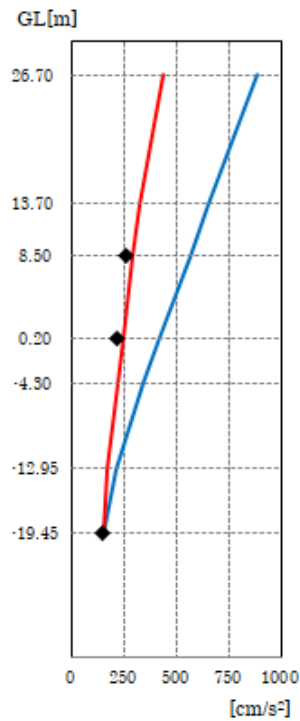
4. 地震観測シミュレーション解析結果

4.1 3.11 地震のシミュレーション解析結果

3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較を第 4.1 図に示す。3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較を第 4.2 図及び第 4.3 図に示す。

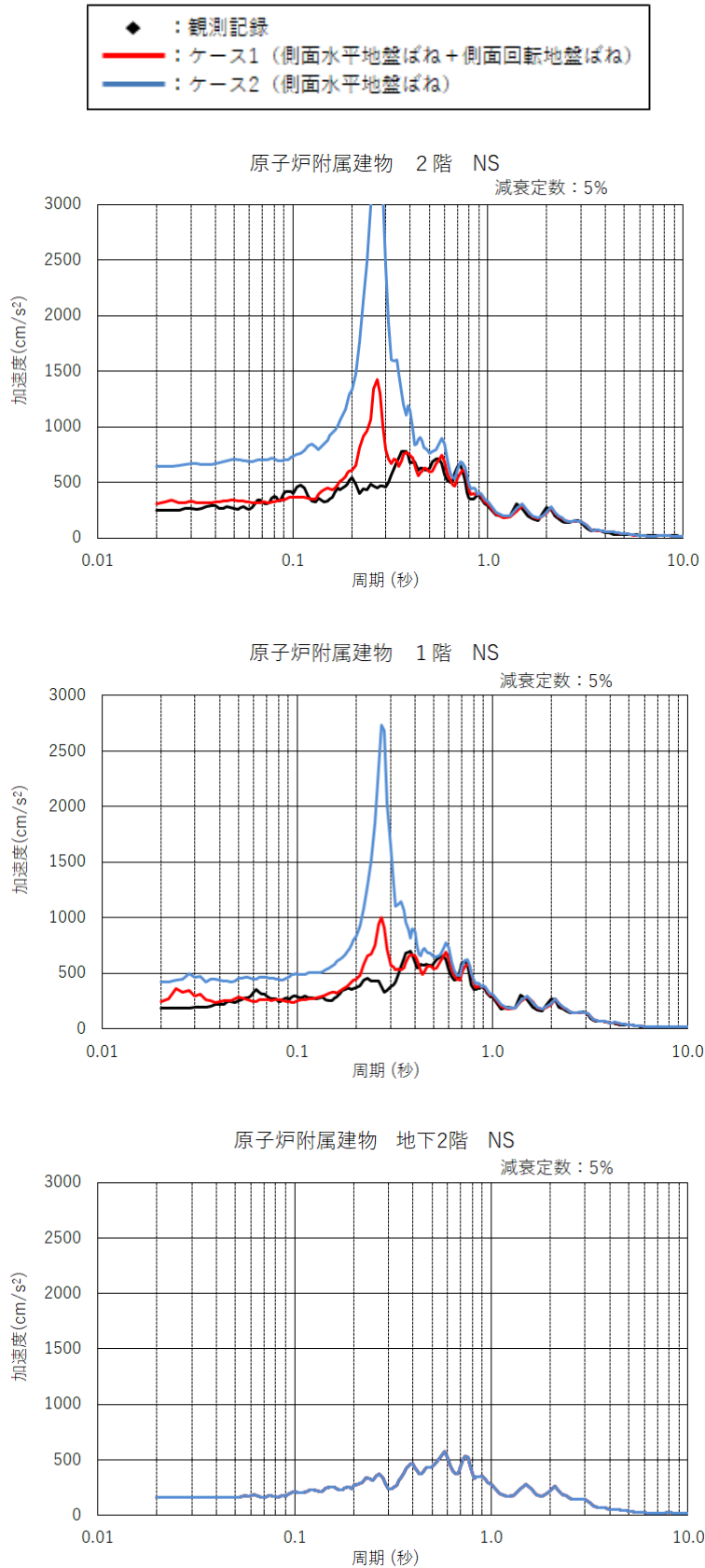


原子炉附属建物 NS

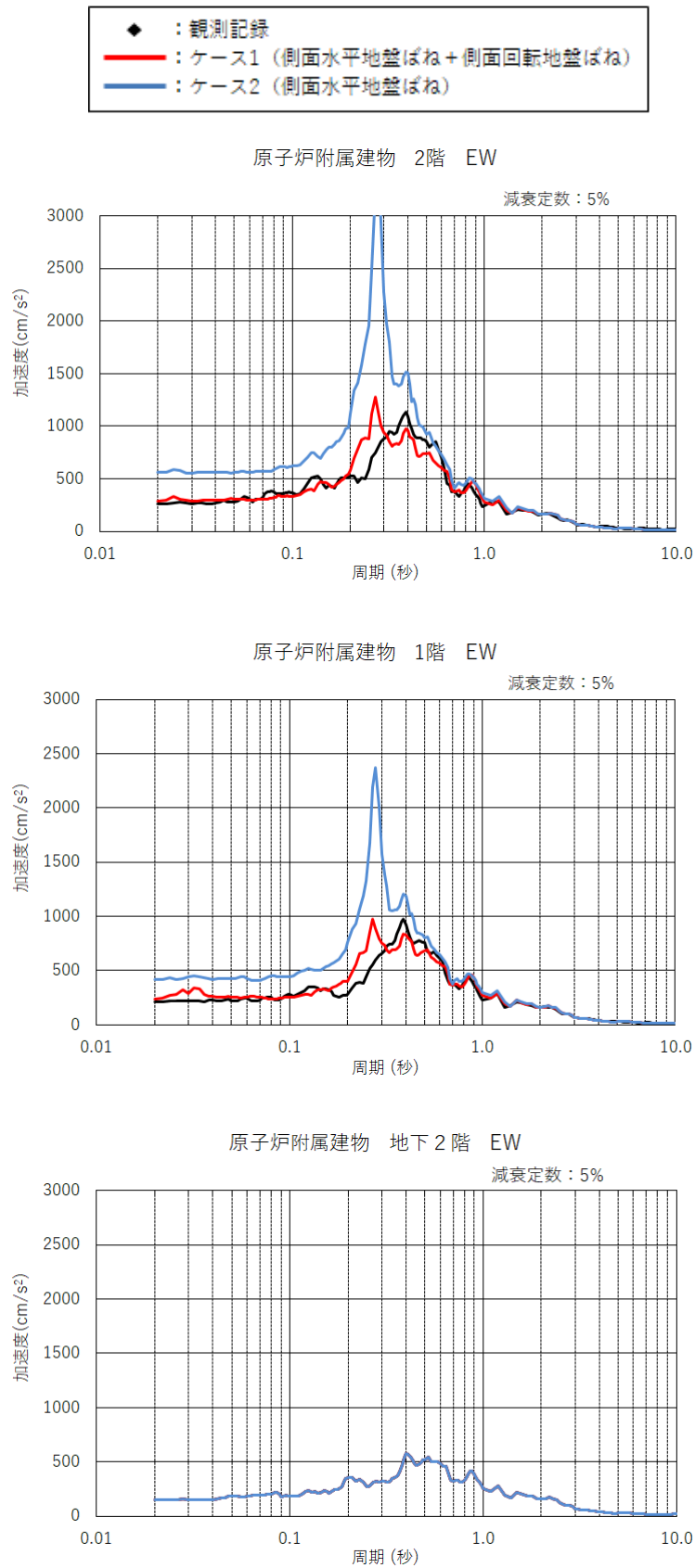


原子炉附属建物 EW

第 4.1 図 3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較



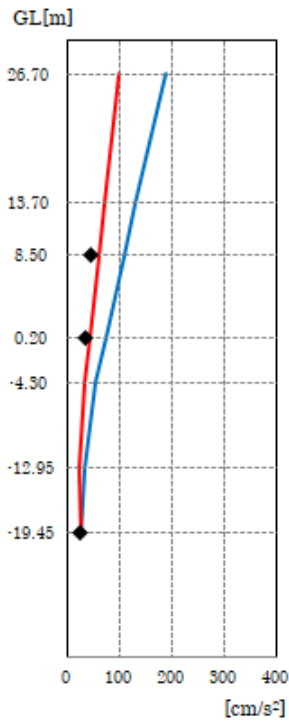
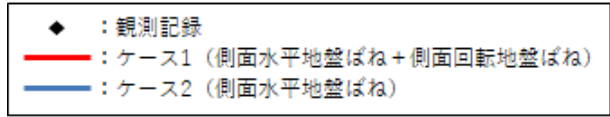
第 4.2 図 3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較
(原子炉附属建物 NS 方向)



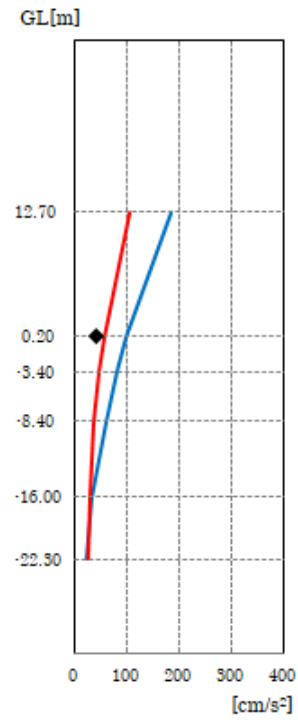
第 4.3 図 3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較
 (原子炉附属建物 EW 方向)

4.2 福島県沖地震のシミュレーション解析結果

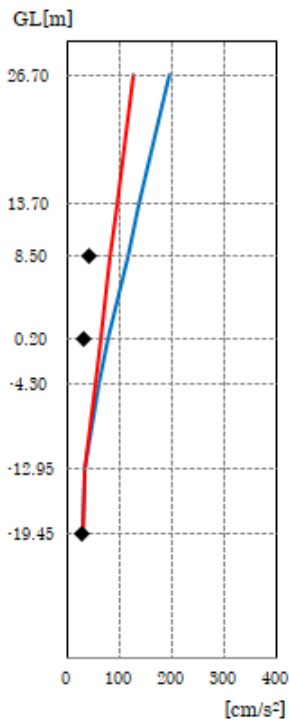
福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較を第 4.4 図に示す。福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトル（原子炉附属建物）の比較を第 4.5 図及び第 4.6 図に示す。福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトル（原子炉建物）の比較を第 4.7 図に示す。



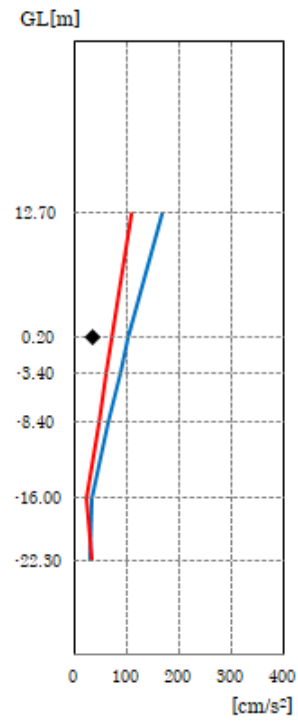
原子炉附属建物 NS



原子炉建物 NS

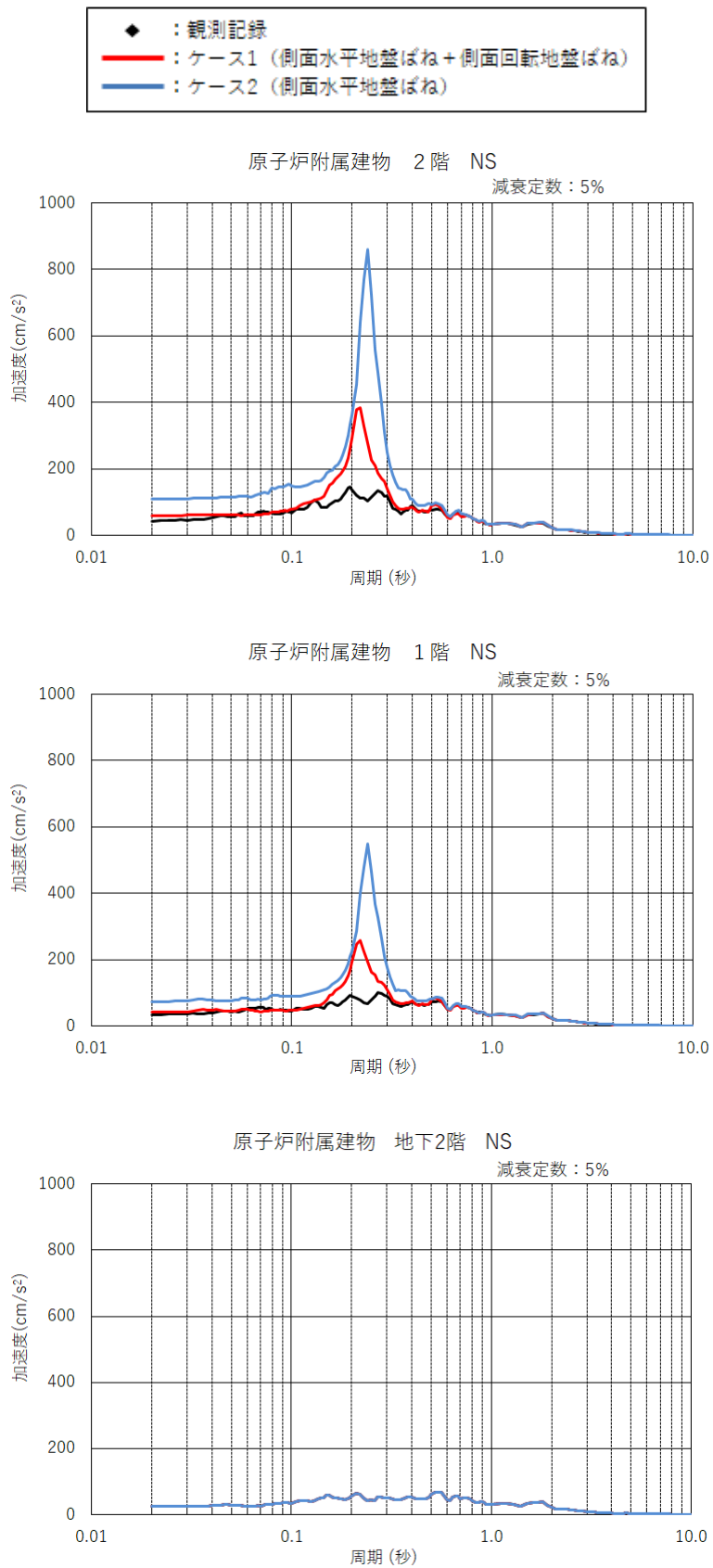


原子炉附属建物 EW

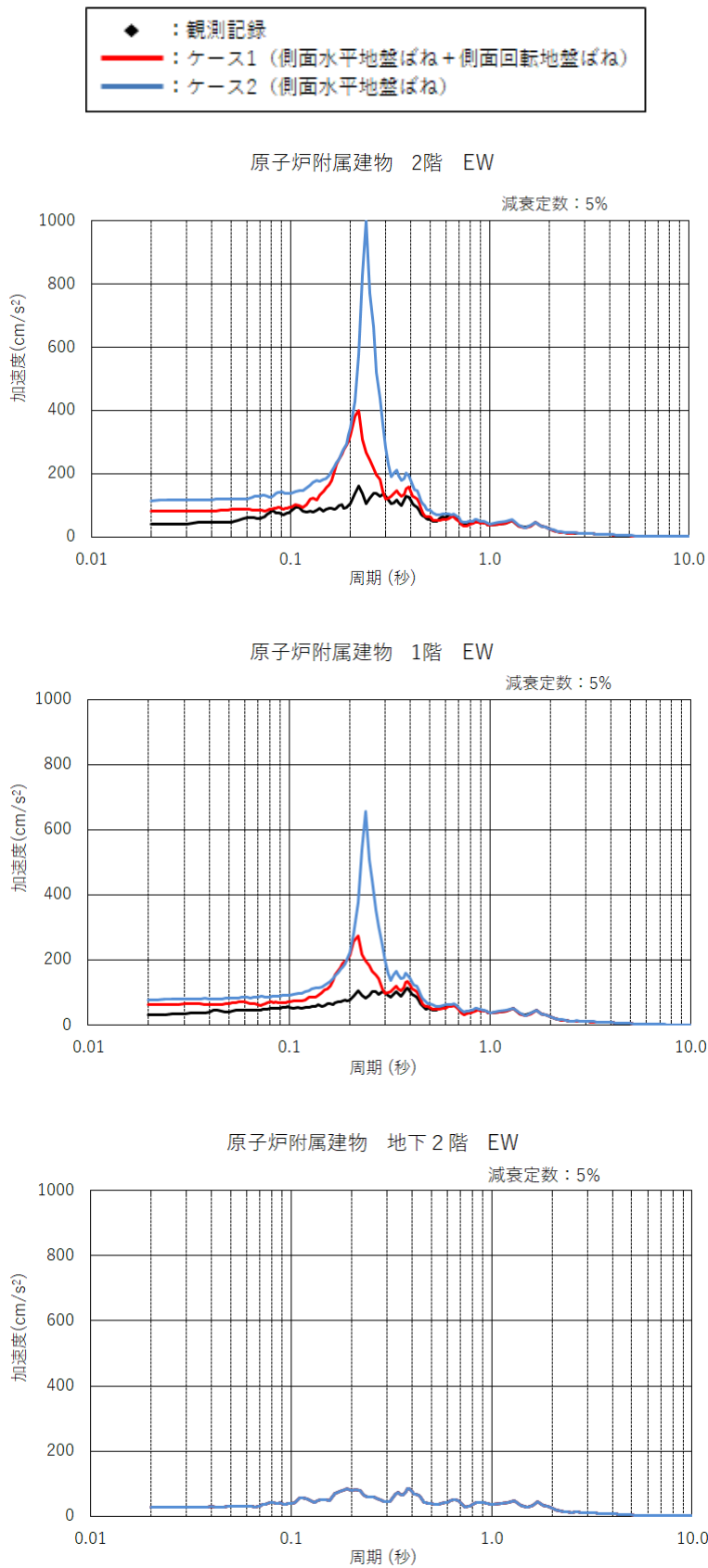


原子炉建物 EW

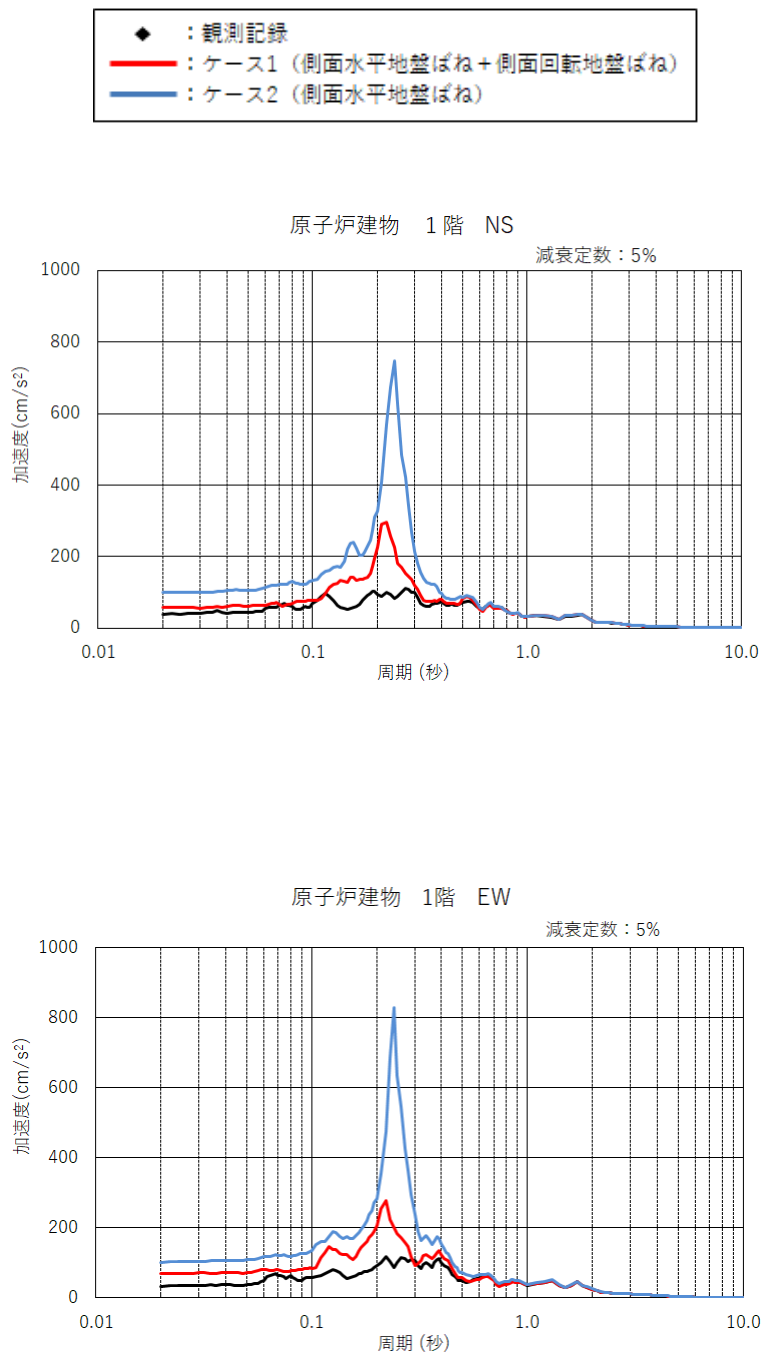
第 4.4 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較



第 4.5 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較
 (原子炉附属建物 NS 方向)



第 4.6 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較
 (原子炉附属建物 EW 方向)



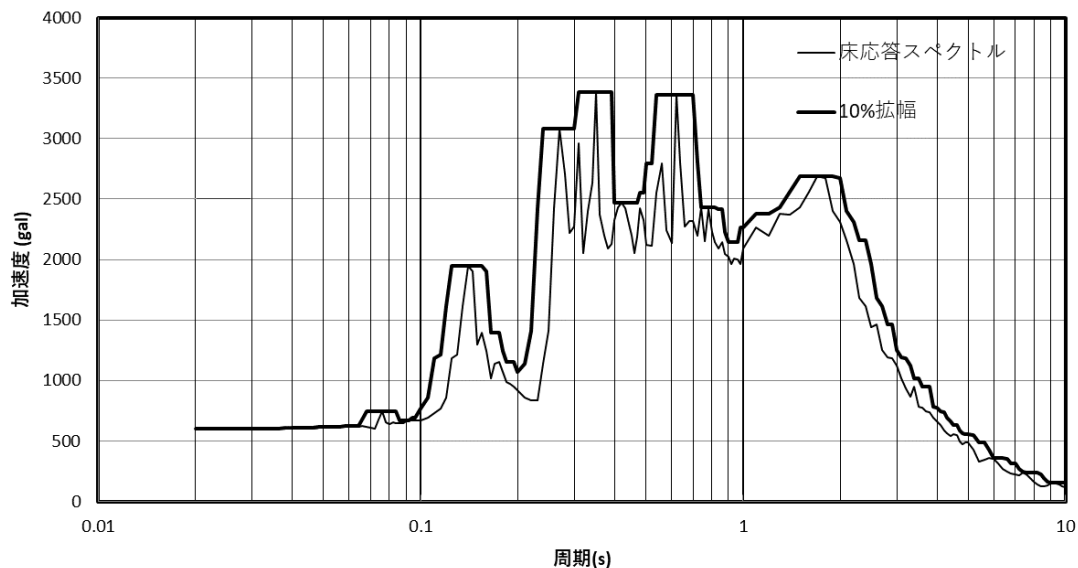
第 4.7 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較
(原子炉建物)

5. 評価結果

3.11 地震（2011 年 3 月 11 日）及び福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の観測記録と解析結果の比較から、ケース 2（側面水平地盤ばね）は、最大応答加速度、加速度応答スペクトルとも観測記録に対してかなり大きくなっており、ケース 1（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）の方が最大応答加速度、応答スペクトルとも整合性が良い結果となっている。

ケース 1（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）の 3.11 地震観測記録の加速度応答スペクトルで一部加速度の低い部分があるものの、加速度応答スペクトルの形状傾向はほぼ一致していると判断している。また、3.11 地震の記録は、2.1 項に記載したように、スクラッチレコードフィルムにケガキ針でひっかき最大応答加速度を記録するアナログ式 SMAC 強震計で採取されたデータであることから、強震計自体の応答加速度精度、フィルム巻取り時の CLOCK 精度に加えて、グラフ画像数値化ソフトで処理するためのフィルムスキャナによる読み取り精度などを考慮すると、3.11 地震の加速度応答スペクトルの傾向はほぼ一致しており、また、デジタル式地震計で記録された福島県沖地震もほぼ一致していることから、原子炉建物及び原子炉附属建物の地震応答解析で用いているケース 1（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）は、妥当な解析モデルであると判断している。

なお、機器・配管系の耐震評価にあたっては、建物の地震応答解析により得られる床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅したもの（下図に例を示す）を用いることにより、保守性をもたせる。



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

1. 概要

本資料は、主冷却機建物について平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震の本震（以下「3.11 地震」という。）と、令和 3 年に観測された地震の観測記録を用いたシミュレーション解析結果を示し、建物と地盤の相互作用を考慮した質点系モデルの妥当性を説明するものである。

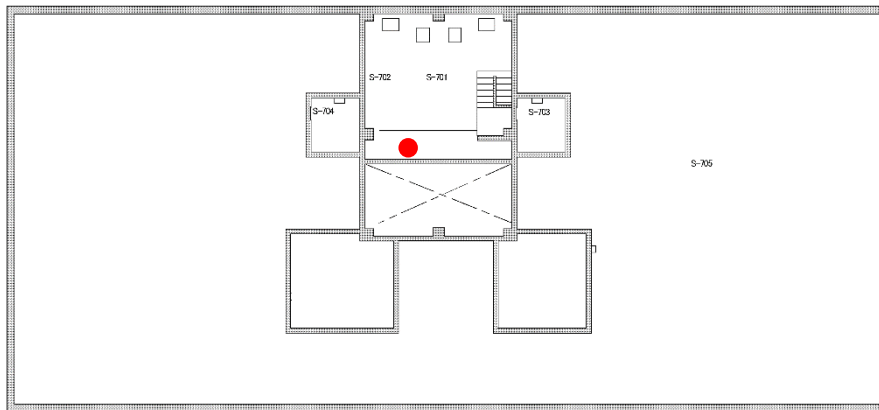
2. 主冷却機建物の地震計設置位置及び観測記録

高速実験炉原子炉施設には、地震時の応答特性を把握することを目的として、主冷却機建物の 4 階、1 階、地下 2 階に合計 3 台の地震計を設置している。

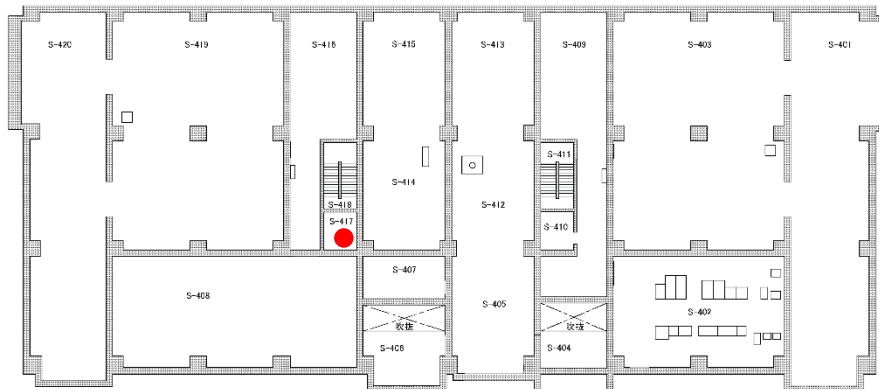
なお、3.11 地震時に設置されていた地震計は、主冷却機建物の 4 階、地下 2 階の 2 台でアナログ式 SMAC 強震計であった。3.11 地震後にいずれもデジタル式地震計に更新するとともに、新たに主冷却機建物の 1 階に 1 台を追加設置している。

主冷却機建物の地震計の設置位置を第 2.1 図に示す。

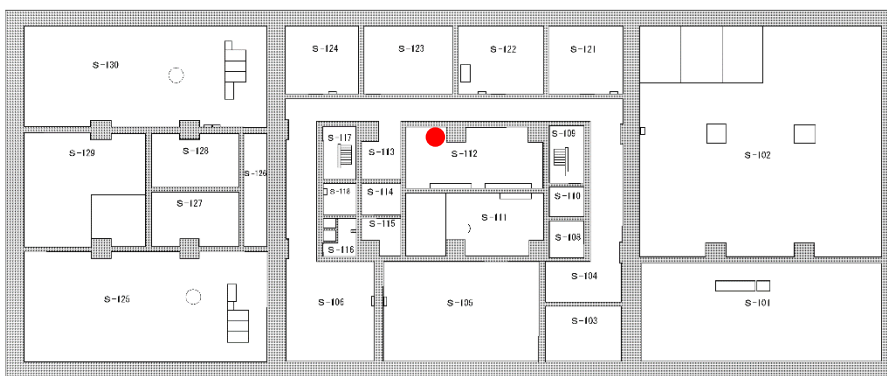
主冷却機建物 4 階



主冷却機建物 1 階



主冷却機建物地下 2 階



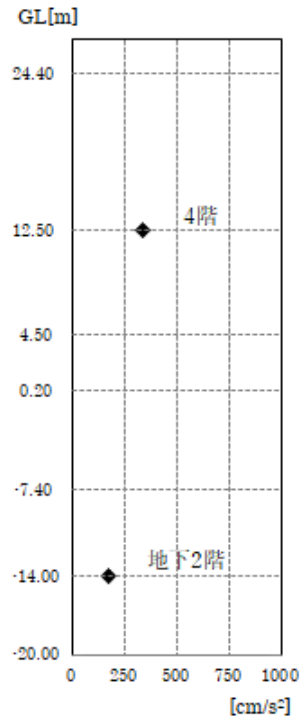
第 2.1 図 地震計の設置位置

4 条-別紙 12-別添 4-2

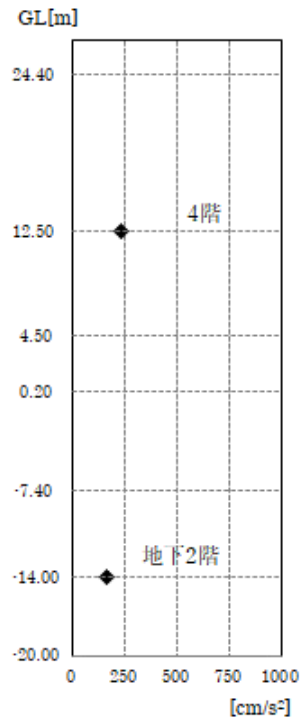
2.1 3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日)

3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の最大応答加速度を第 2.2 図に示す。3.11 地震時 (2011 年 3 月 11 日) の観測記録の加速度応答スペクトルを第 2.3 図及び第 2.4 図に示す。

3.11 地震観測記録は、スクラッチレコードフィルムにケガキ針でひっかき最大応答加速度を記録するアナログ式 SMAC 強震計で採取されたデータであることから、読み取り可能なデータは原則最大応答加速度のみであり、加速度応答スペクトルの解析は不可能であるが、スクラッチレコードフィルムをフィルムスキャナにより読み込み、グラフ画像数値化ソフトを用いてサンプリング周期 0.01s 毎にアナログデータをデジタル化して時刻歴波形化し、最大応答加速度と併せて、応答スペクトルの形状傾向を把握する目的で加速度応答スペクトルを求めたものである。

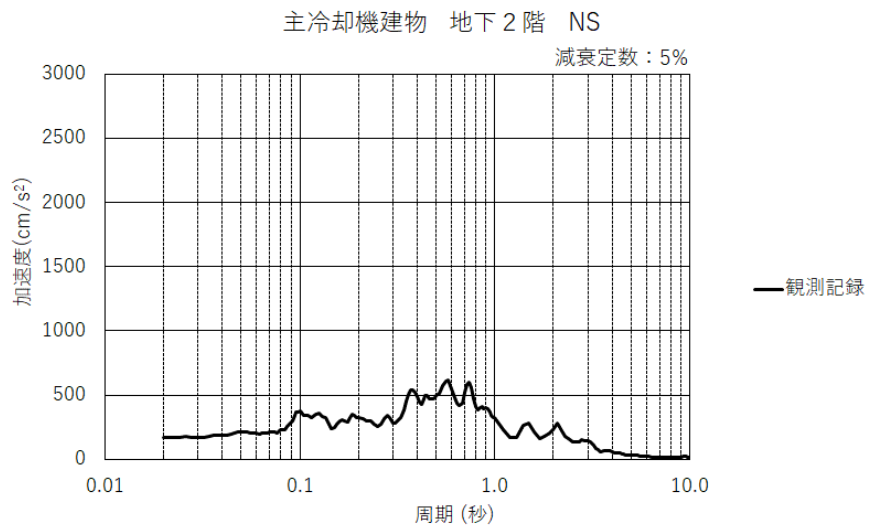
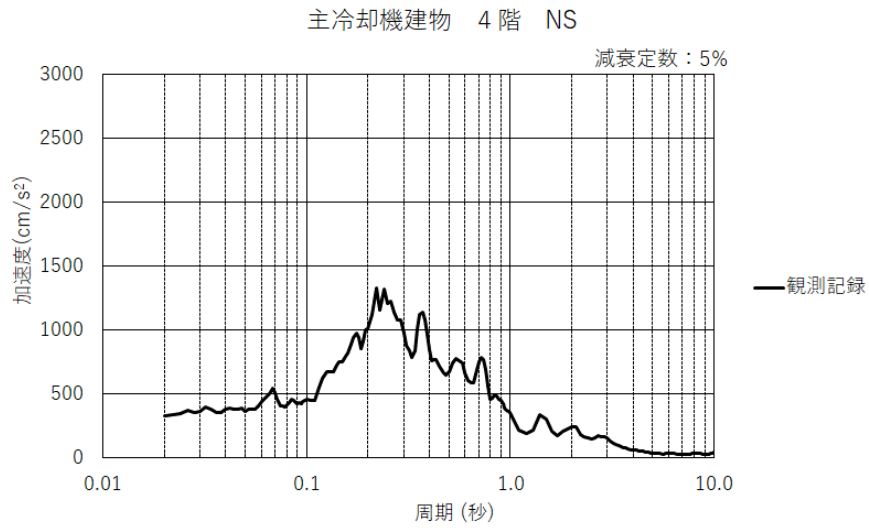


主冷却機建物 NS

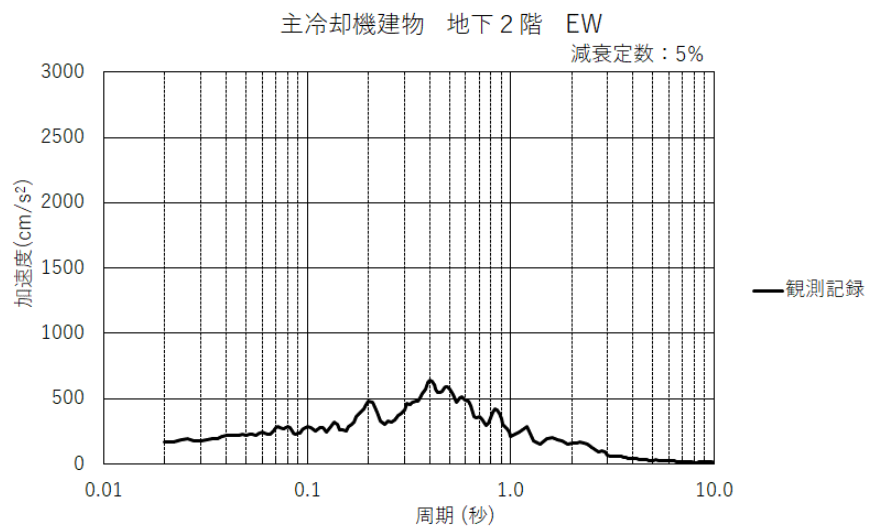
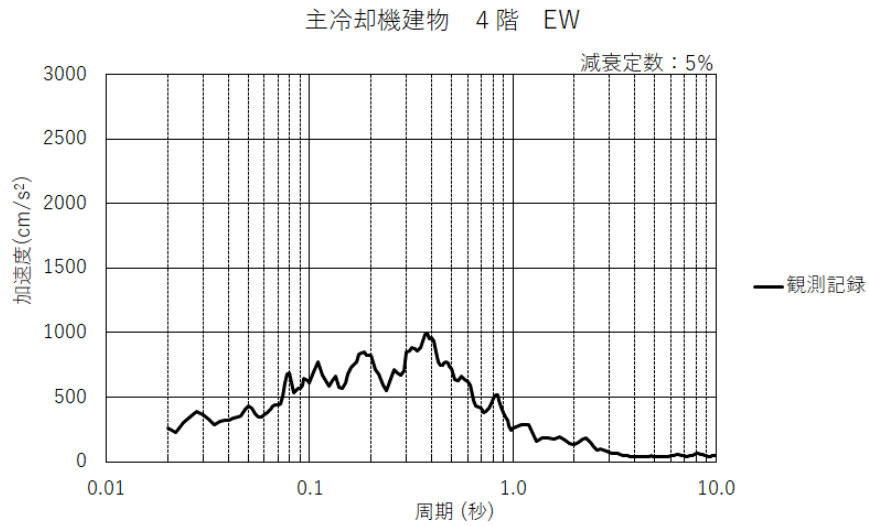


主冷却機建物 EW

第 2.2 図 3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日) の最大応答加速度



第 2.3 図 3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日) の加速度応答スペクトル (NS 方向)

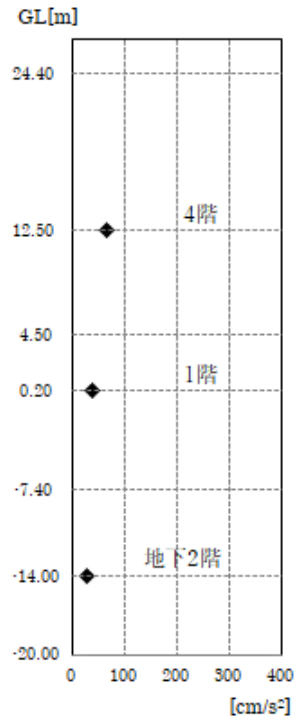


第 2.4 図 3.11 地震 (2011 年 3 月 11 日) の加速度応答スペクトル (EW 方向)

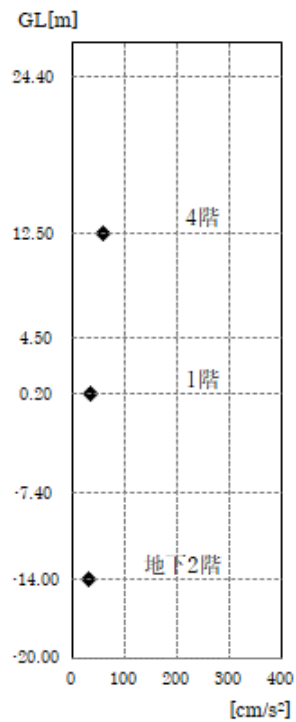
2.2 福島県沖地震（2021年2月13日）

福島県沖地震（2021年2月13日）の最大応答加速度を第2.5図に示す。福島県沖地震（2021年2月13日）の加速度応答スペクトルを第2.6図及び第2.7図に示す。

福島県沖地震は、3.11地震後に更新したデジタル式地震計で収録されたデータのうち、最も応答加速度が大きかった地震である。

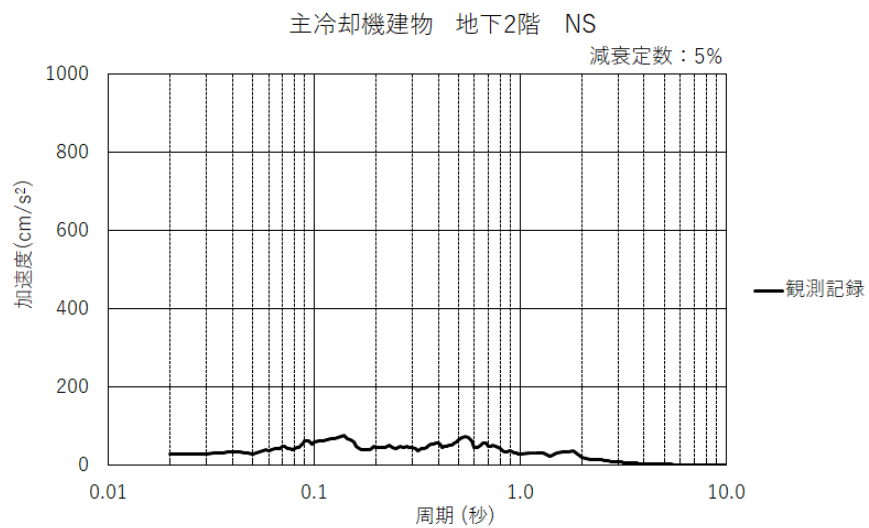
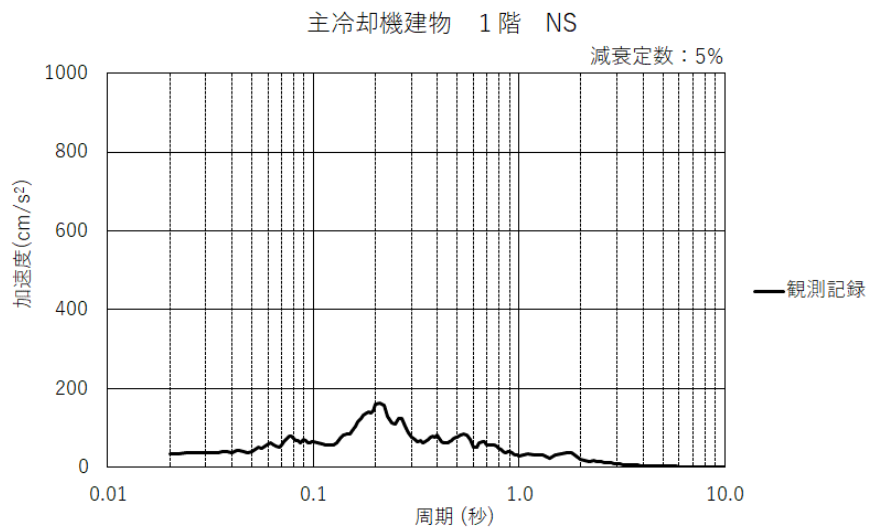
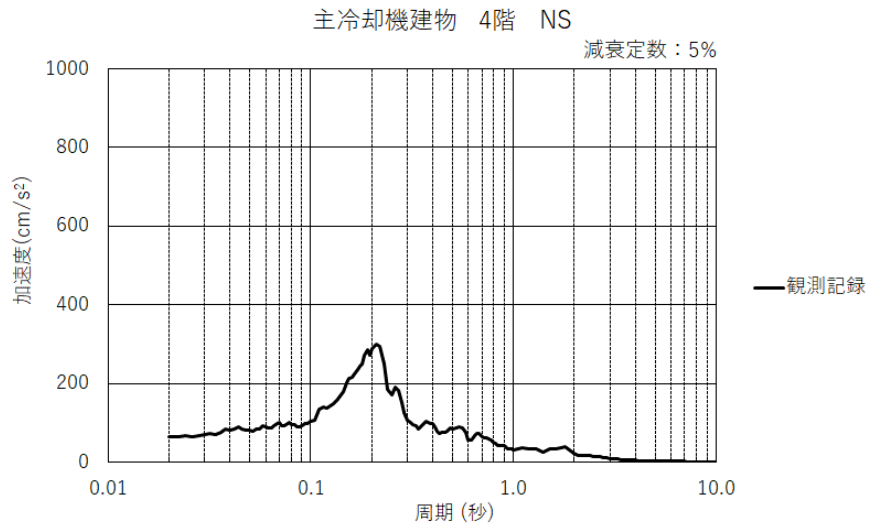


主冷却機建物 NS

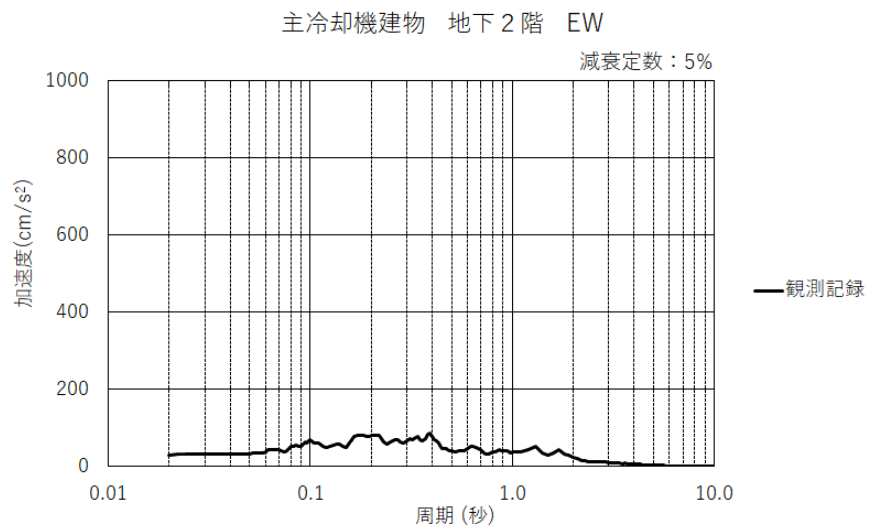
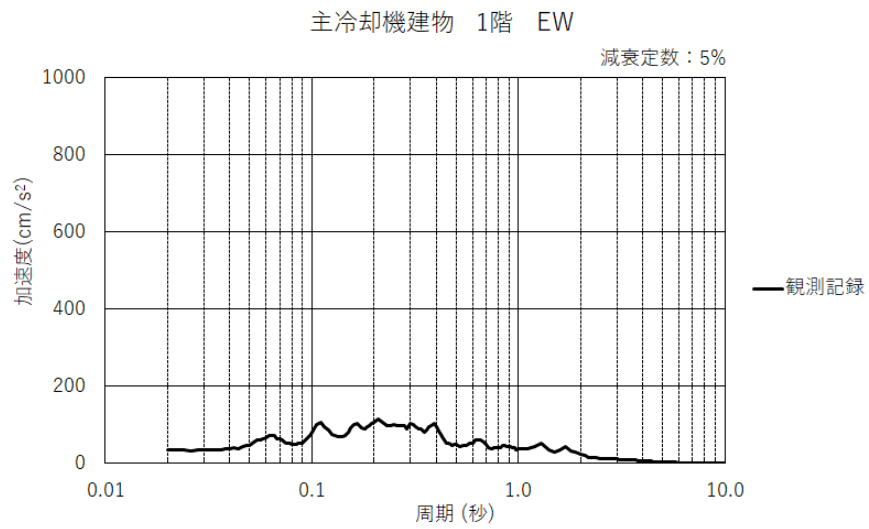
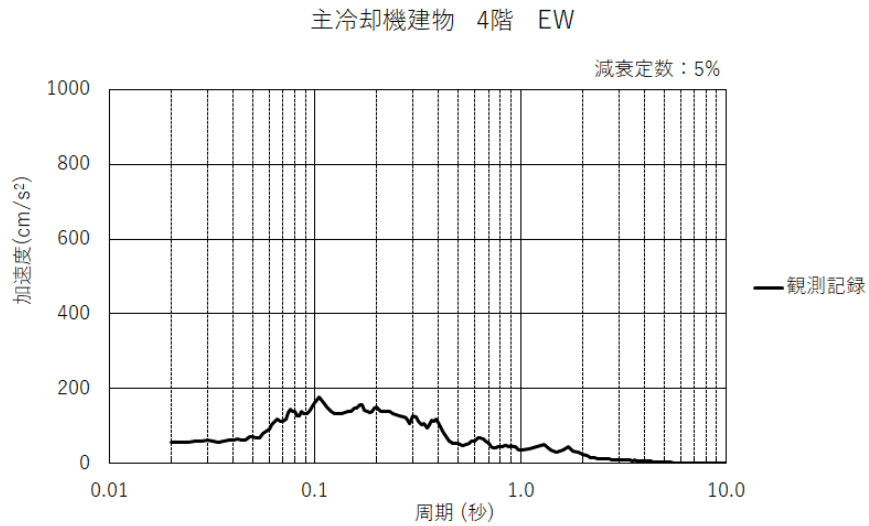


主冷却機建物 EW

第 2.5 図 福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の最大応答加速度



第 2.6 図 福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の加速度応答スペクトル（NS 方向）



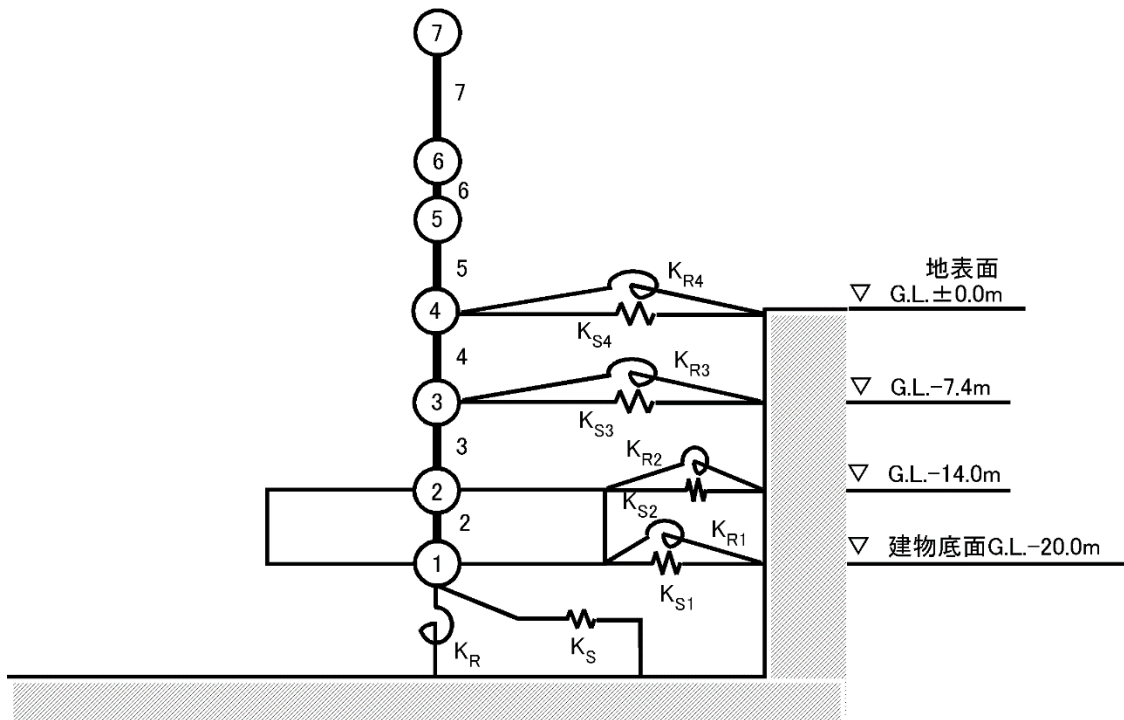
第 2.7 図 福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の加速度応答スペクトル（EW 方向）

3. 入力地震動及び解析モデル

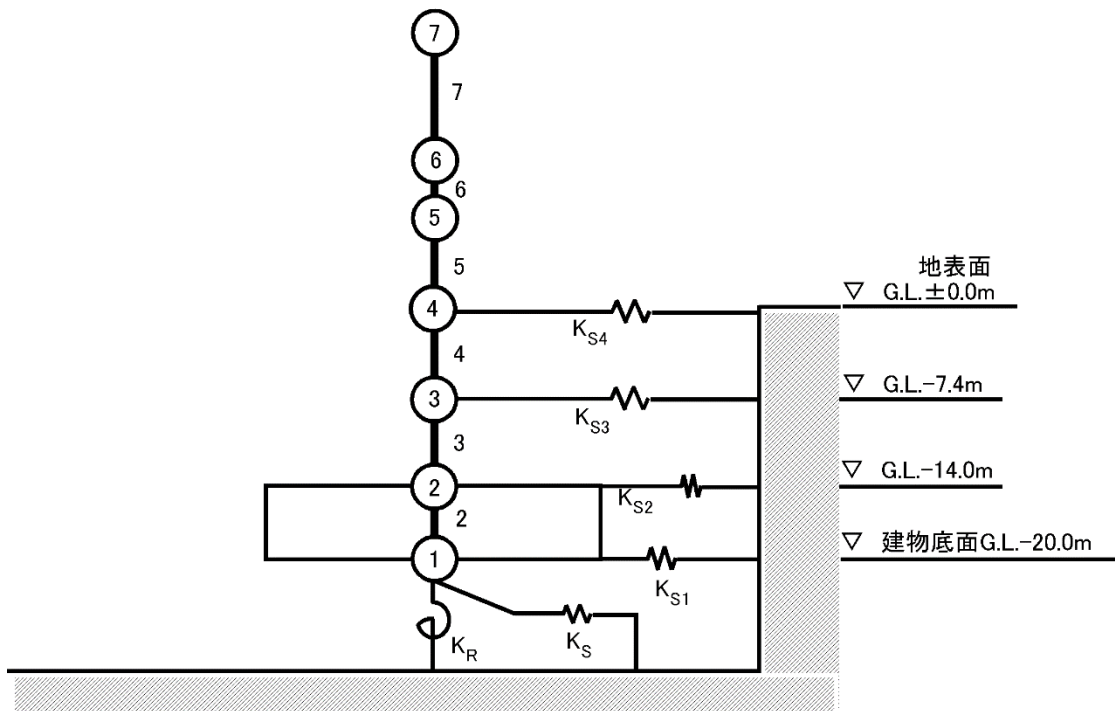
シミュレーション解析の入力地震動は、3.11 地震、福島県沖地震の基礎上の地震観測記録から算定し、建物の基礎底面及び側面地盤ばね位置に入力する。

解析モデルは、主冷却機建物の地震応答解析で用いた地盤の側面ばねに水平ばねと回転ばねを考慮したケース 1 と、地盤の側面ばねに水平ばねのみを考慮したケース 2 を設定して比較する。

主冷却機建物の解析モデルを第 3.1 図に示す。なお、建物の NS 方向と EW 方向で形状寸法、せん断断面積、断面 2 次モーメント、回転慣性、地盤ばねの剛性、減衰係数が異なることから、解析モデルは NS 方向と EW 方向でモデルを分けている。



ケース 1 (地盤の側面ばねに水平ばね+回転ばねを考慮)



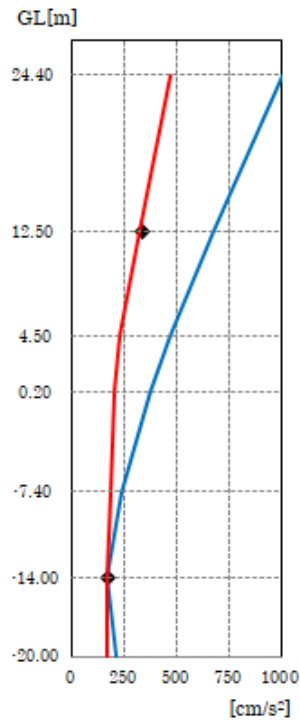
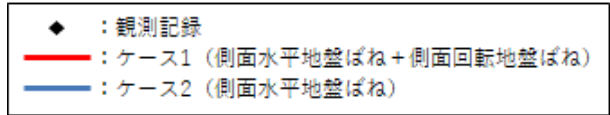
ケース 2 (地盤の側面ばねに水平ばねのみ考慮)

第 3.1 図 主冷却機建物の解析モデル

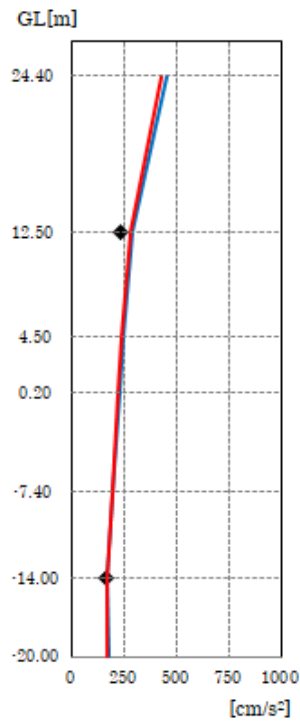
4. 地震観測シミュレーション解析結果

4.1 3.11 地震のシミュレーション解析結果

3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較を第 4.1 図に示す。3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較を第 4.2 図及び第 4.3 図に示す。

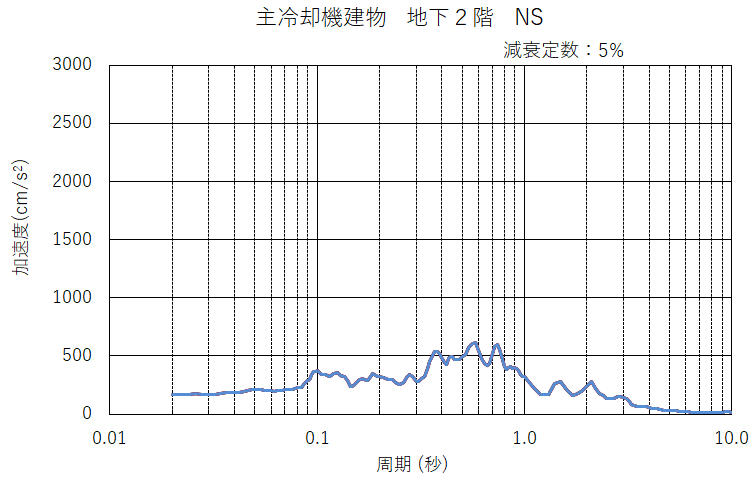
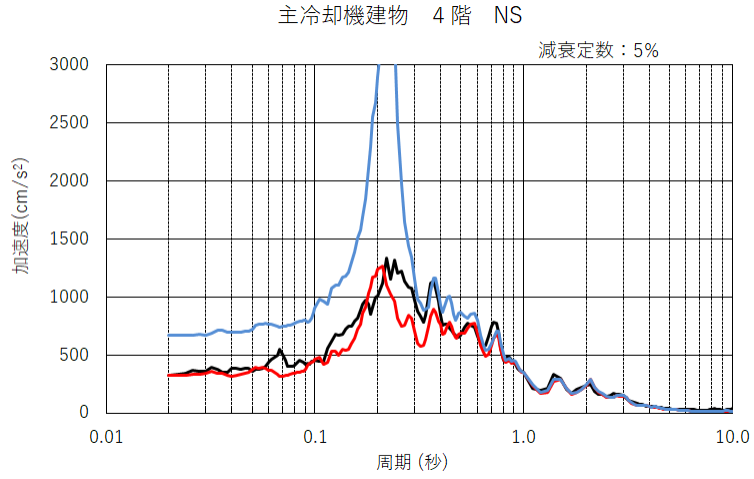
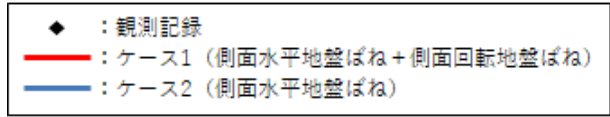


主冷却機建物 NS

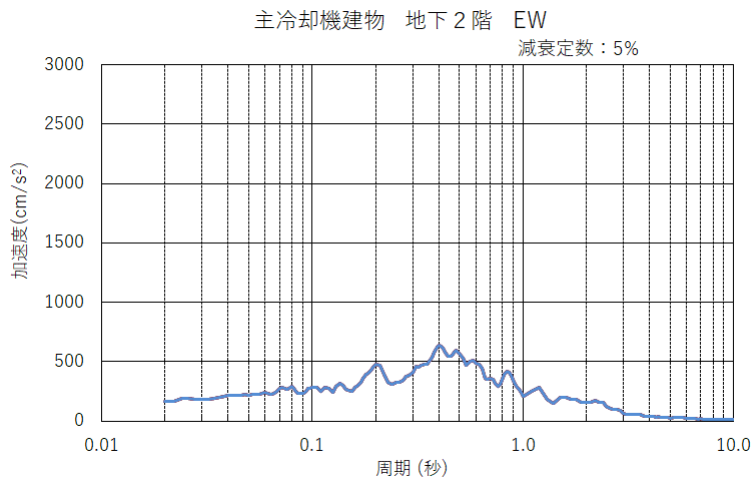
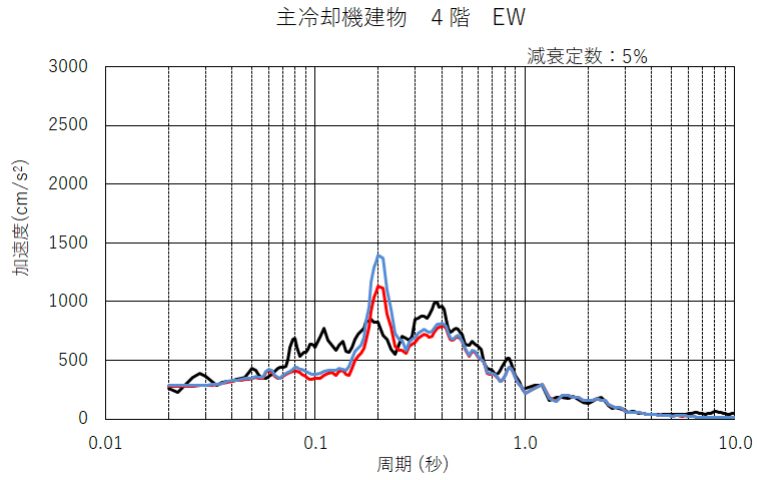
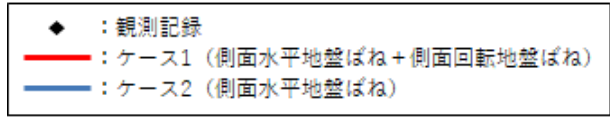


主冷却機建物 EW

第 4.1 図 3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較



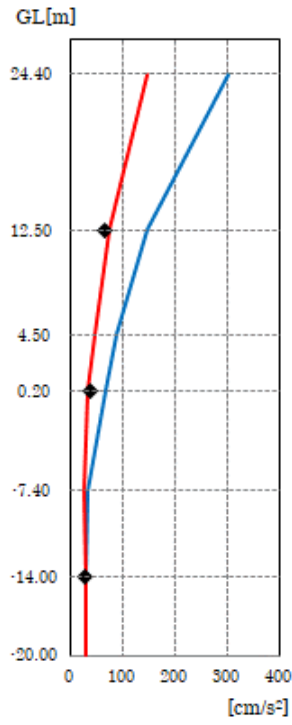
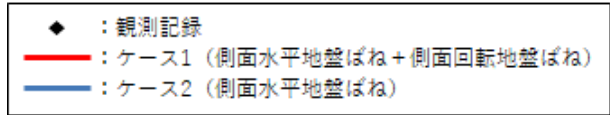
第 4.2 図 3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較 (NS 方向)



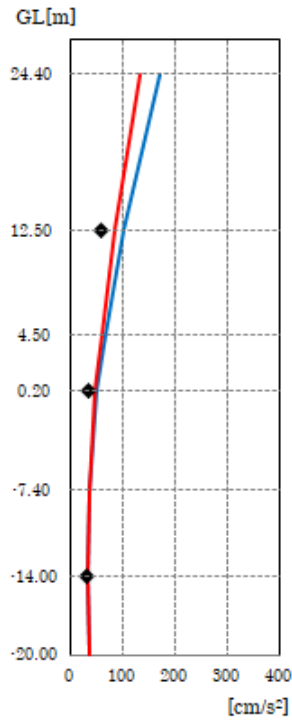
第 4.3 図 3.11 地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較 (EW 方向)

4.2 福島県沖地震のシミュレーション解析結果

福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較を第 4.4 図に示す。福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較を第 4.5 図及び第 4.6 図に示す。

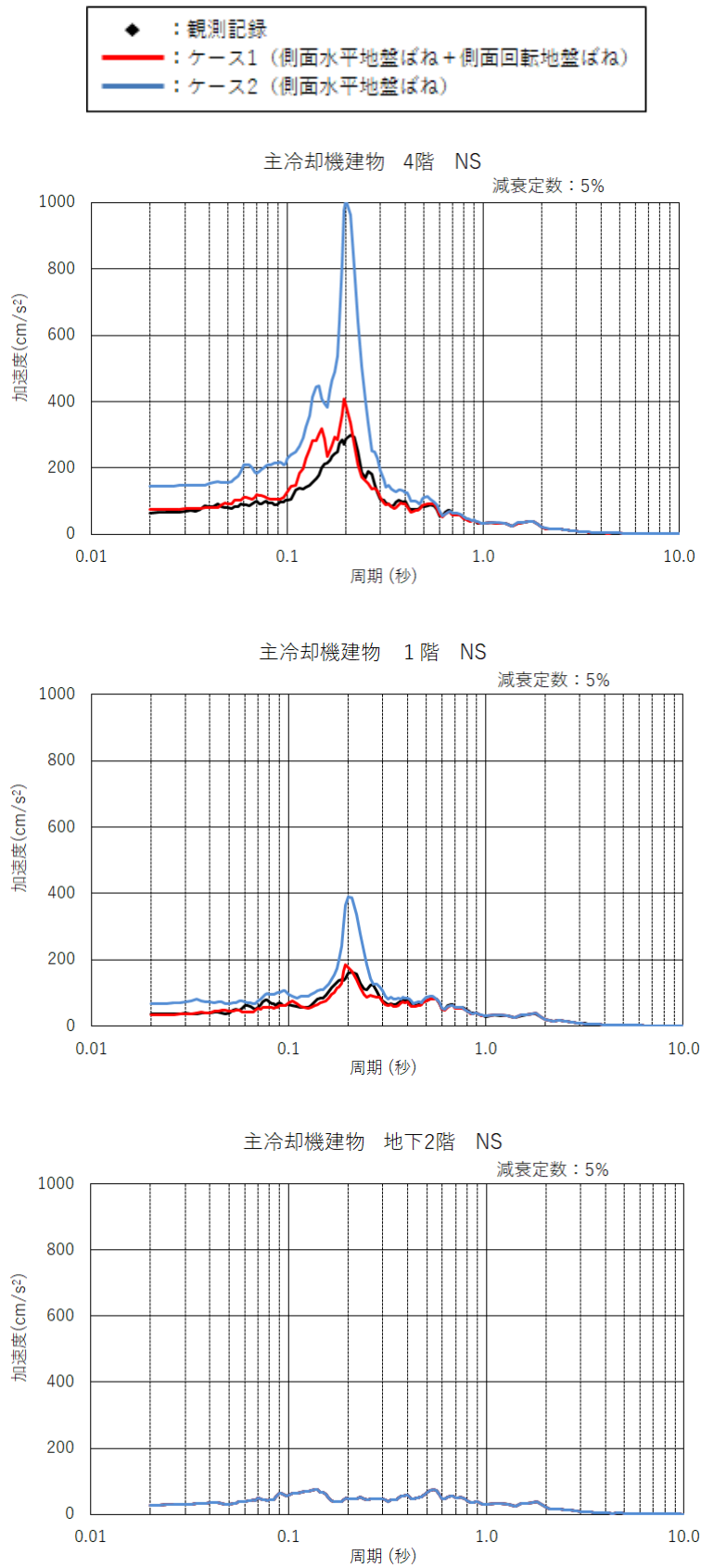


主冷却機建物 NS

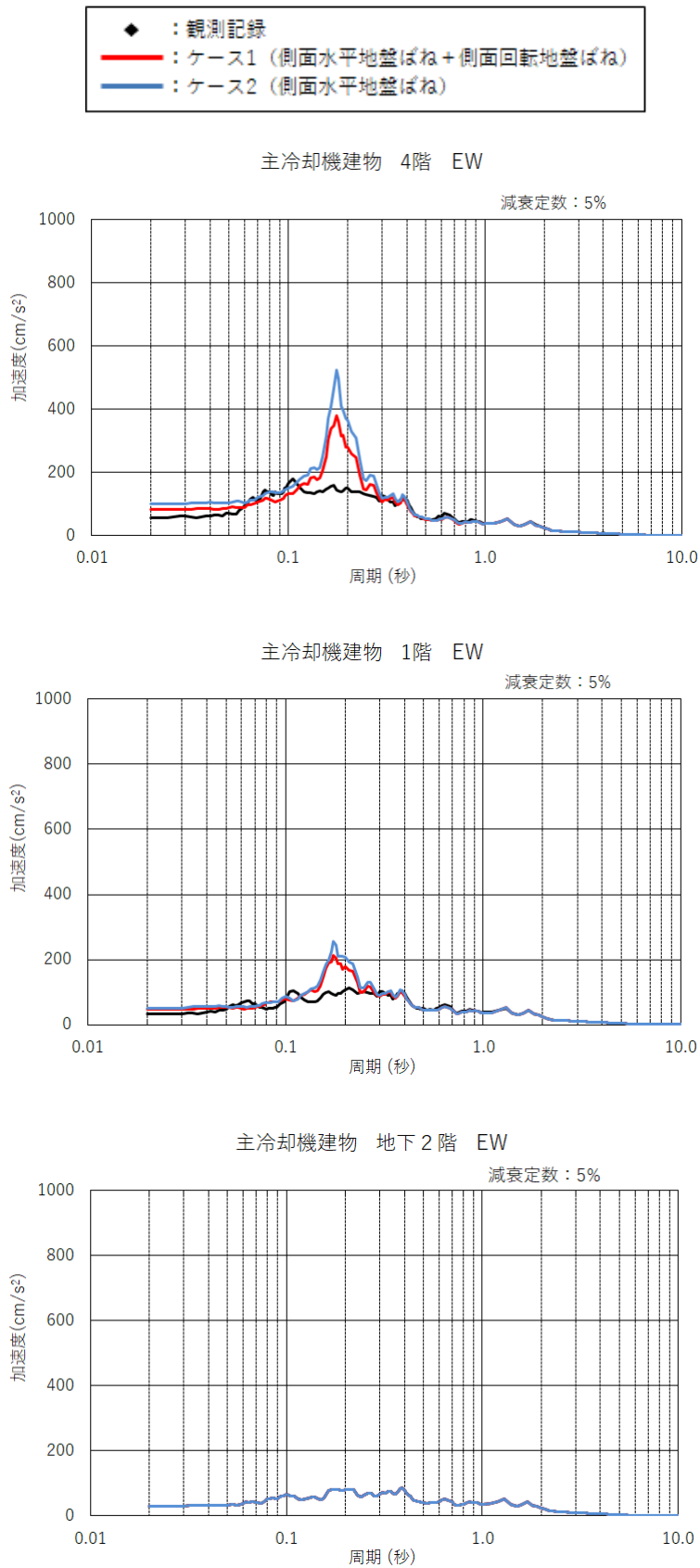


主冷却機建物 EW

第 4.4 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の最大応答加速度の比較



第 4.5 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較 (NS 方向)



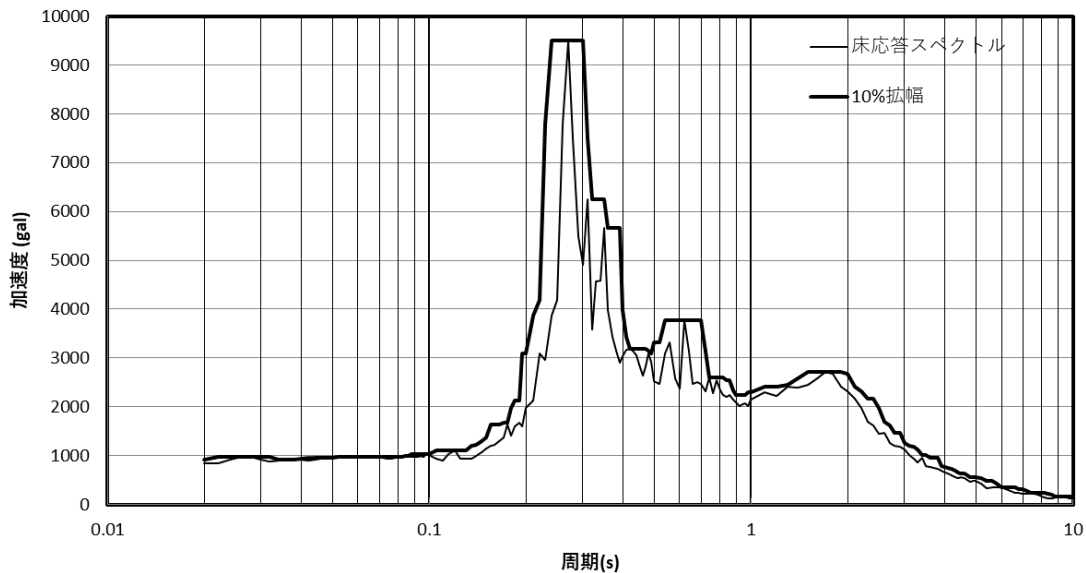
第 4.6 図 福島県沖地震のシミュレーション解析結果と観測記録の加速度応答スペクトルの比較 (EW 方向)

5. 評価結果

3.11 地震（2011 年 3 月 11 日）及び福島県沖地震（2021 年 2 月 13 日）の観測記録と解析結果の比較から、ケース 2（側面水平地盤ばね）は、最大応答加速度、加速度応答スペクトルとも観測記録に対してかなり大きくなっており、ケース 1（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）の方が最大応答加速度、応答スペクトルとも整合性が良い結果となっている。なお、長辺方向となる EW 方向のケース 1（側面水平地盤ばね）とケース 2（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）の応答差が小さいのは、長辺方向は回転挙動の影響を受けにくいためである。

ケース 1（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）の 3.11 地震観測記録の加速度応答スペクトルで一部加速度の低い部分があるものの、加速度応答スペクトルの形状傾向はほぼ一致していると判断している。また、3.11 地震の記録は、2.1 項に記載したように、スクラッチレコードフィルムにケガキ針でひっかき最大応答加速度を記録するアナログ式 SMAC 強震計で採取されたデータであることから、強震計自体の応答加速度精度、フィルム巻取り時の CLOCK 精度に加えて、グラフ画像数値化ソフトで処理するためのフィルムスキャナによる読み取り精度などを考慮すると、3.11 地震の加速度応答スペクトルはほぼ一致しており、また、デジタル式地震計で記録された福島県沖地震もほぼ一致していることから、主冷却機建物の地震応答解析で用いているケース 1（側面水平地盤ばね＋側面回転地盤ばね）は、妥当な解析モデルであると判断している。

なお、機器・配管系の耐震評価にあたっては、建物の地震応答解析により得られる床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅したもの（下図に例を示す）を用いることにより、保守性をもたせる。



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。

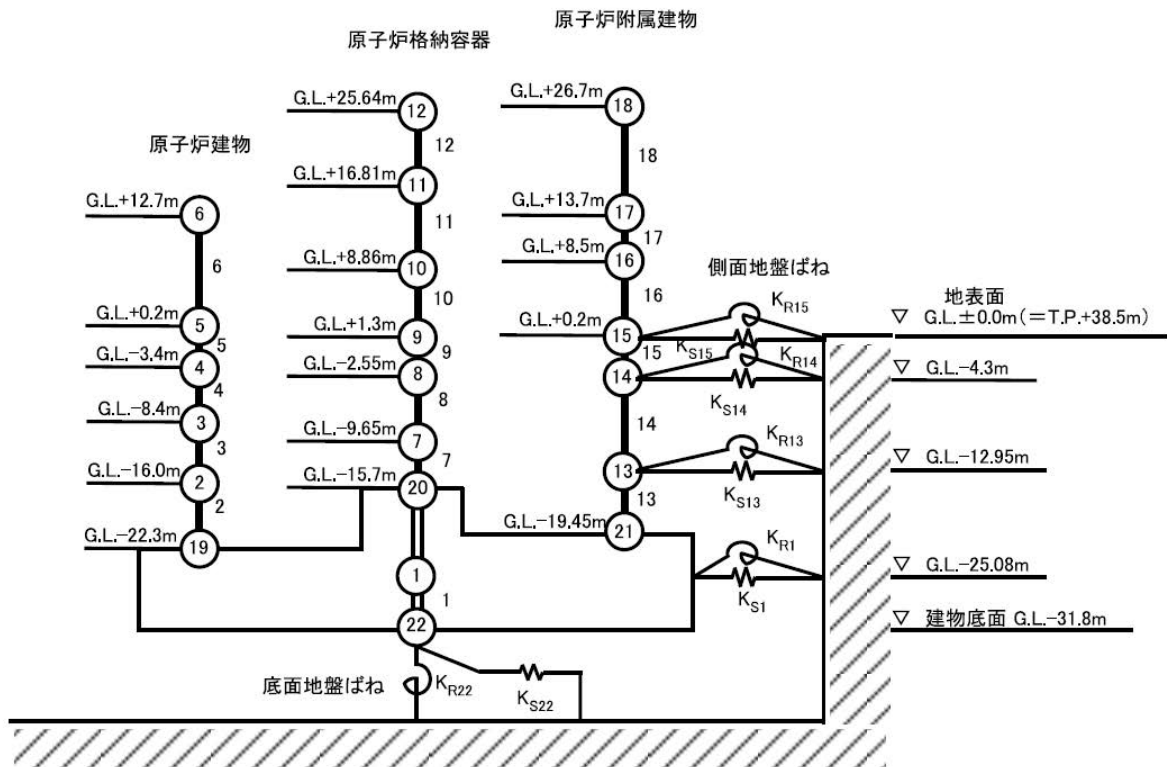
設計用床応答スペクトルは、設置される機器・配管系の減衰定数を用いて作成した応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅して作成する。

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。

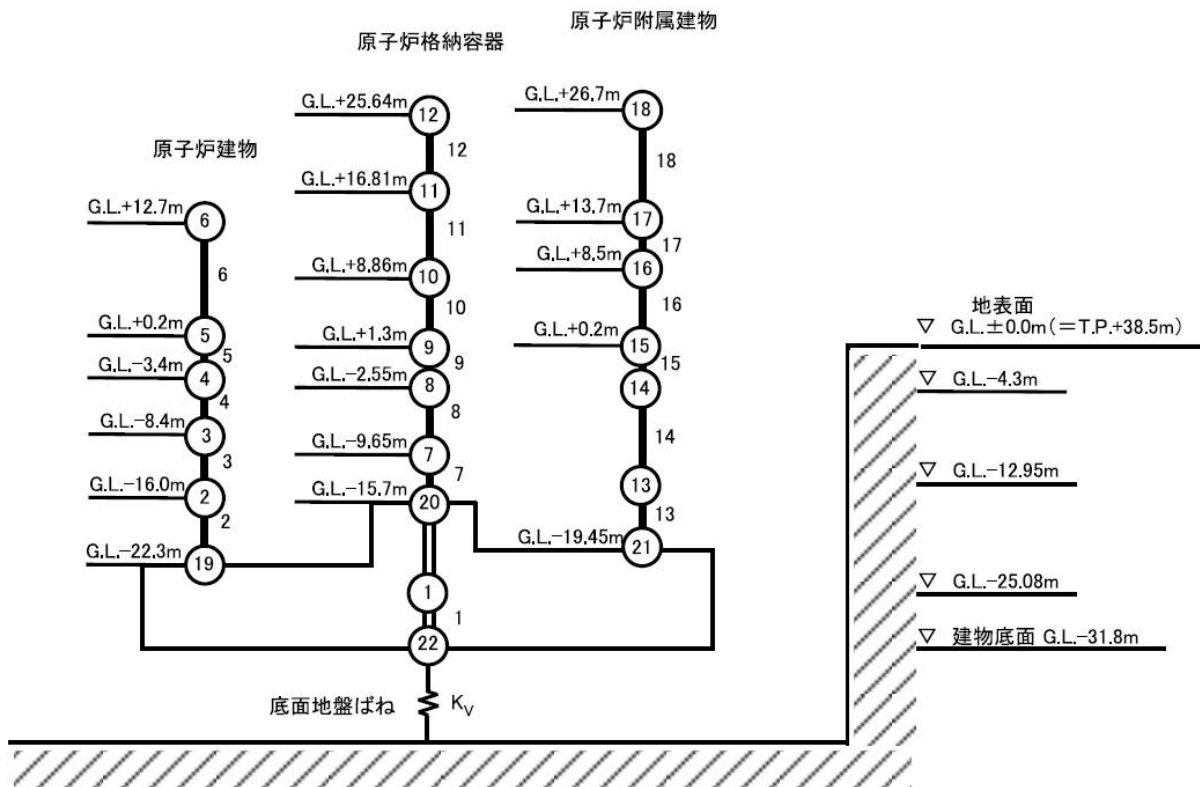
第 1.1 表 代表機器・配管系に使用する設計用床応答スペクトル

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	—

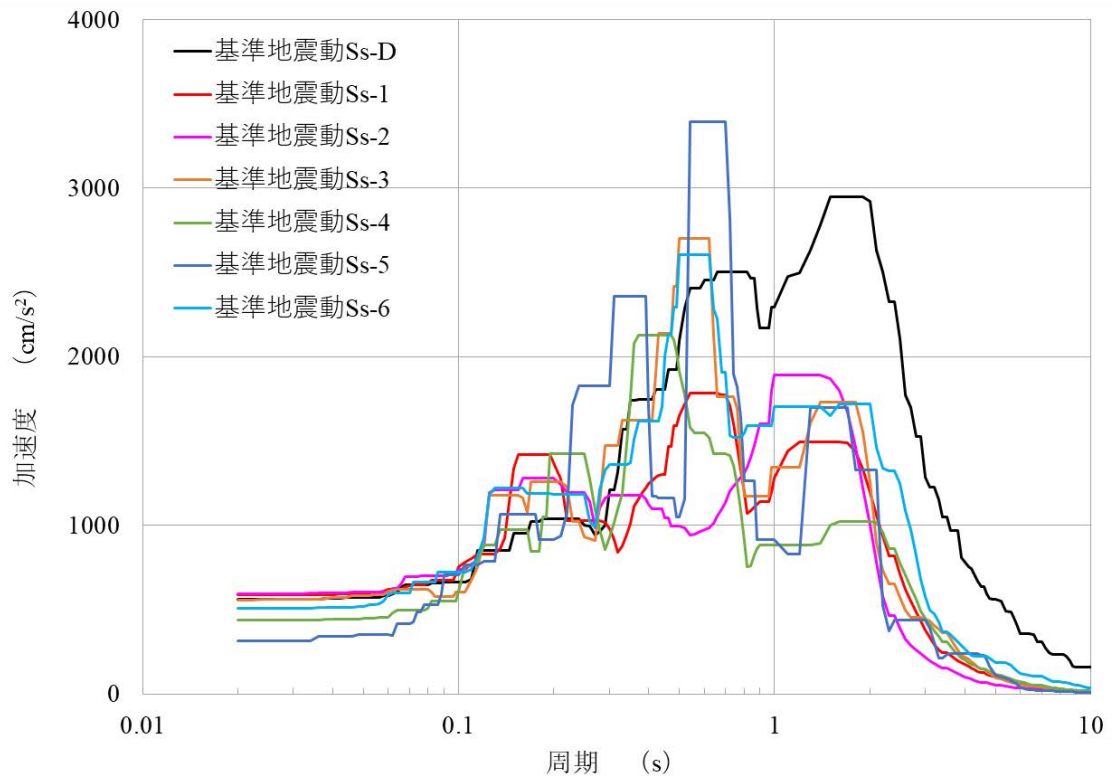
原子炉建物及び原子炉附属建物の解析モデルを第 1.1 図及び第 1.2 図に示す。基準地震動 S_s による設計用床応答スペクトルを第 1.3 図から第 1.22 図に示す。弾性設計用地震動 S_d による設計用床応答スペクトルを第 1.23 図から第 1.38 図に示す。



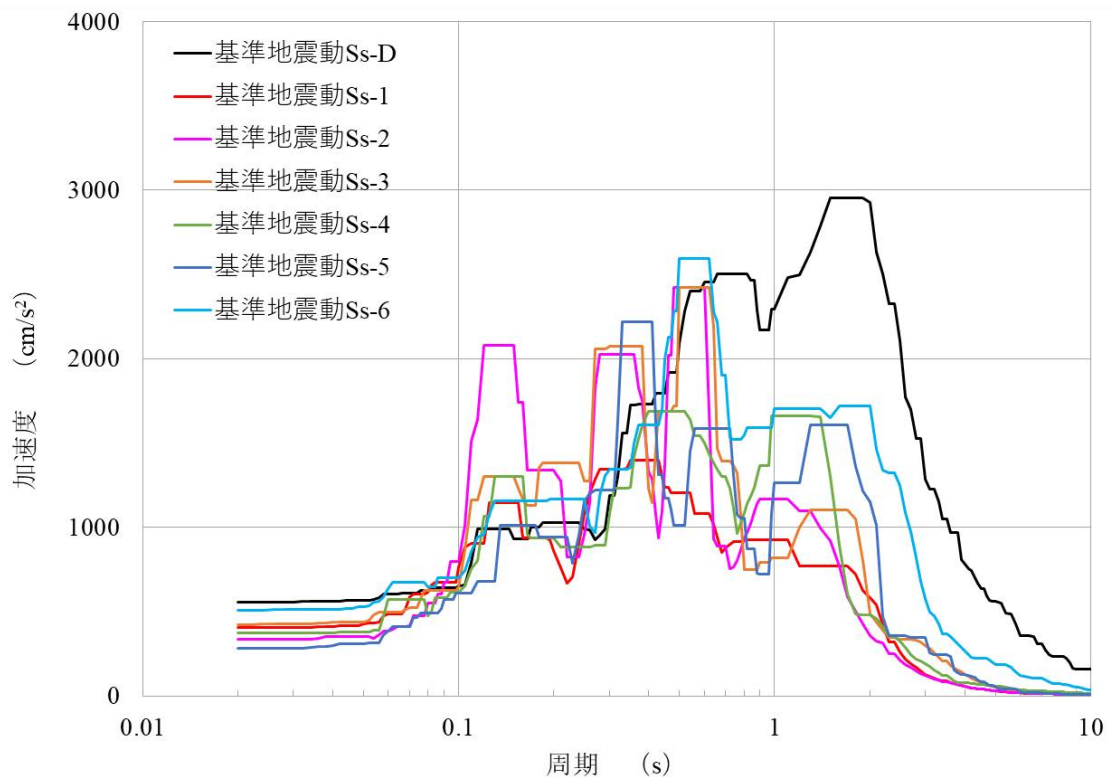
第 1.1 図 水平方向の地震応答解析モデル
(原子炉建物及び原子炉附属建物)



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)

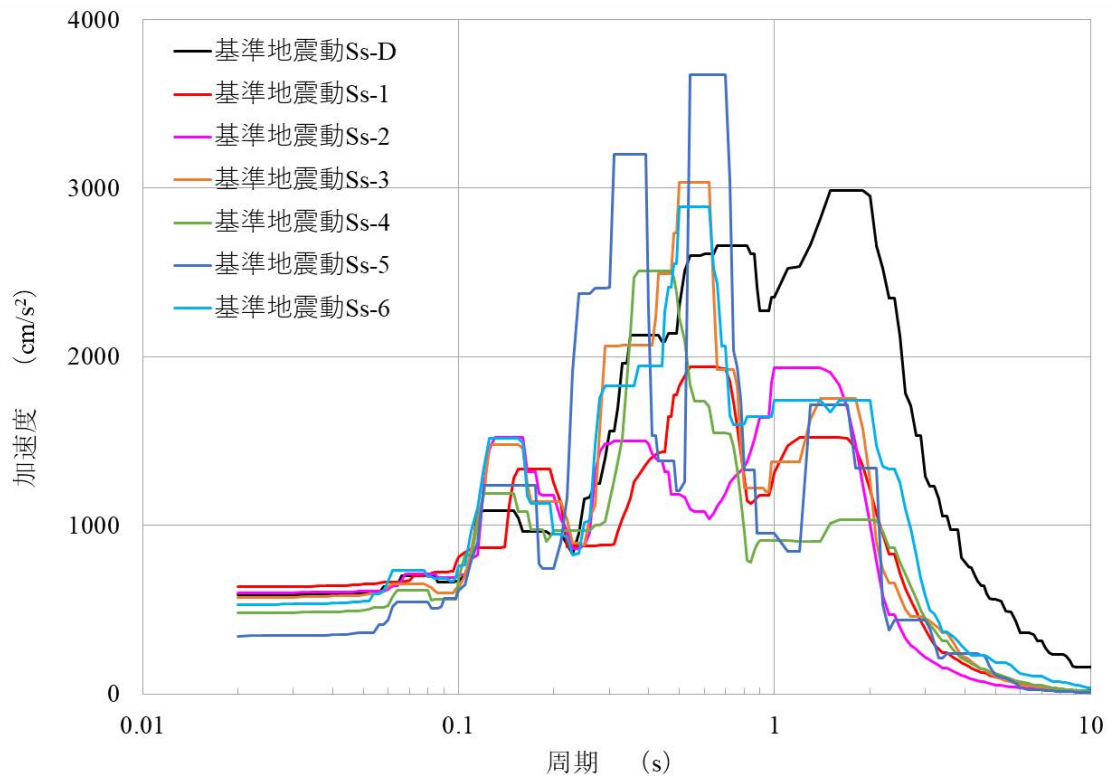


(NS 成分)

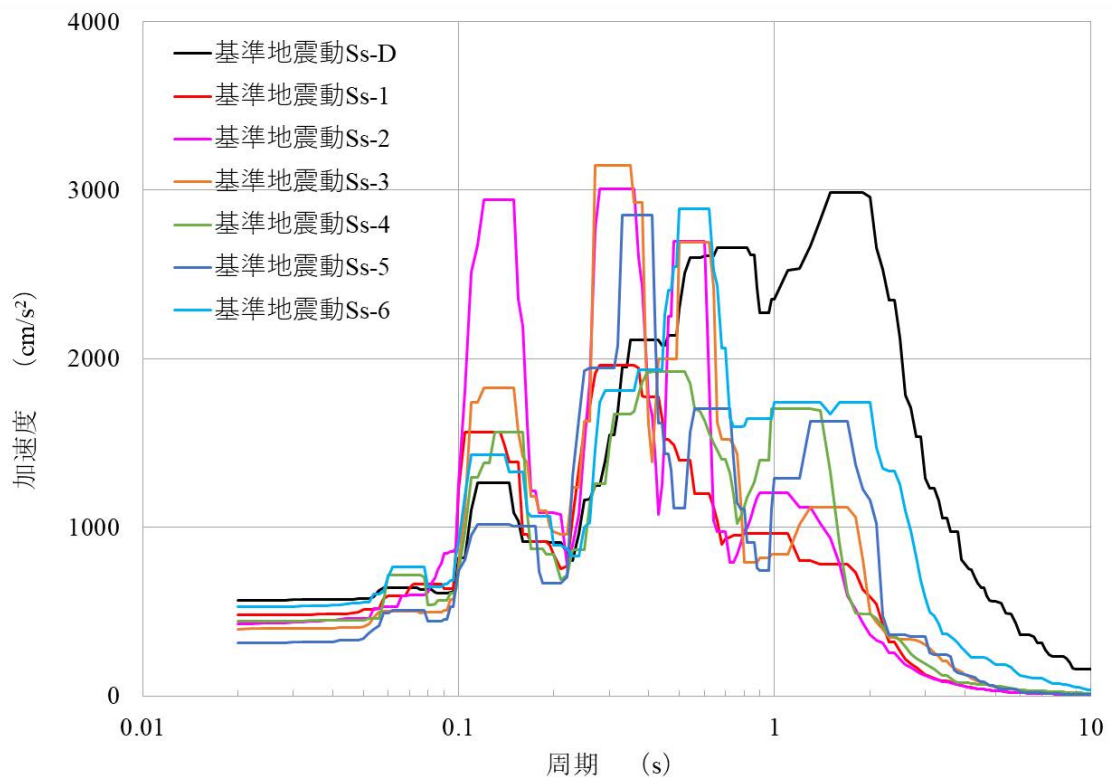


(EW 成分)

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%)

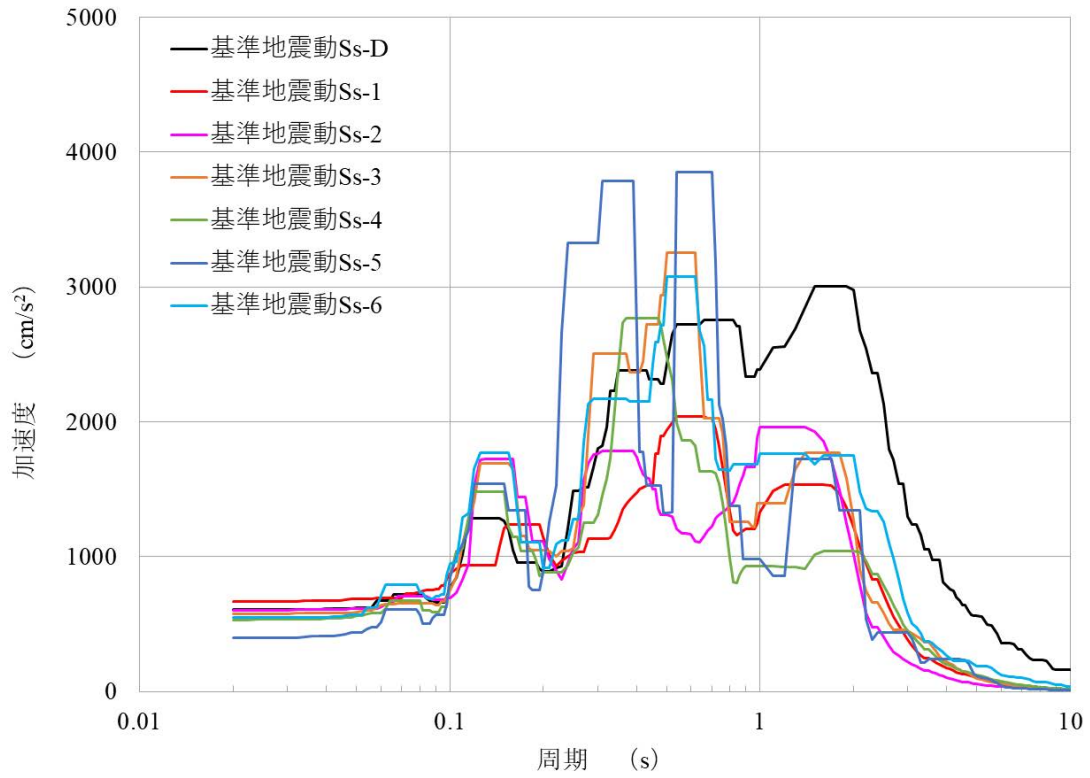


(NS 成分)

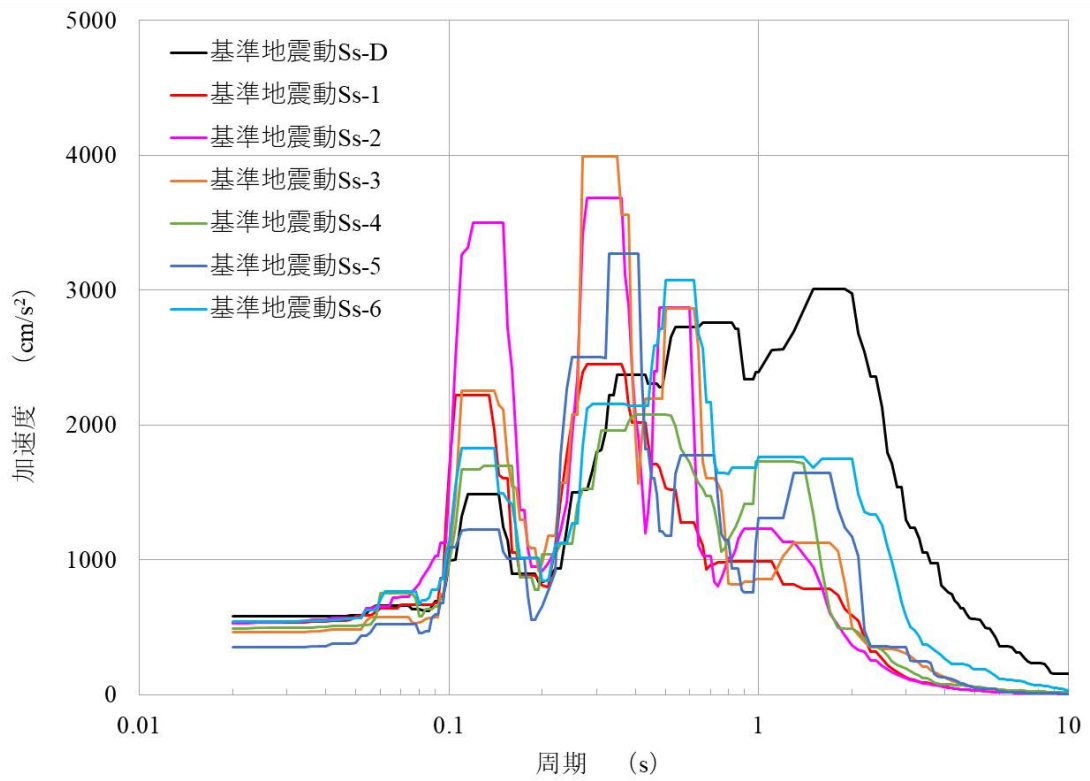


(EW 成分)

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%)

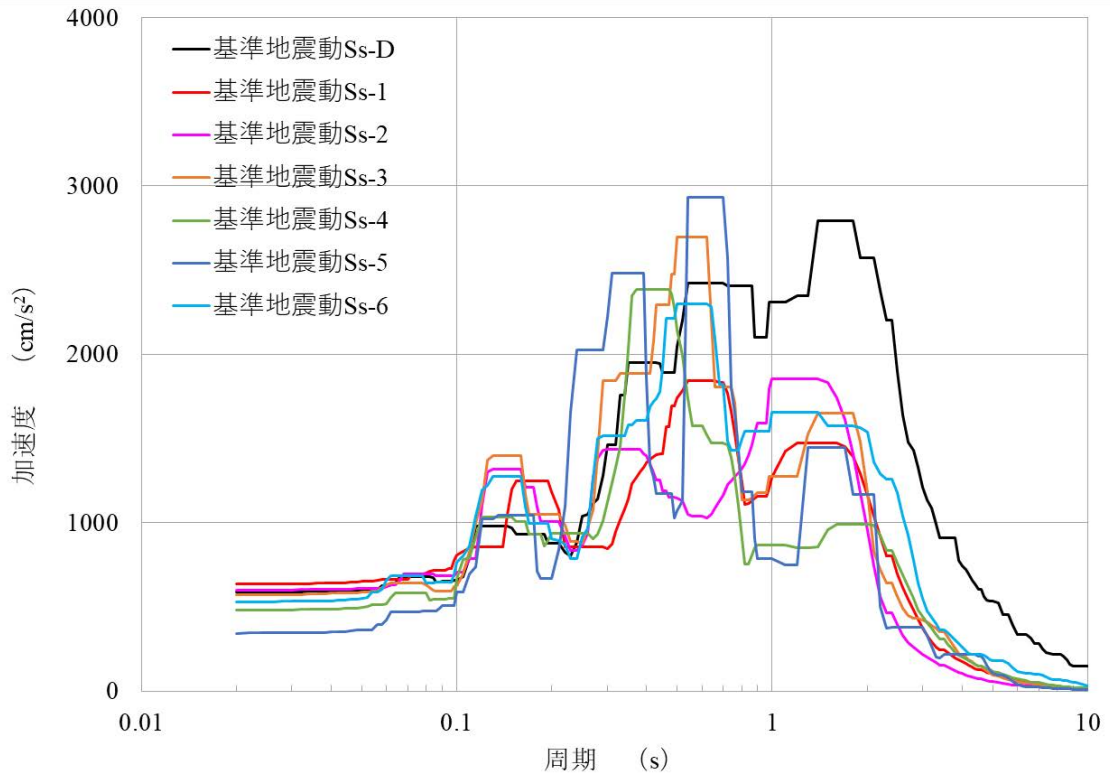


(NS 成分)

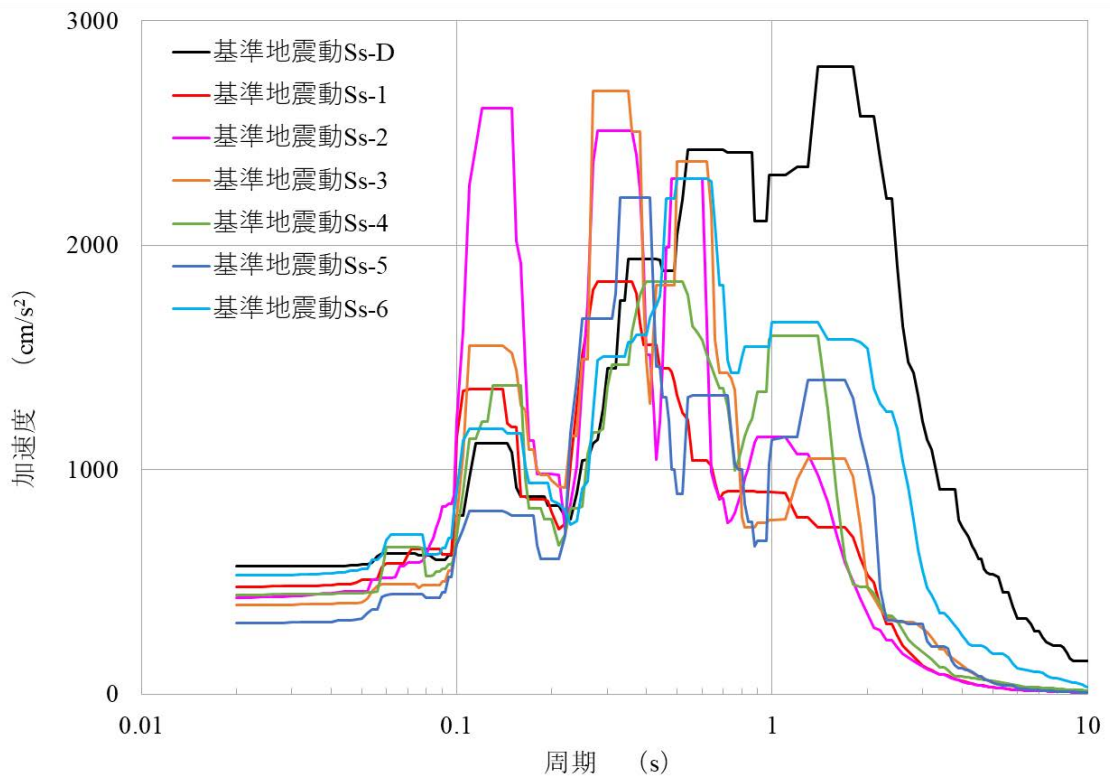


(EW 成分)

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

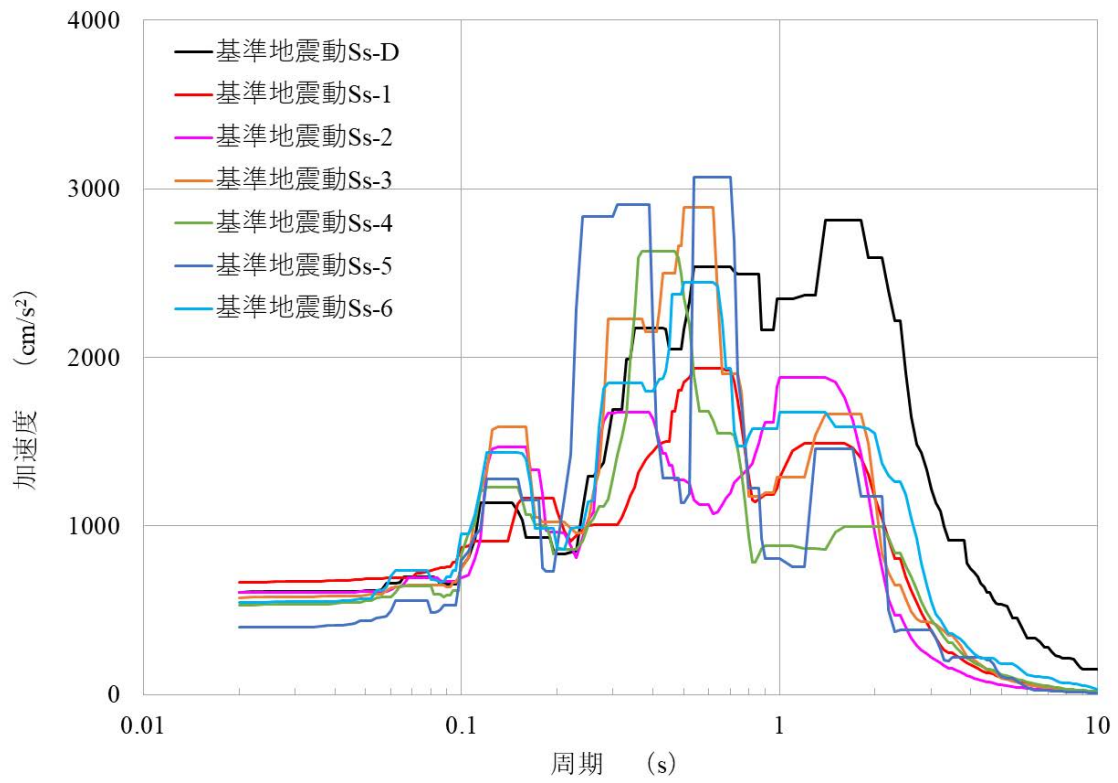


(NS 成分)

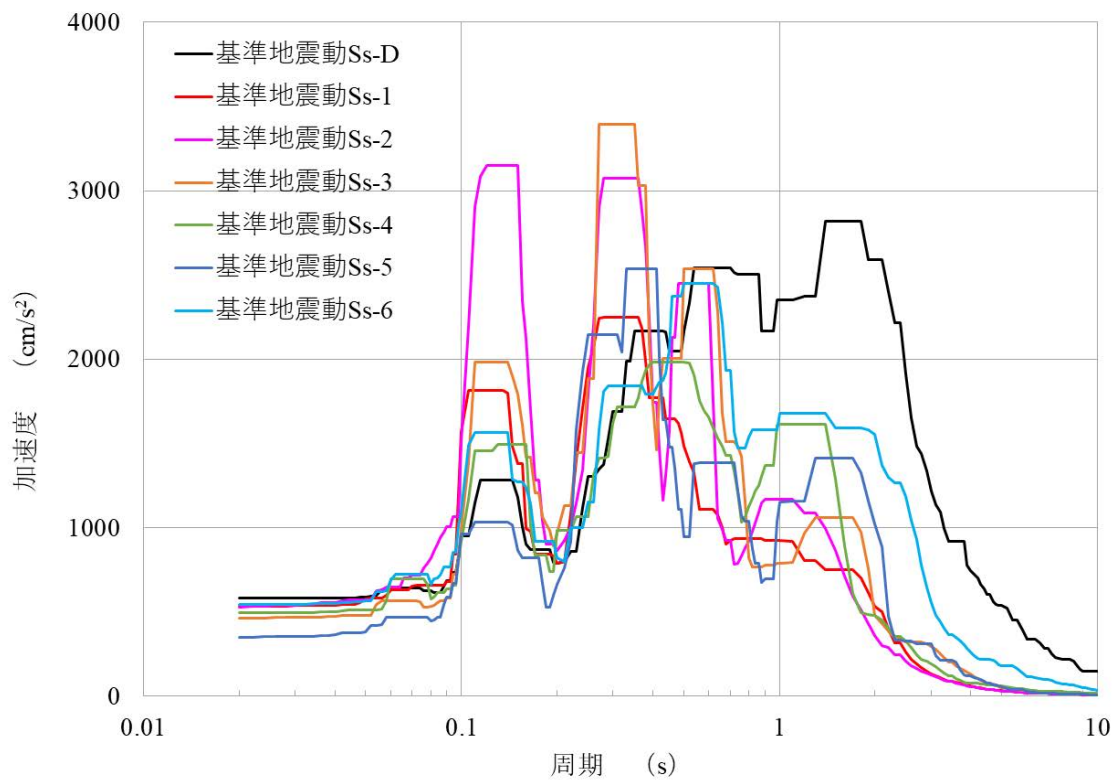


(EW 成分)

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

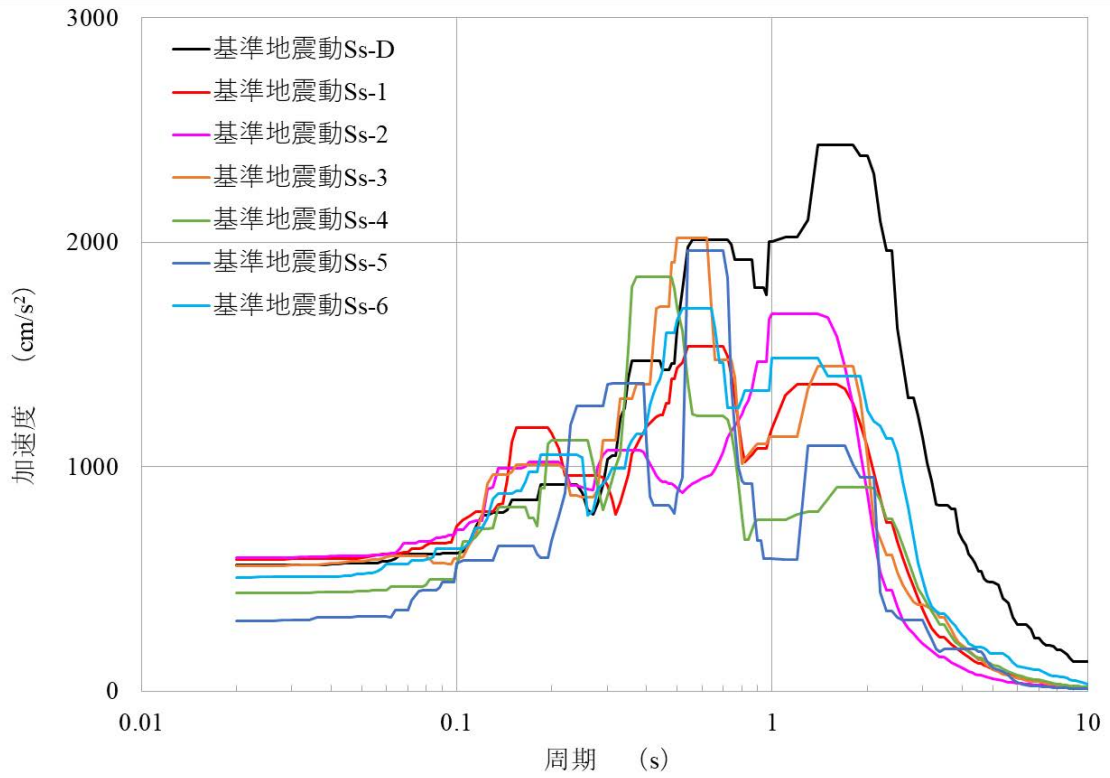


(NS 成分)

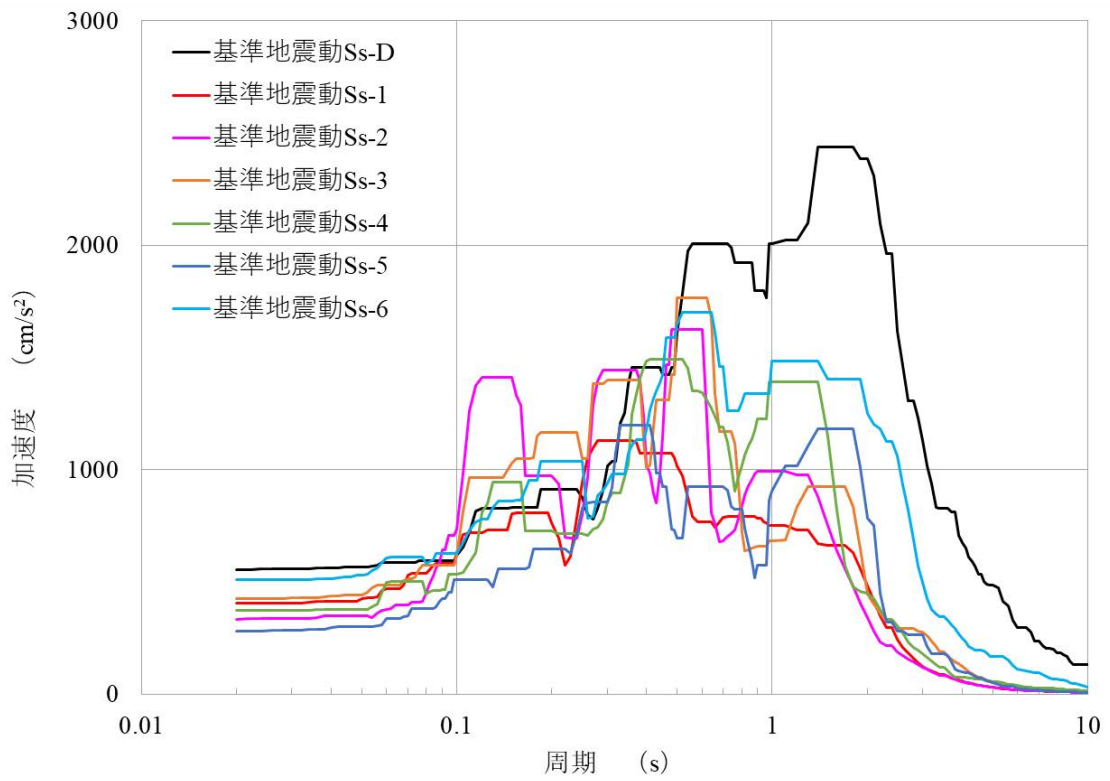


(EW 成分)

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%)

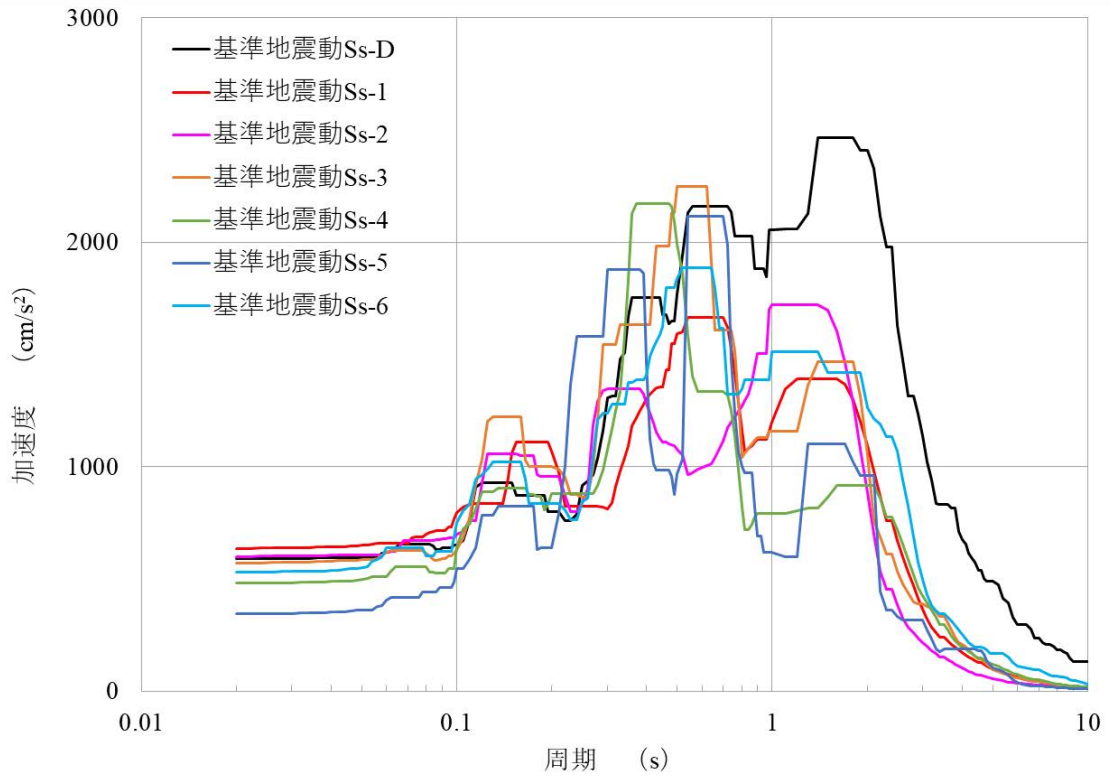


(NS 成分)

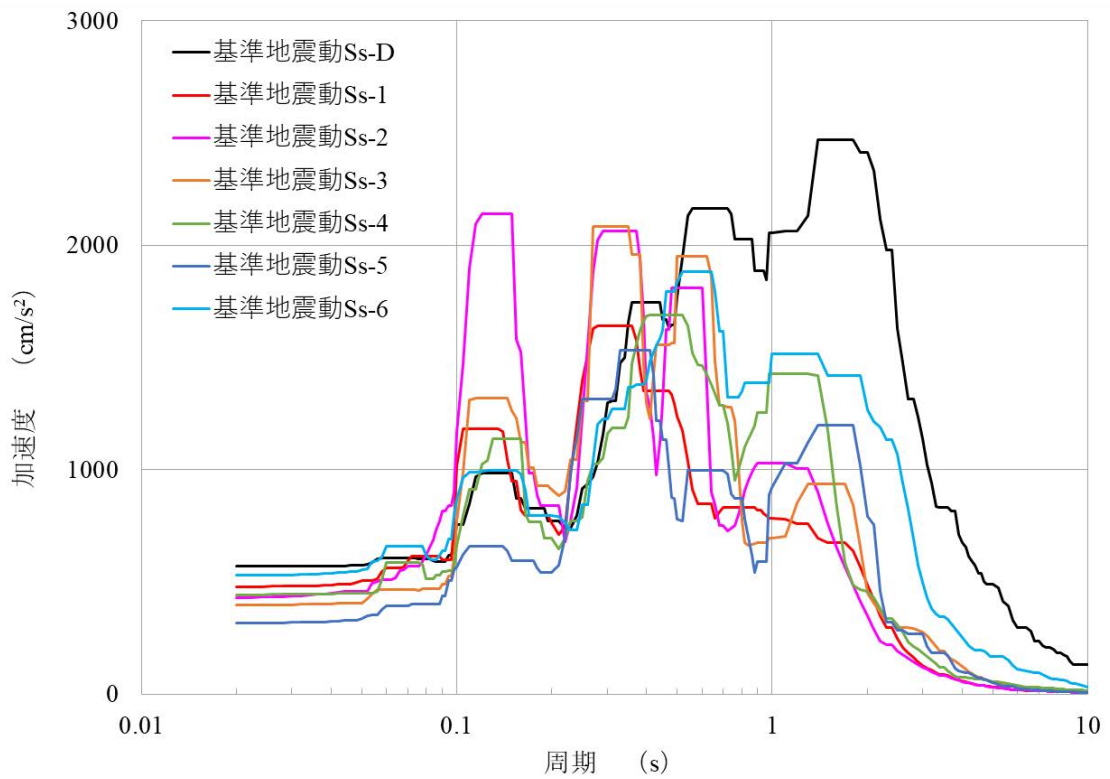


(EW 成分)

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%)

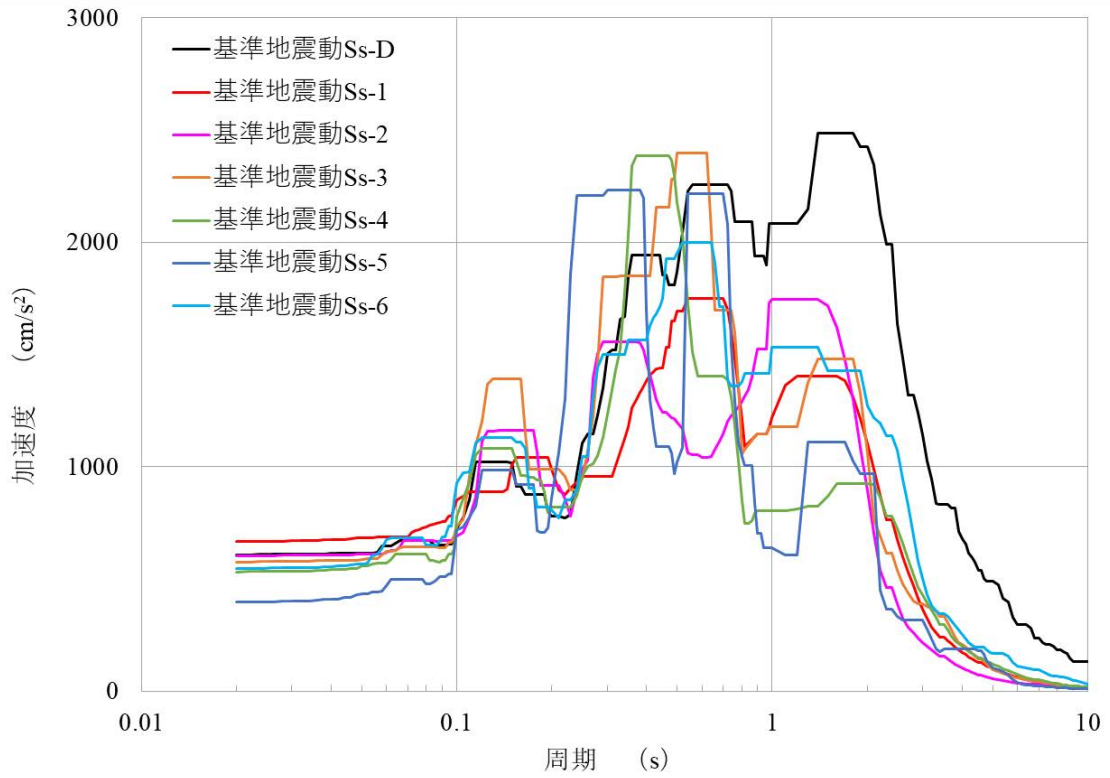


(NS 成分)

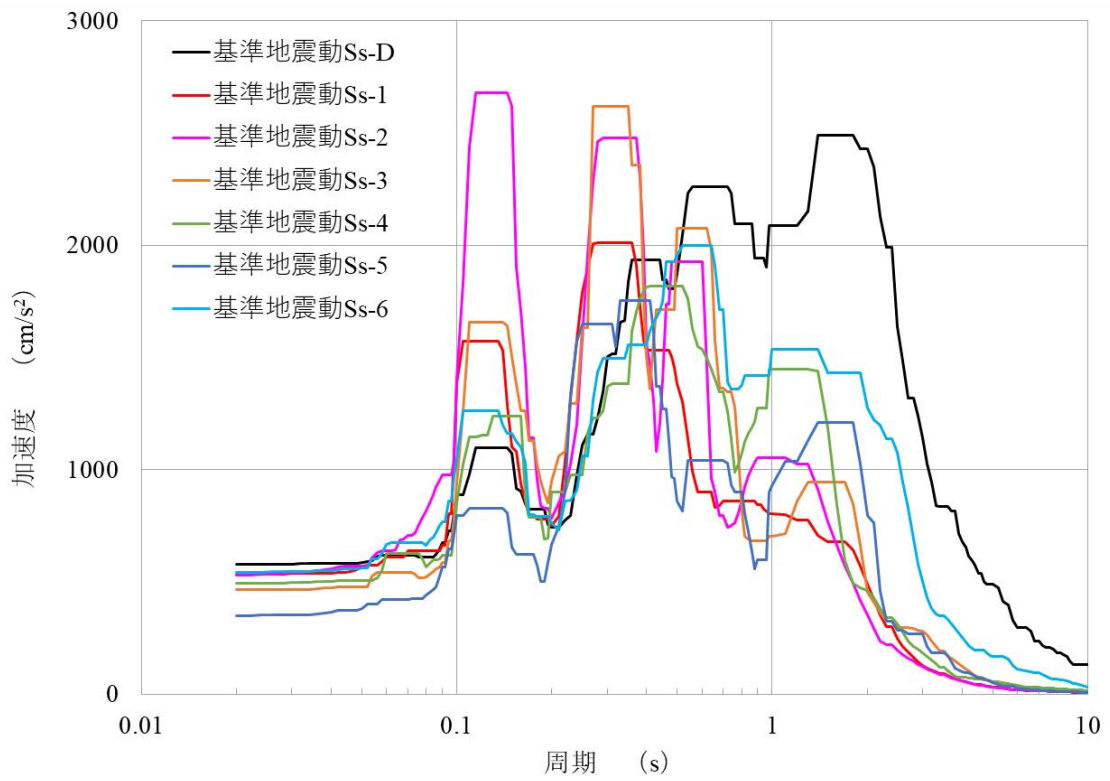


(EW 成分)

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%)

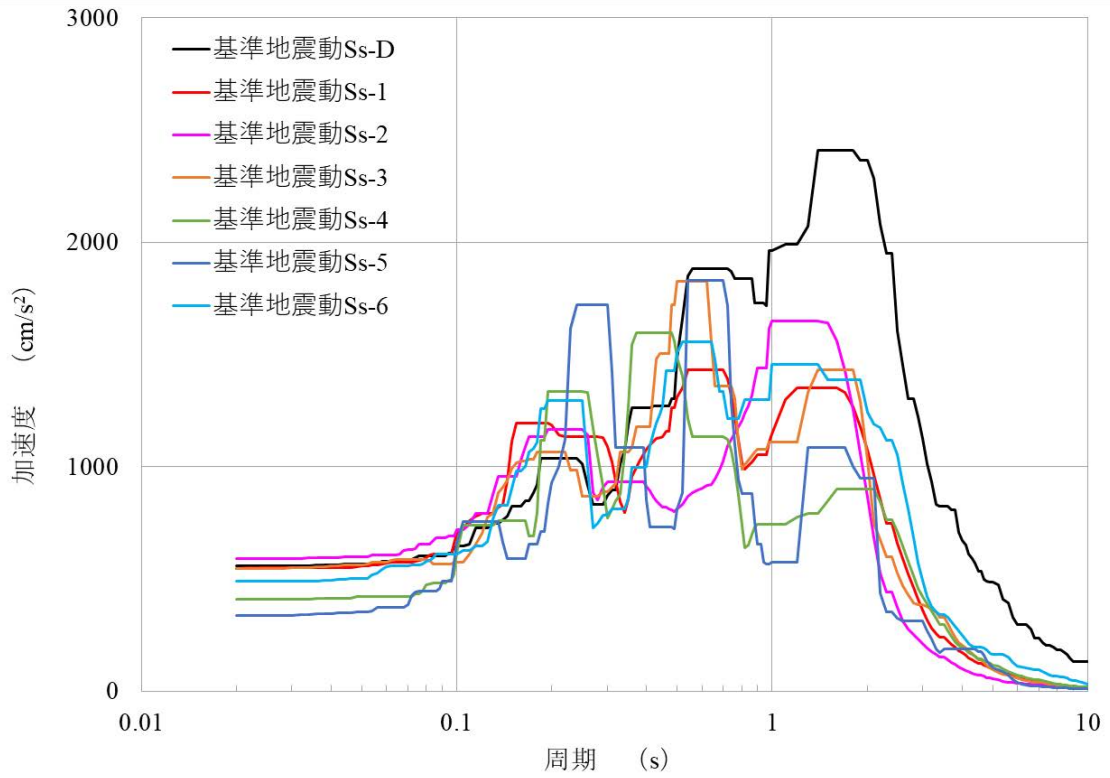


(NS 成分)

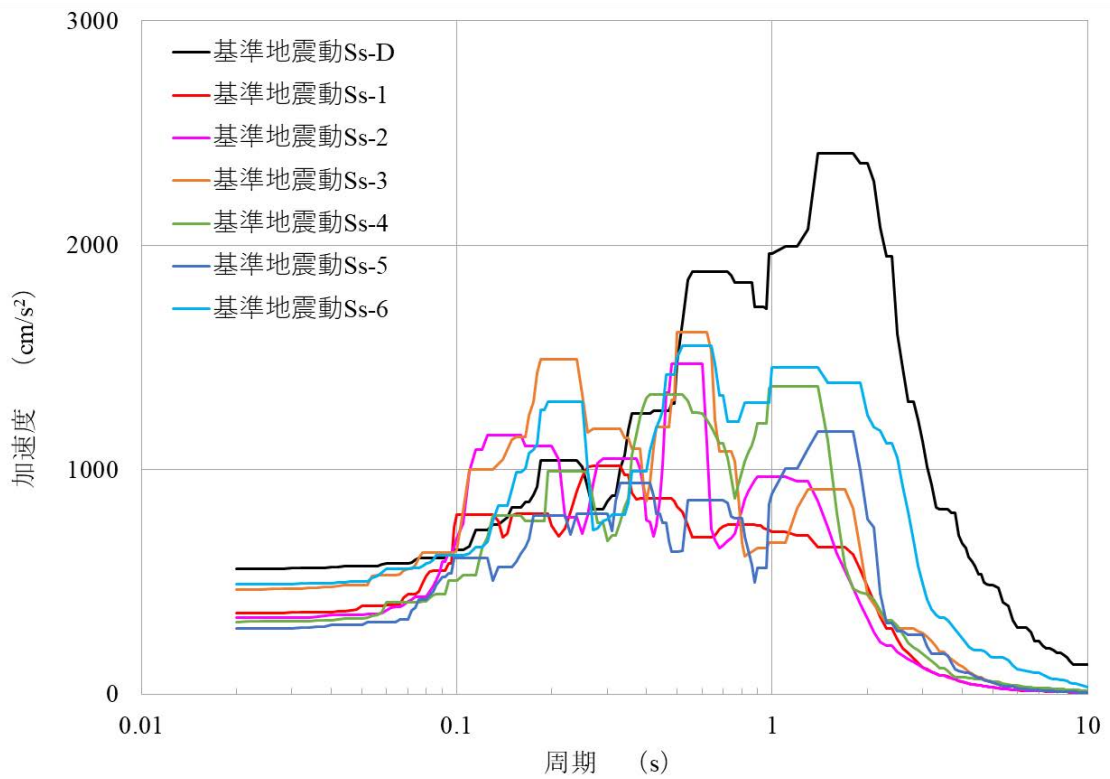


(EW 成分)

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%)

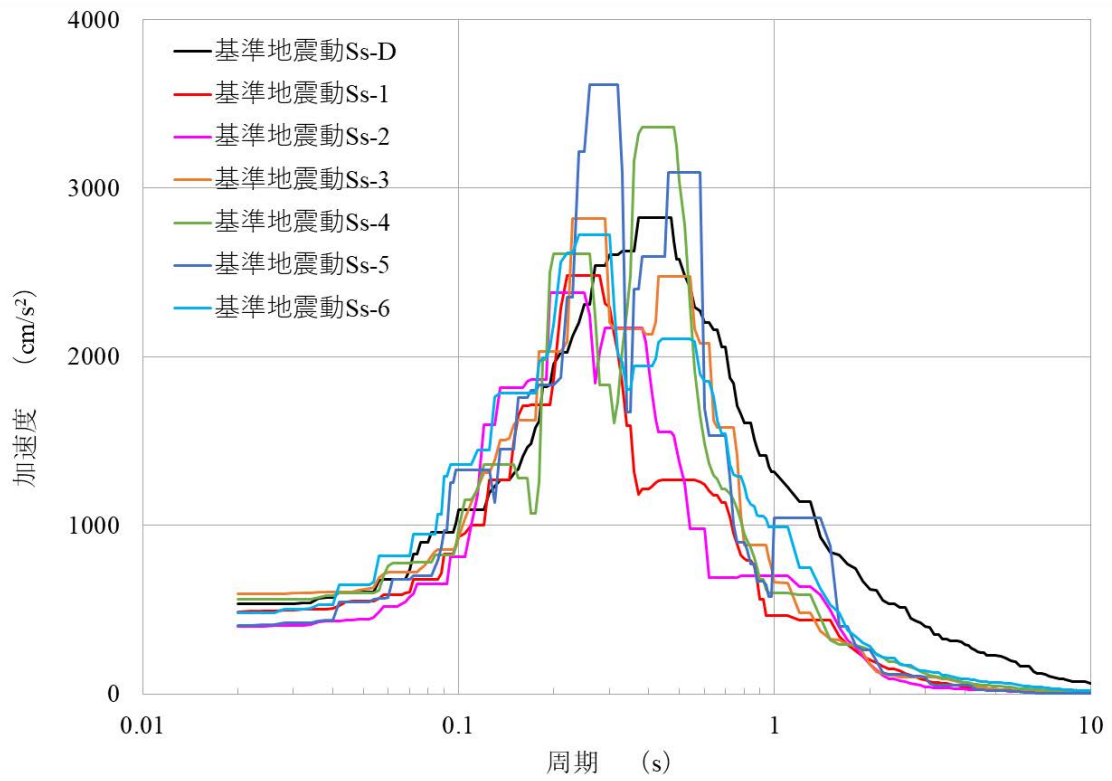


(NS 成分)

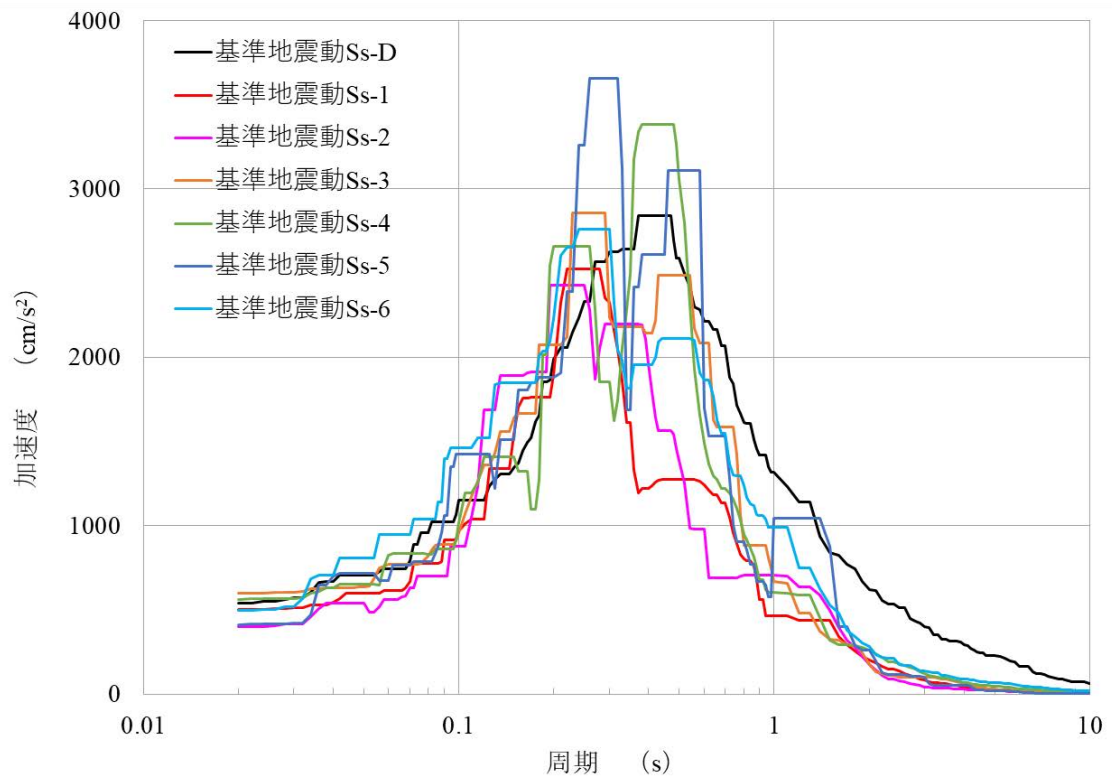


(EW 成分)

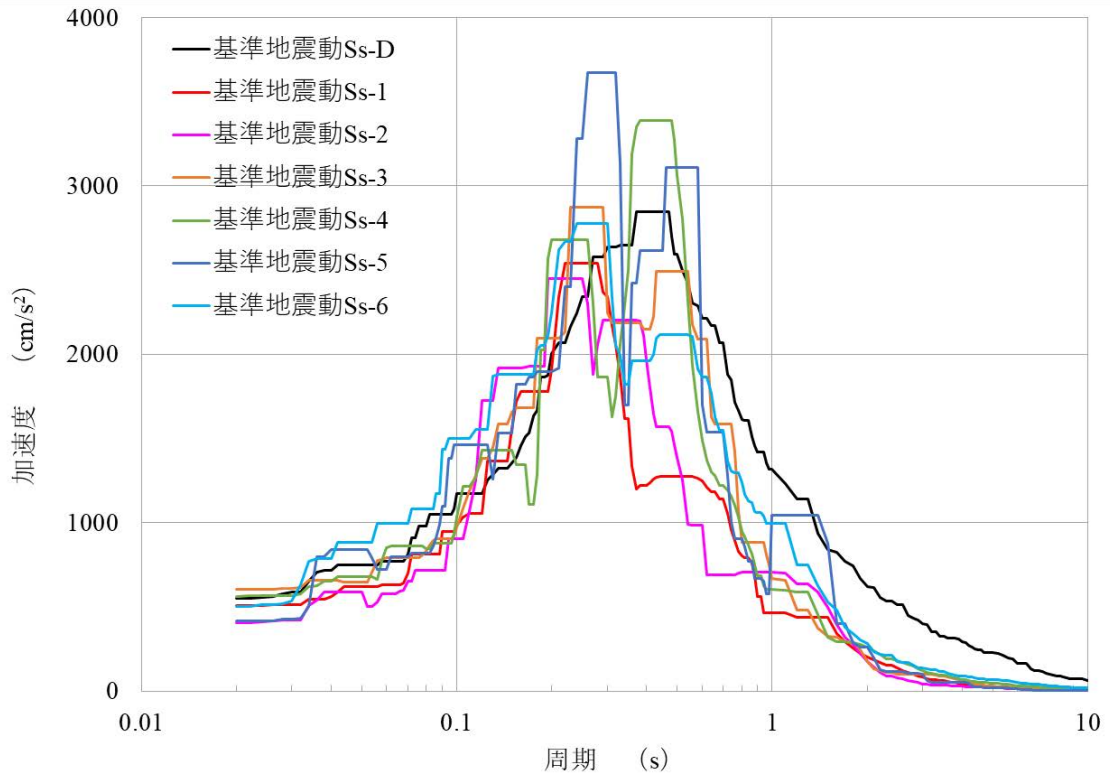
第 1.11 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No. 19 減衰定数 2.5%)



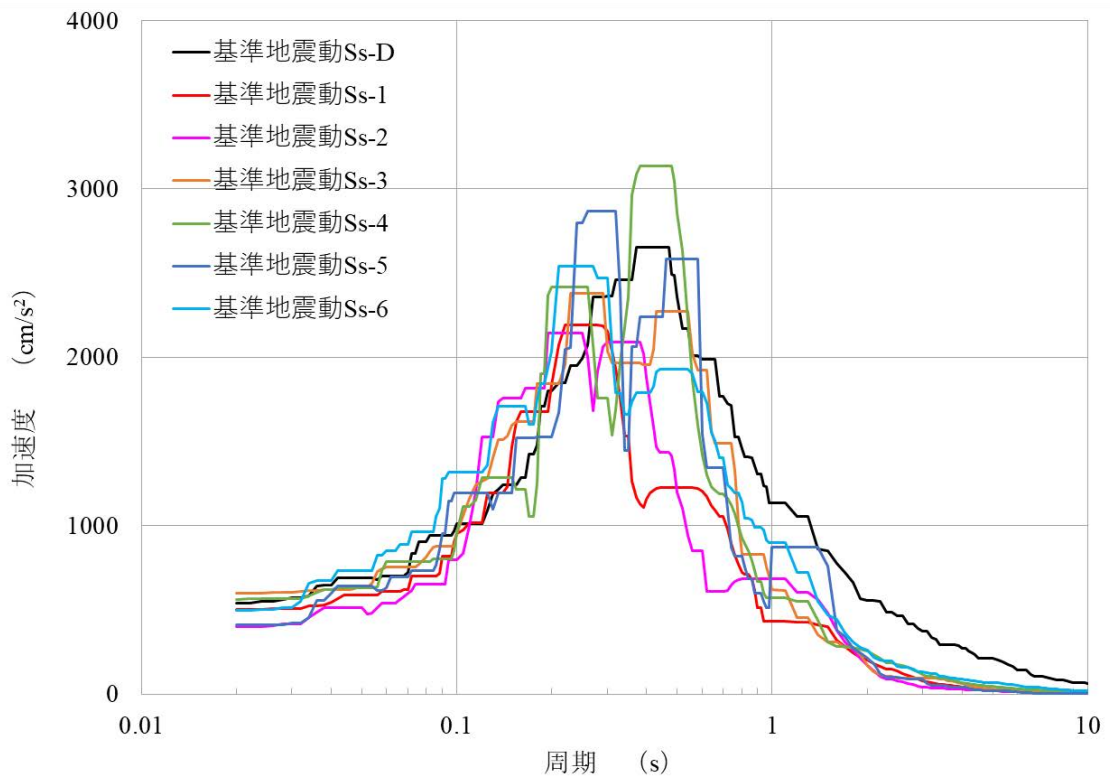
第 1.12 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.2 減衰定数 1.0%)



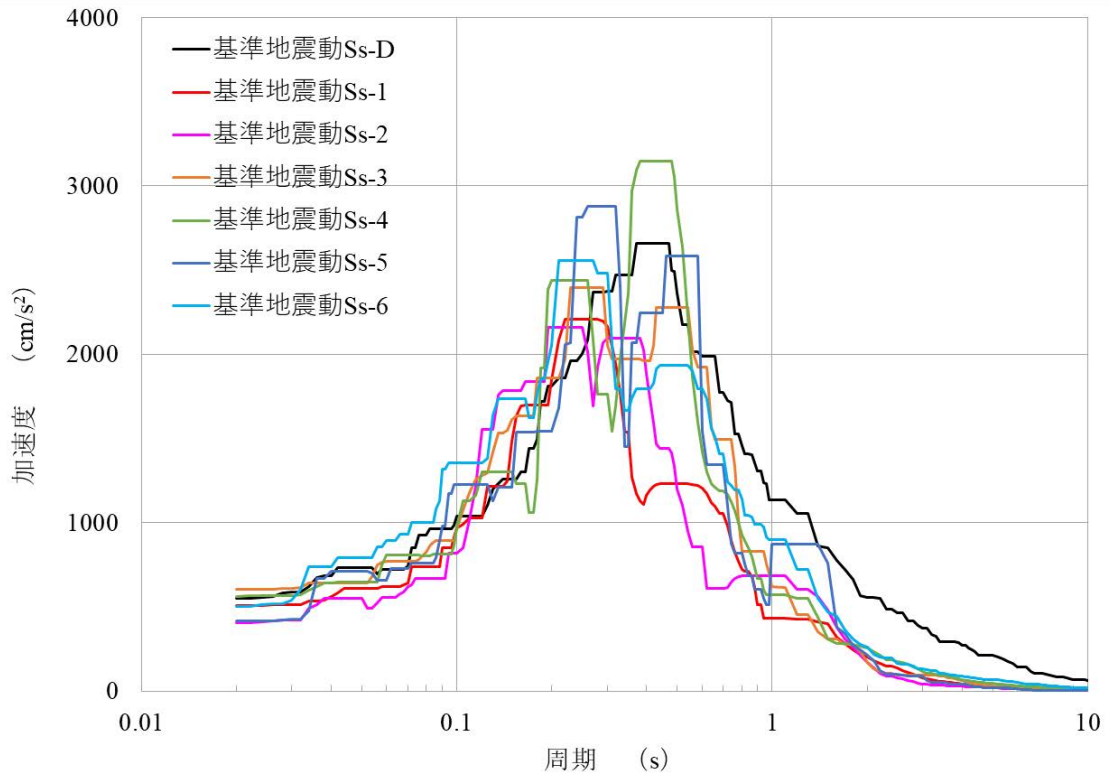
第 1.13 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 1.0%)



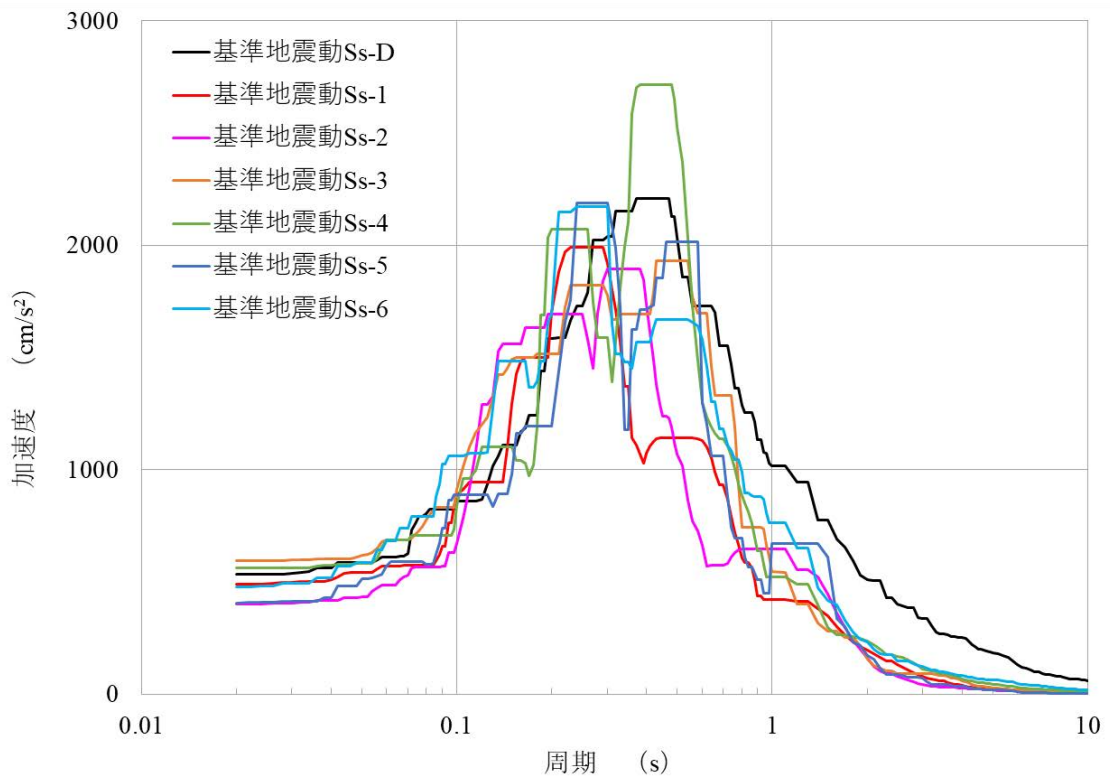
第 1.14 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 1.0%)



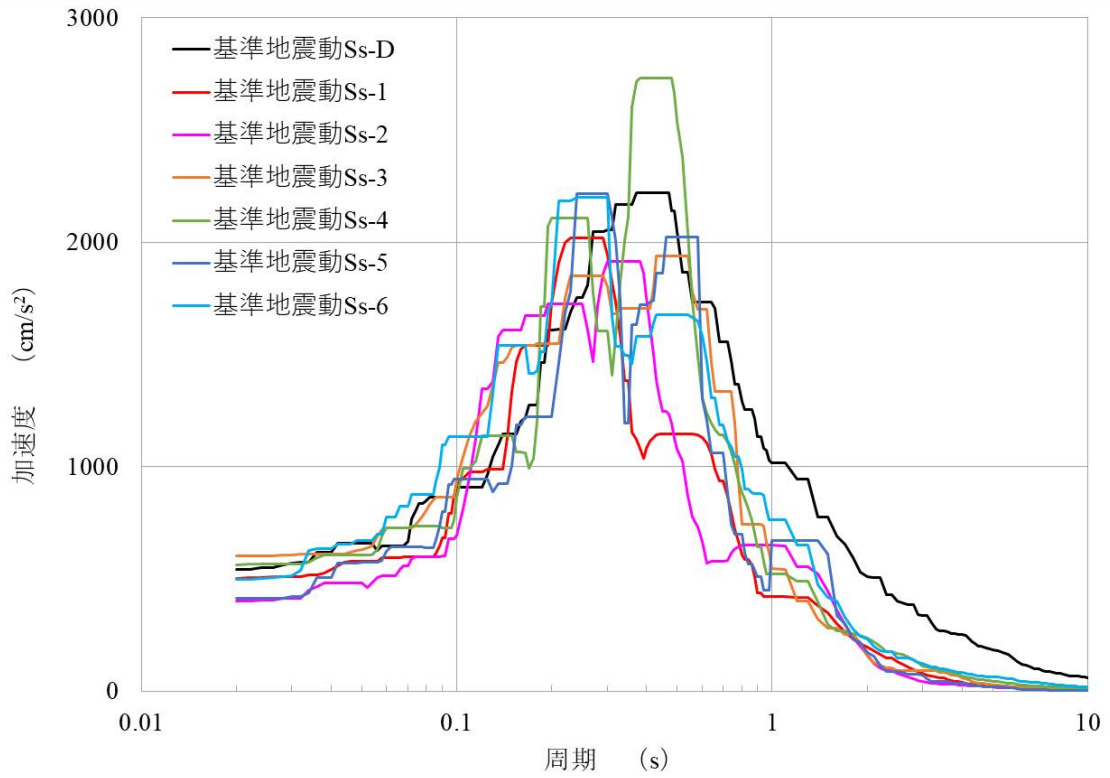
第 1.15 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 1.5%)



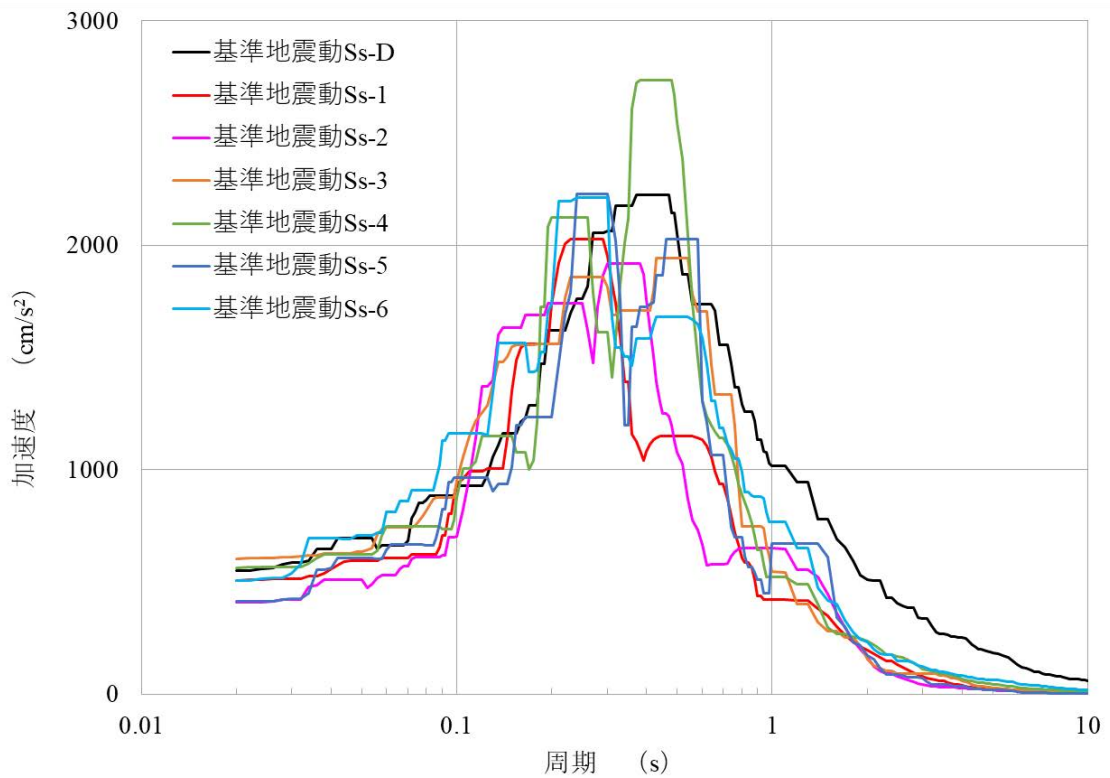
第 1.16 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 1.5%)



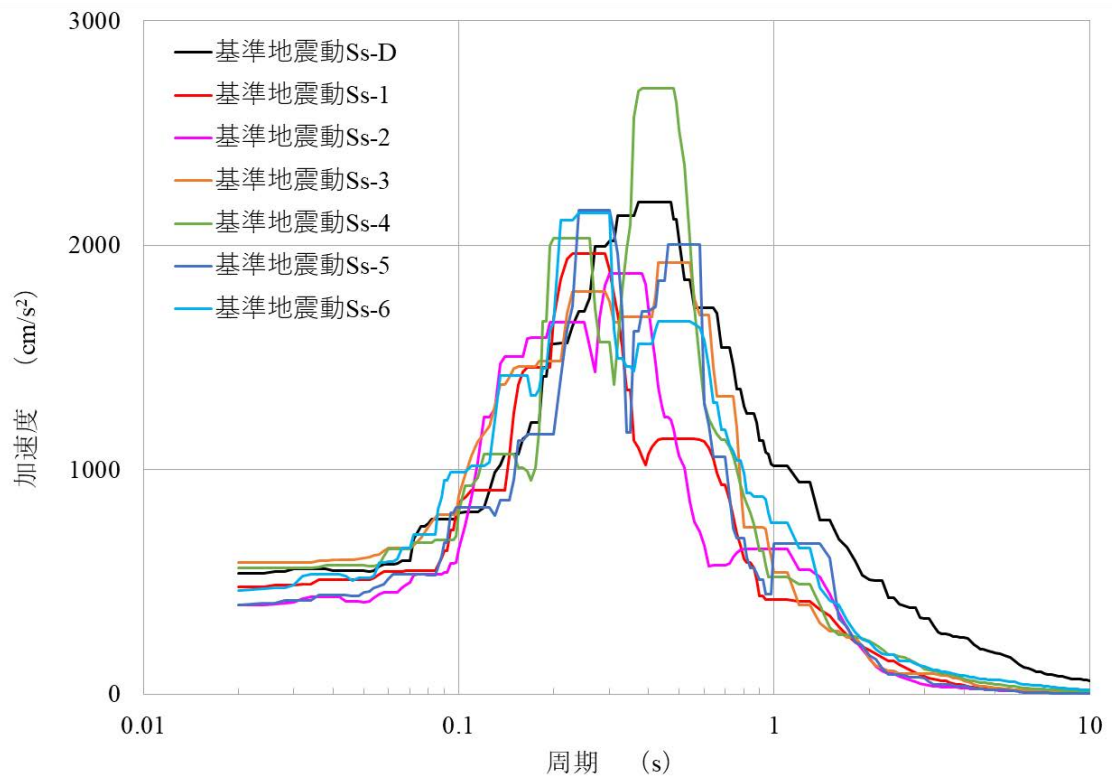
第 1.17 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.2 減衰定数 2.5%)



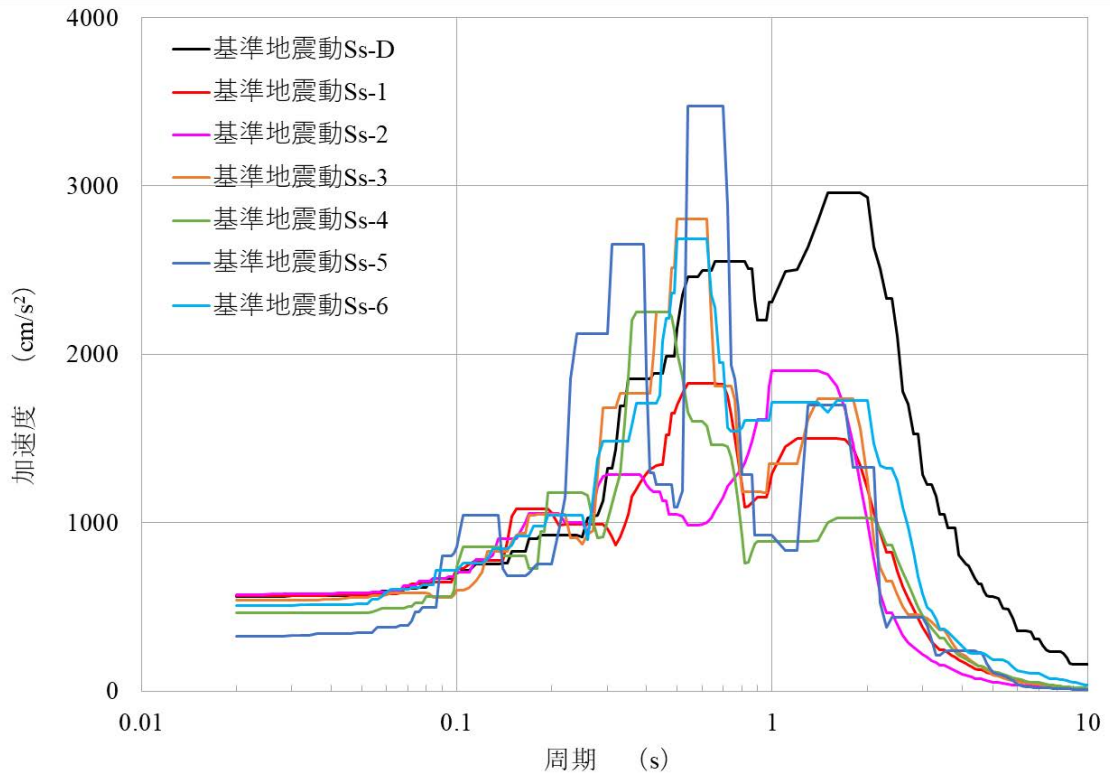
第 1.18 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.3 減衰定数 2.5%)



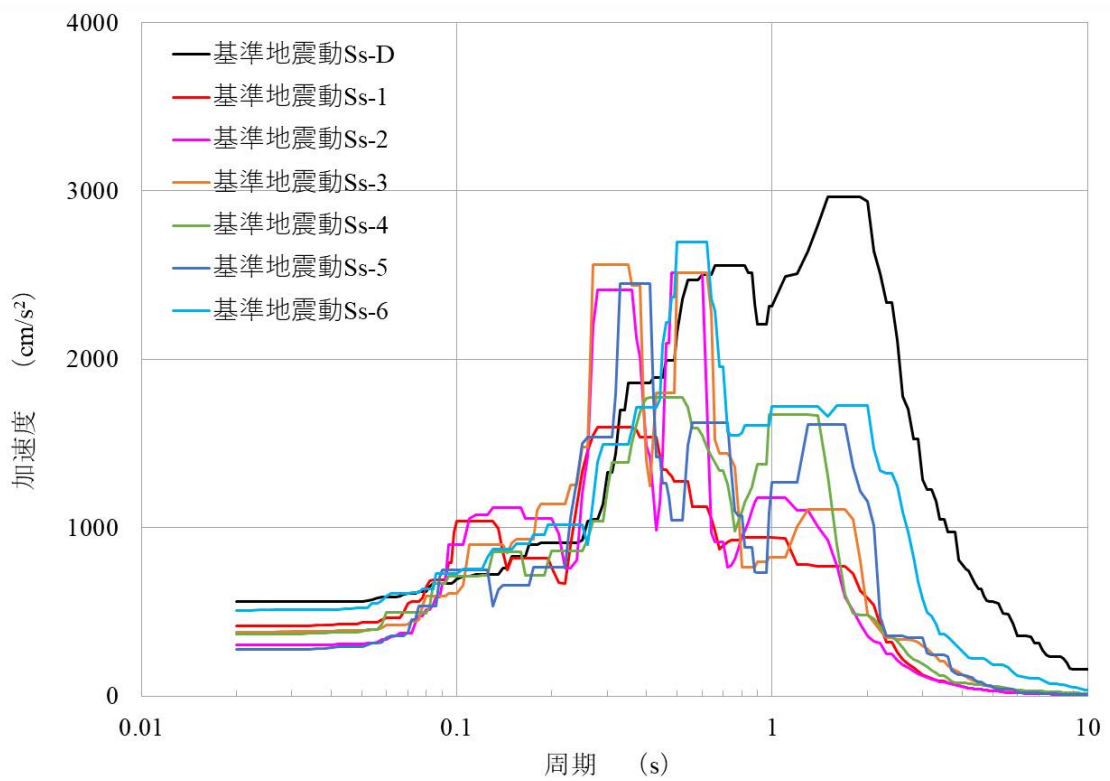
第 1.19 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 2.5%)



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%)

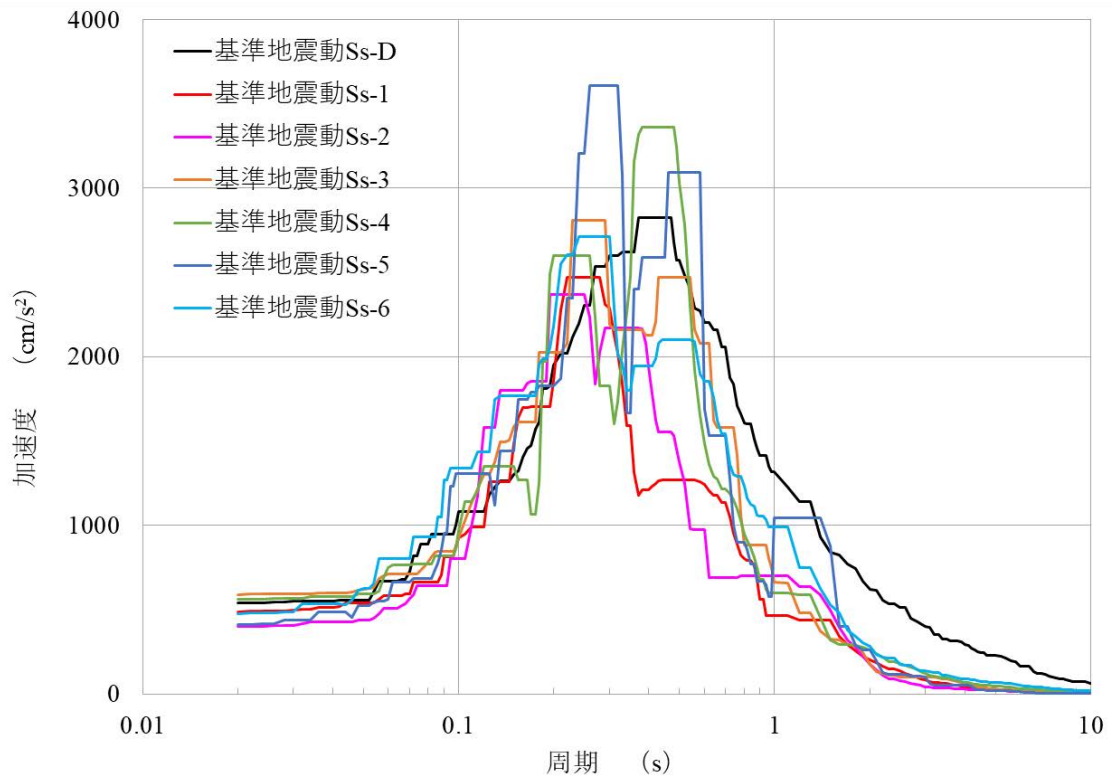


(NS 成分)

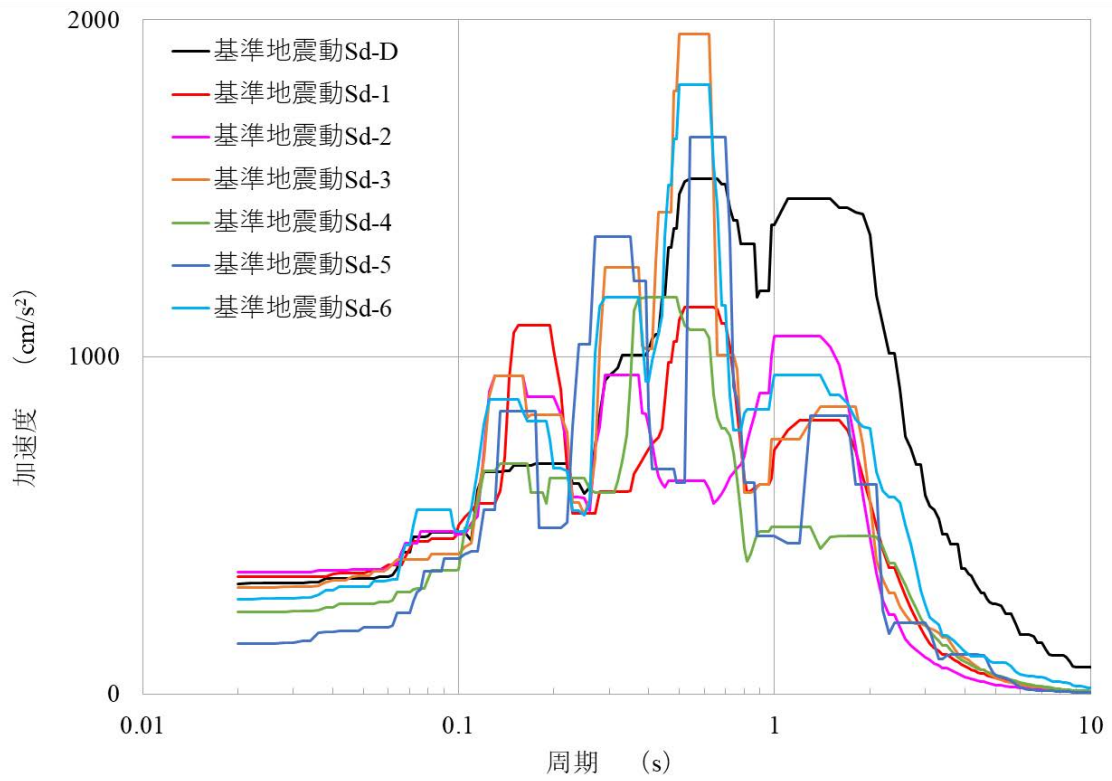


(EW 成分)

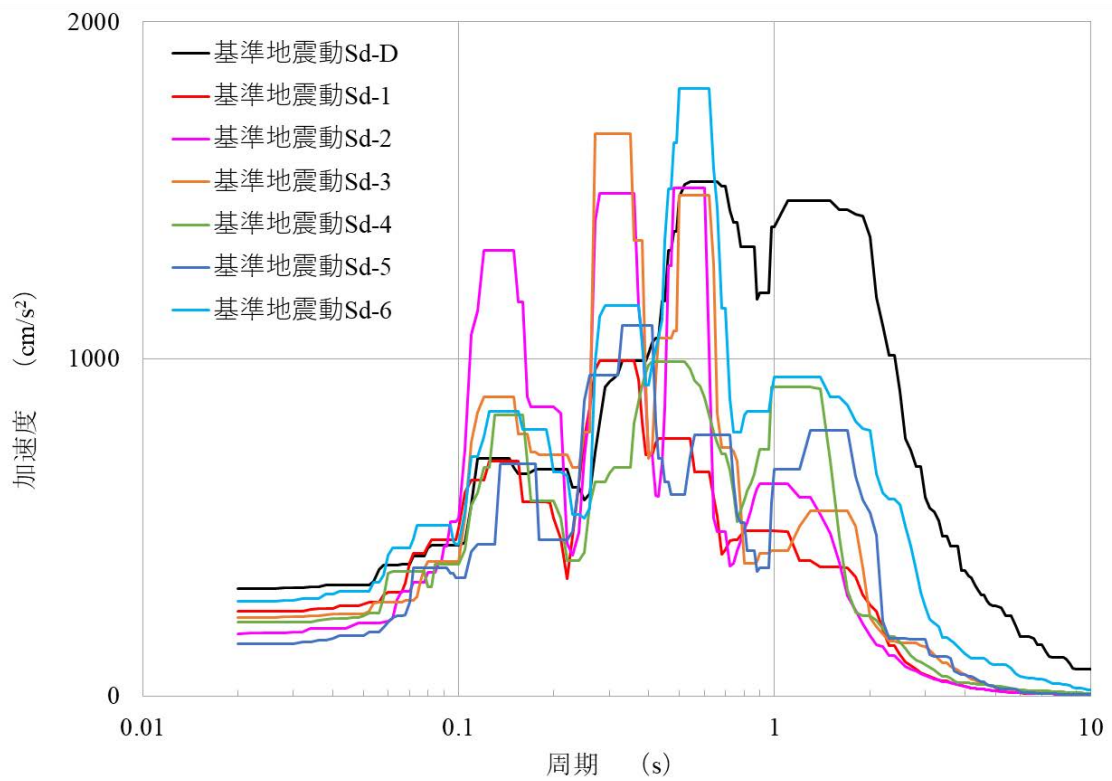
第 1.21 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉附属建物)
(質点番号 No. 13 減衰定数 1.0%)



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%)

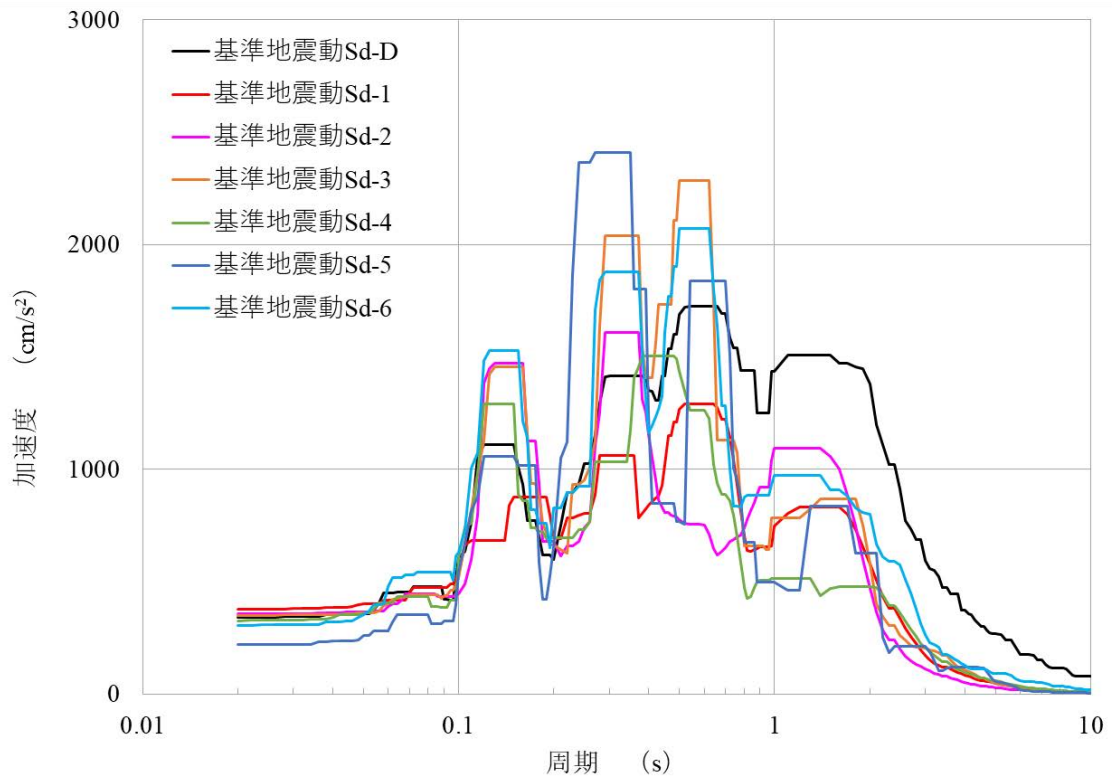


(NS 成分)

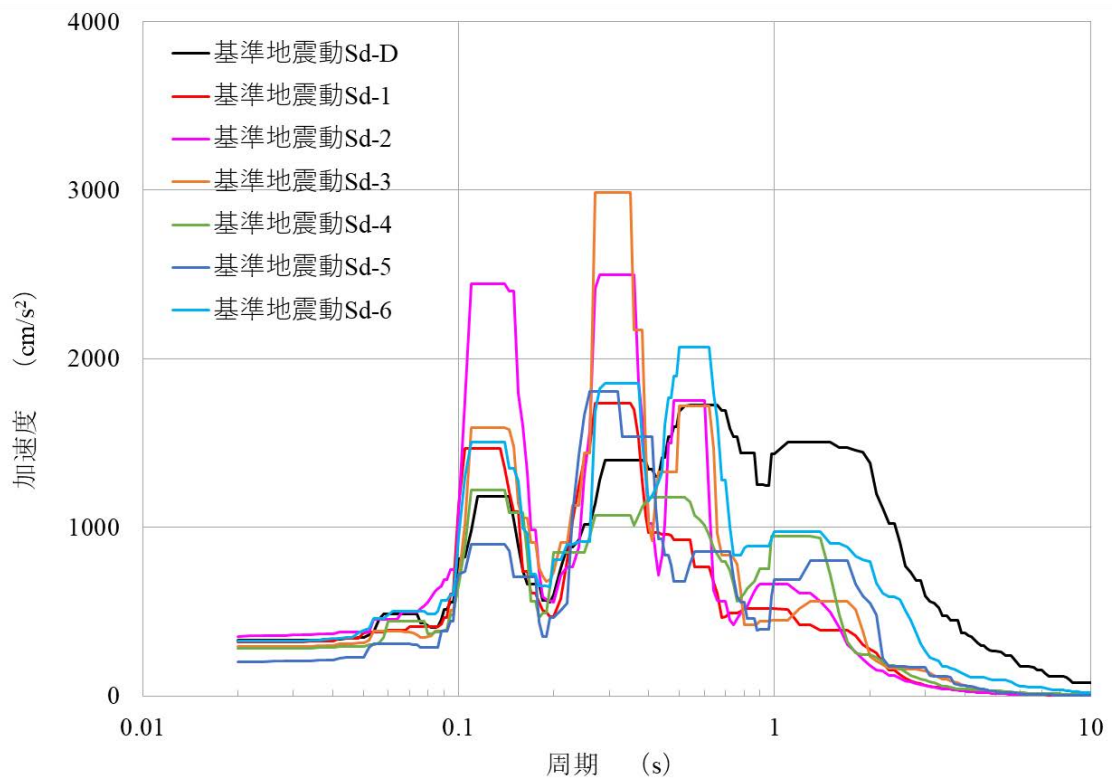


(EW 成分)

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%)

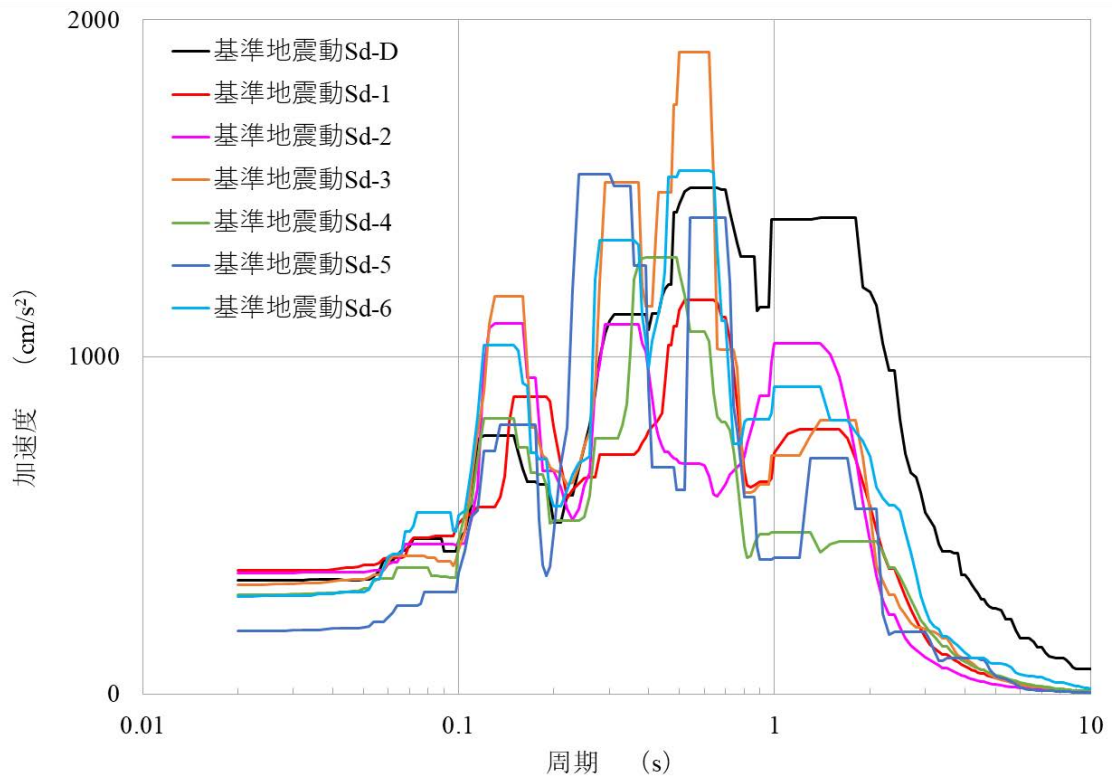


(NS 成分)

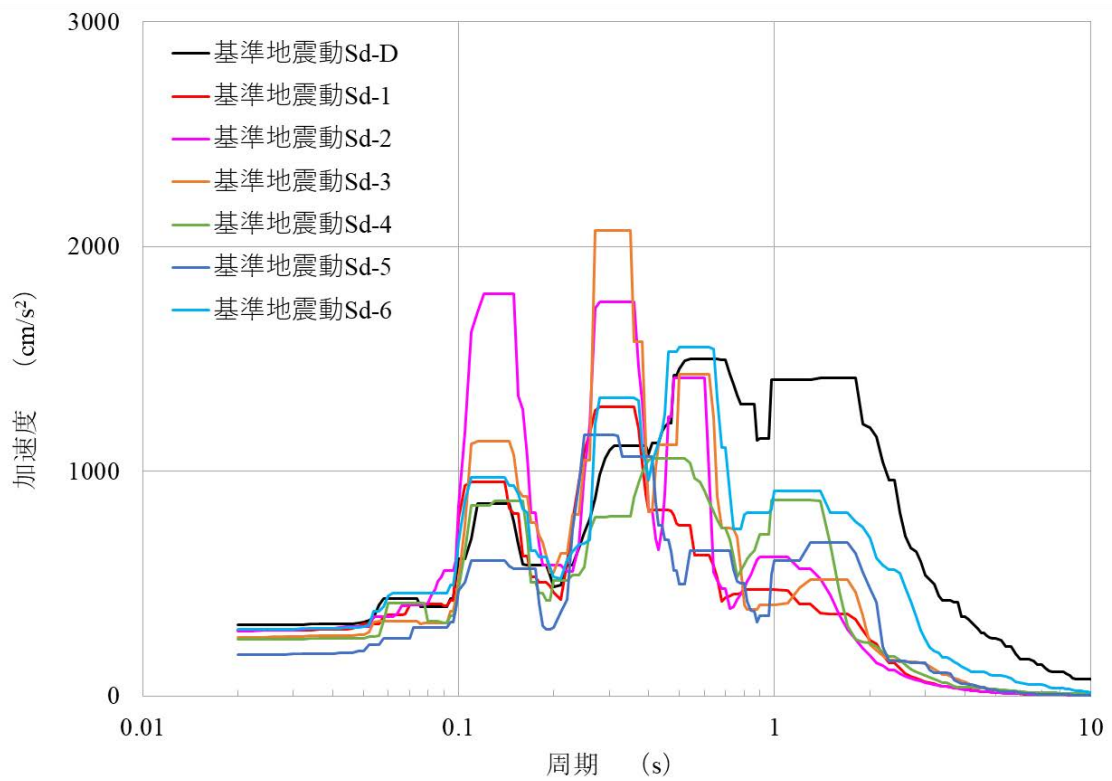


(EW 成分)

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%)

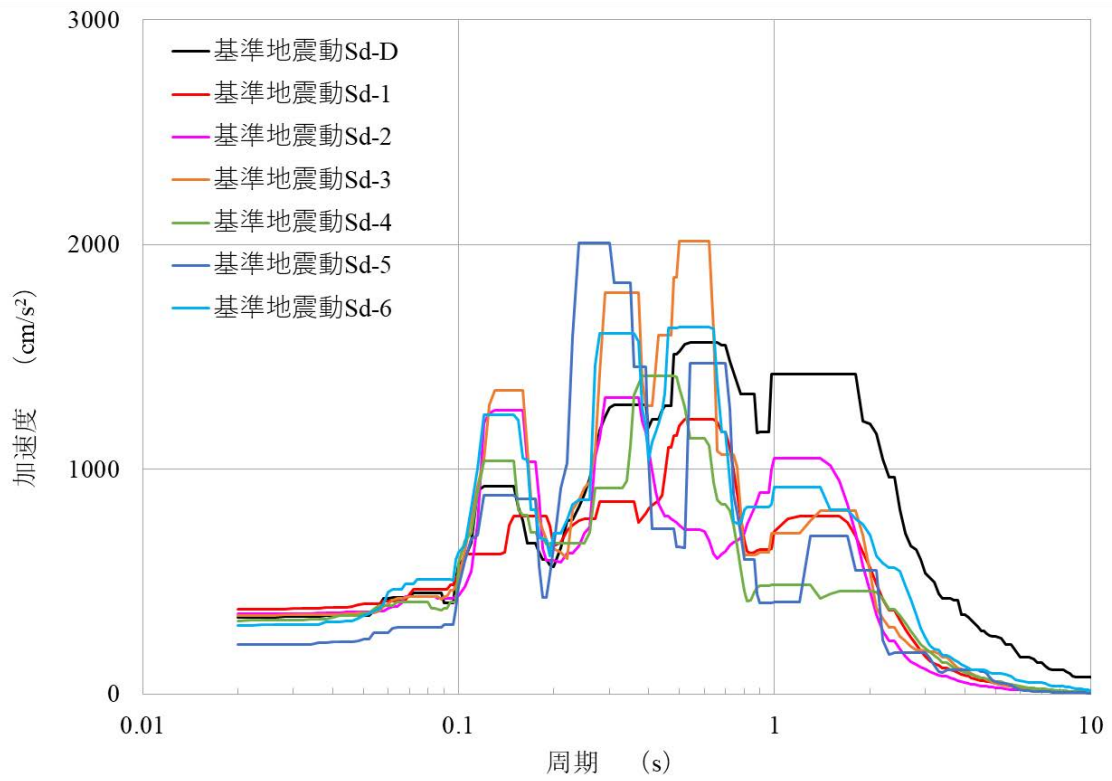


(NS 成分)

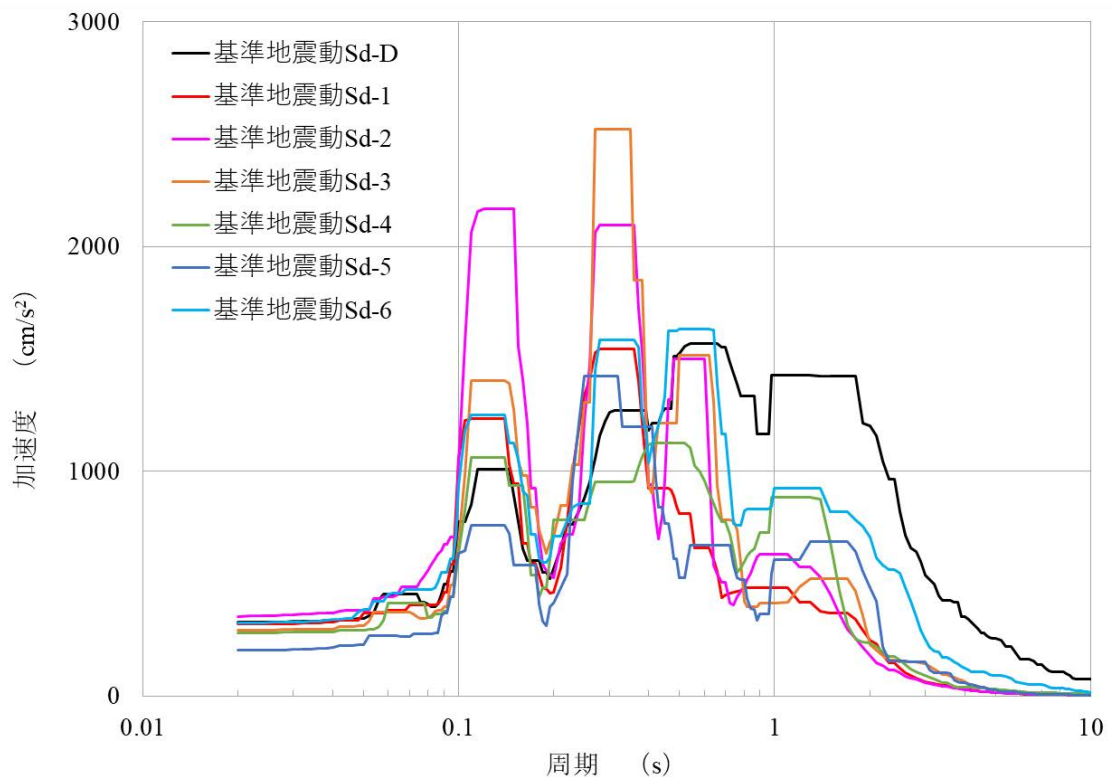


(EW 成分)

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%)

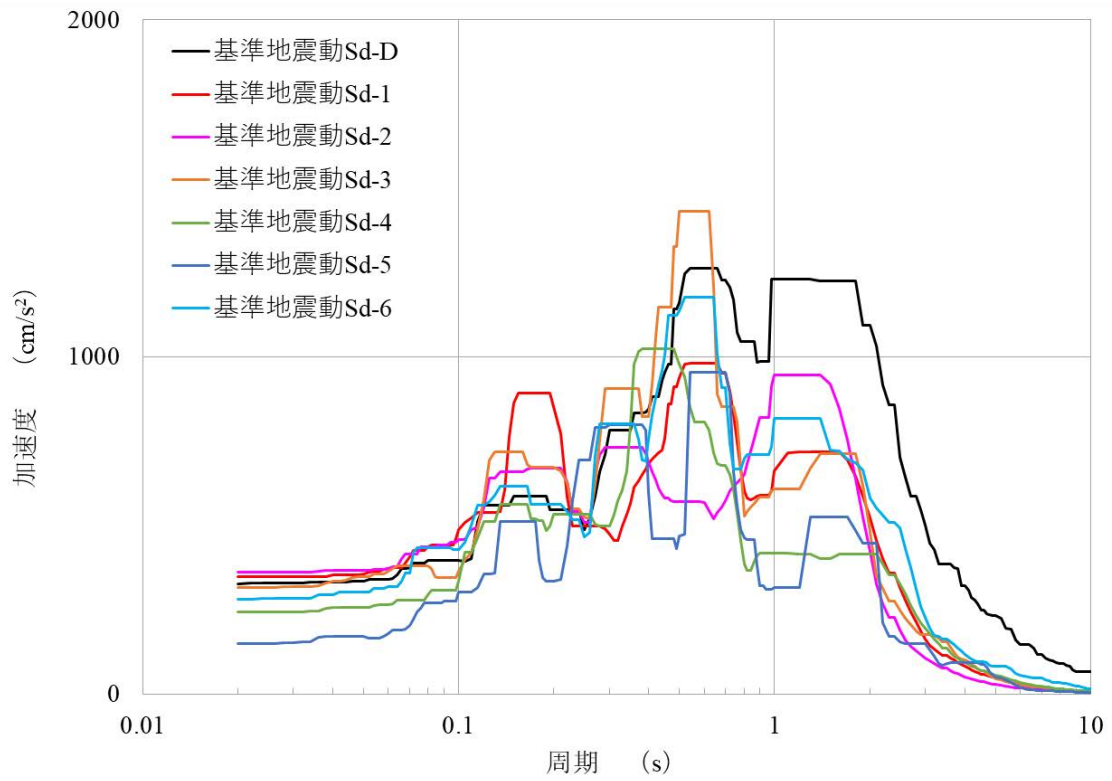


(NS 成分)

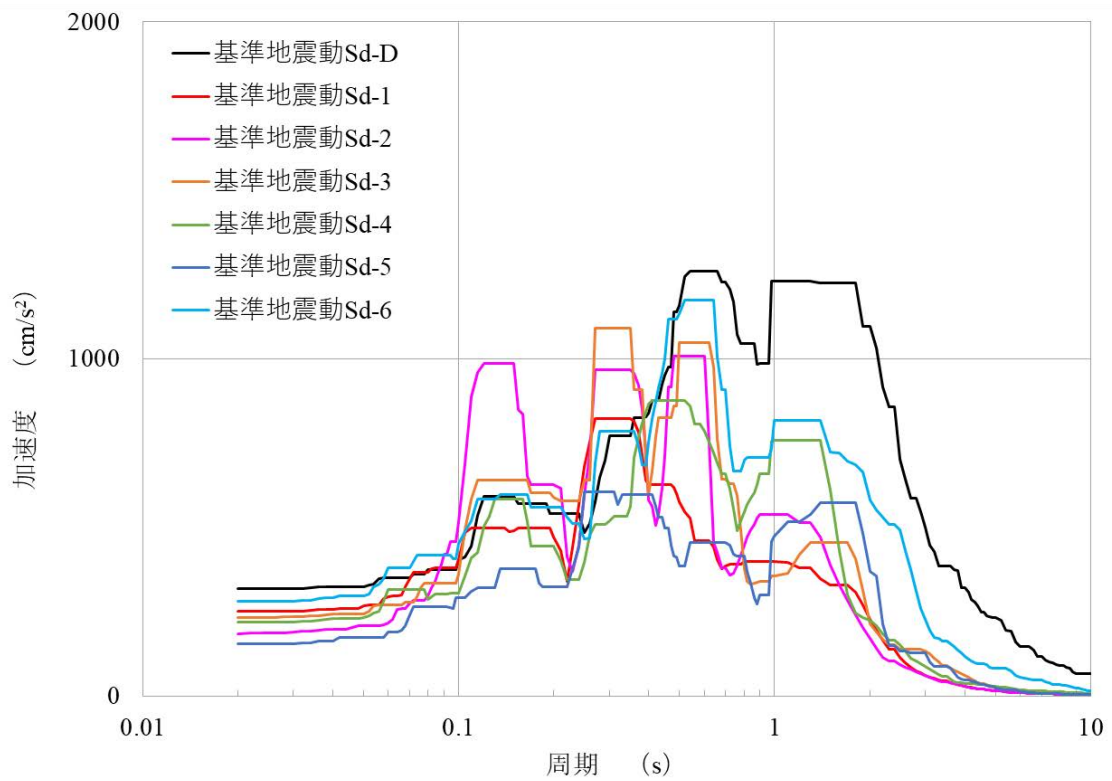


(EW 成分)

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%)

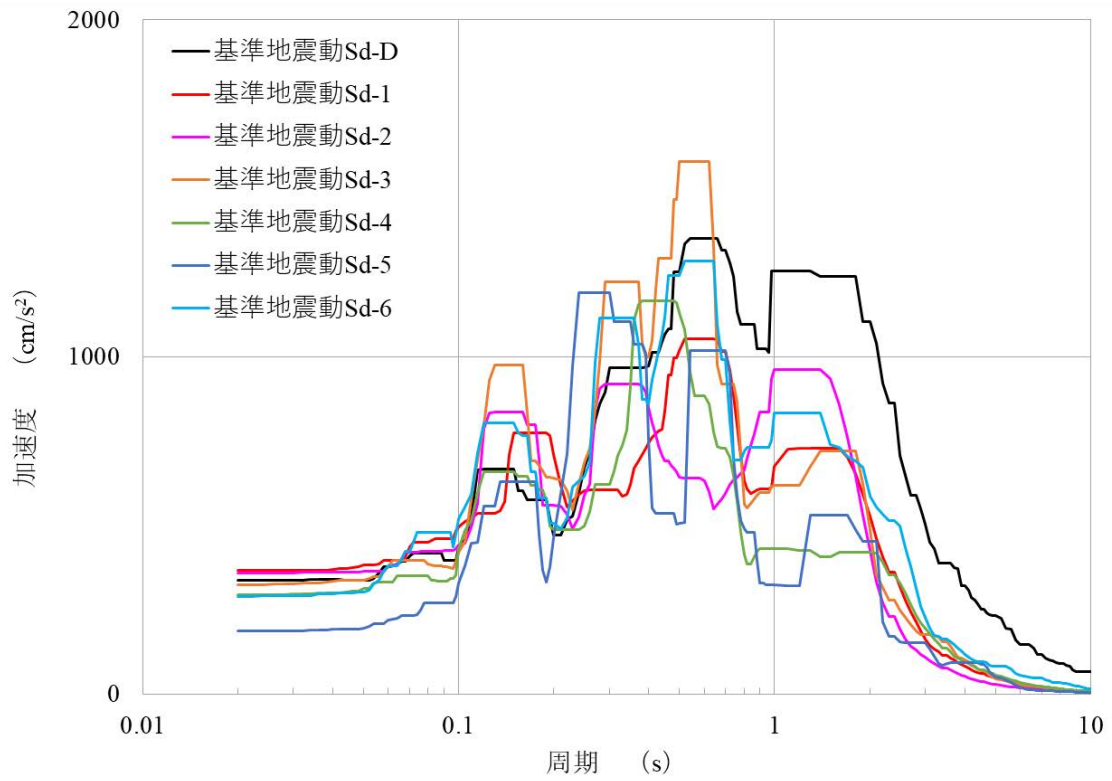


(NS 成分)

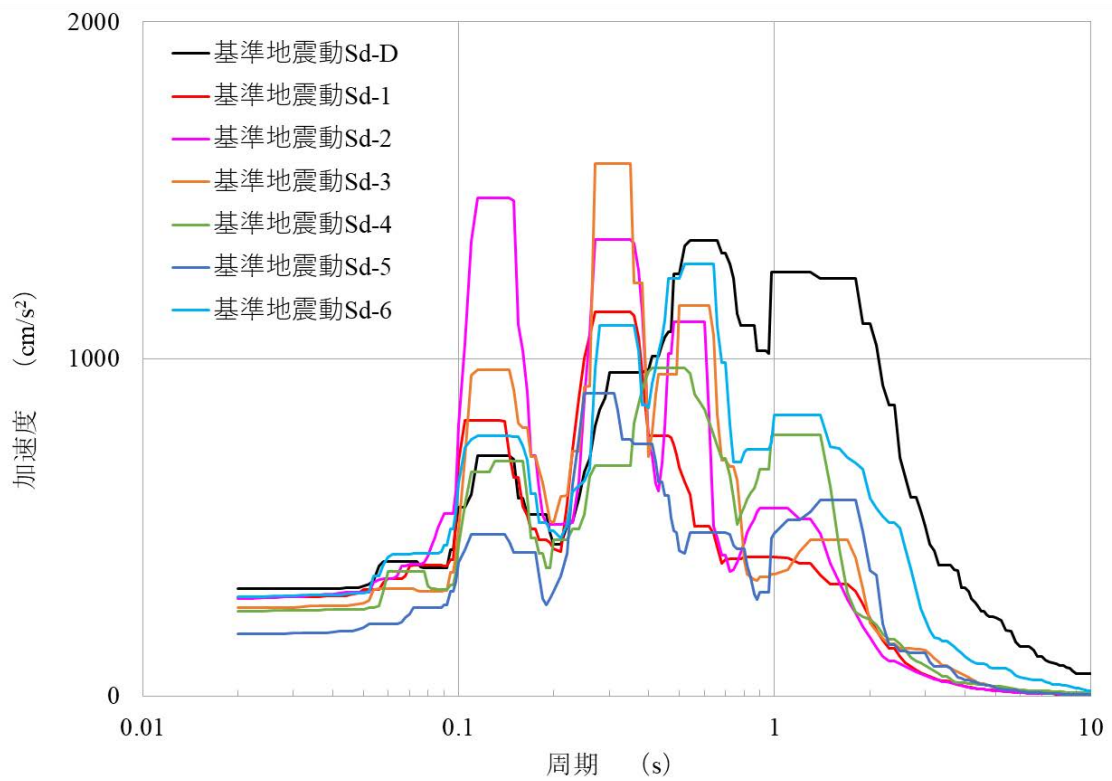


(EW 成分)

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%)

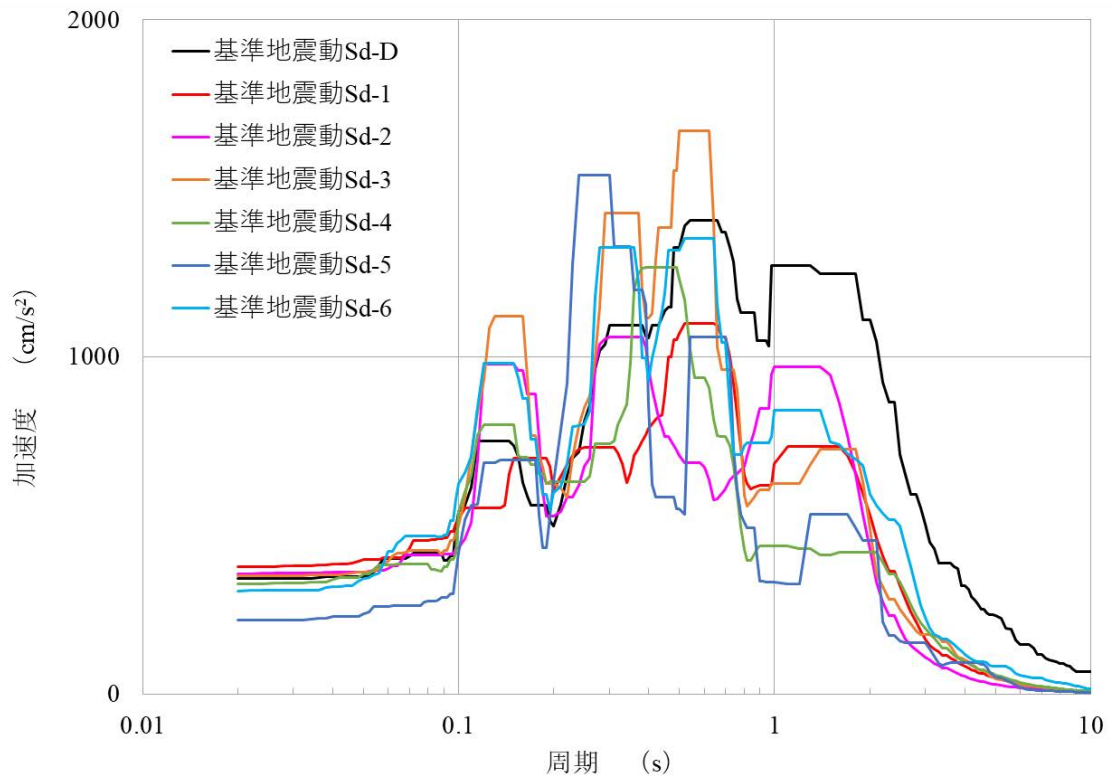


(NS 成分)

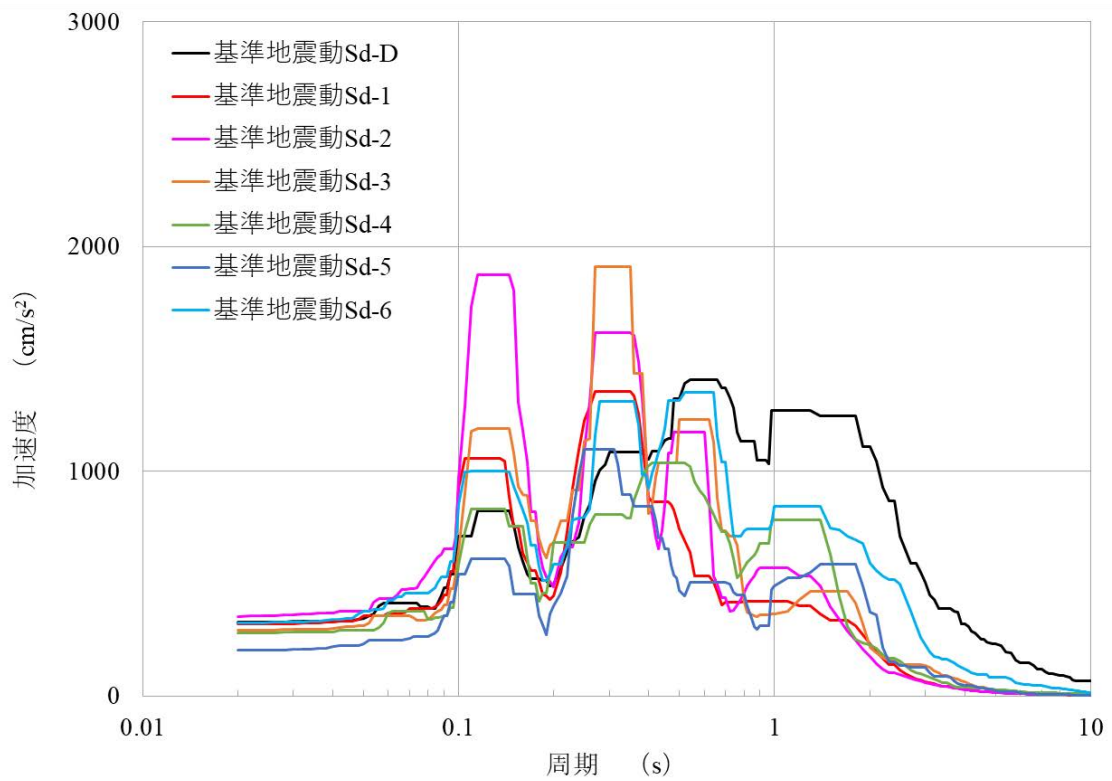


(EW 成分)

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%)

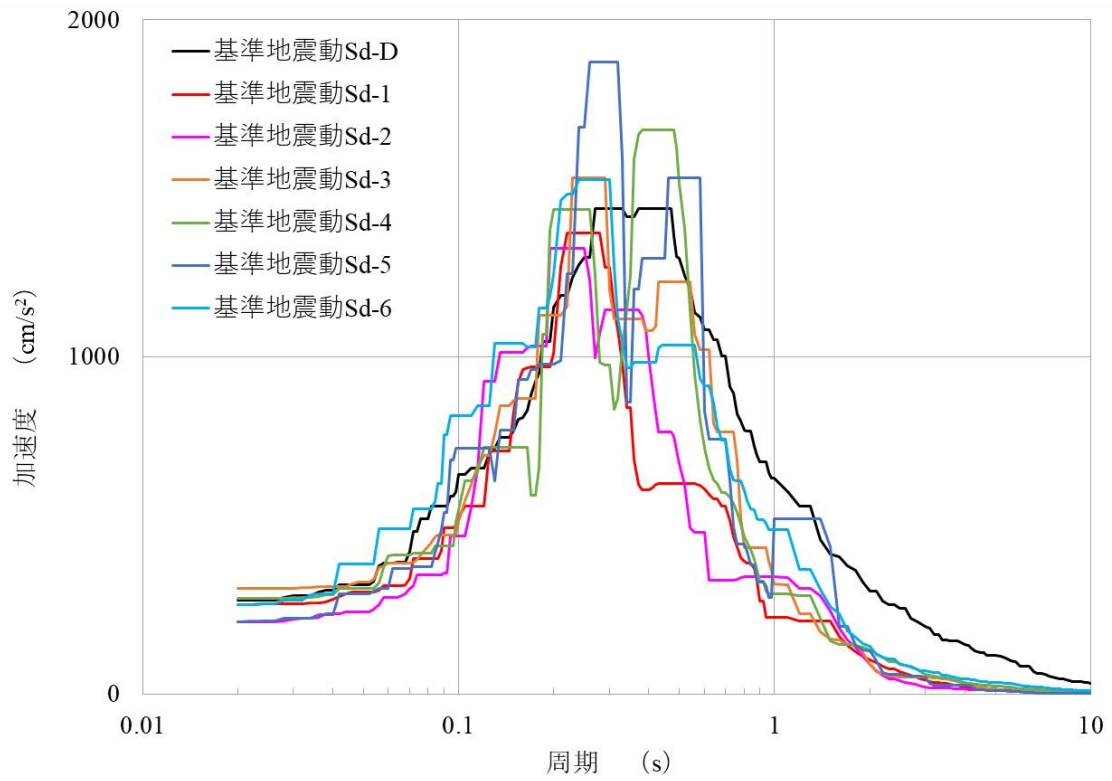


(NS 成分)

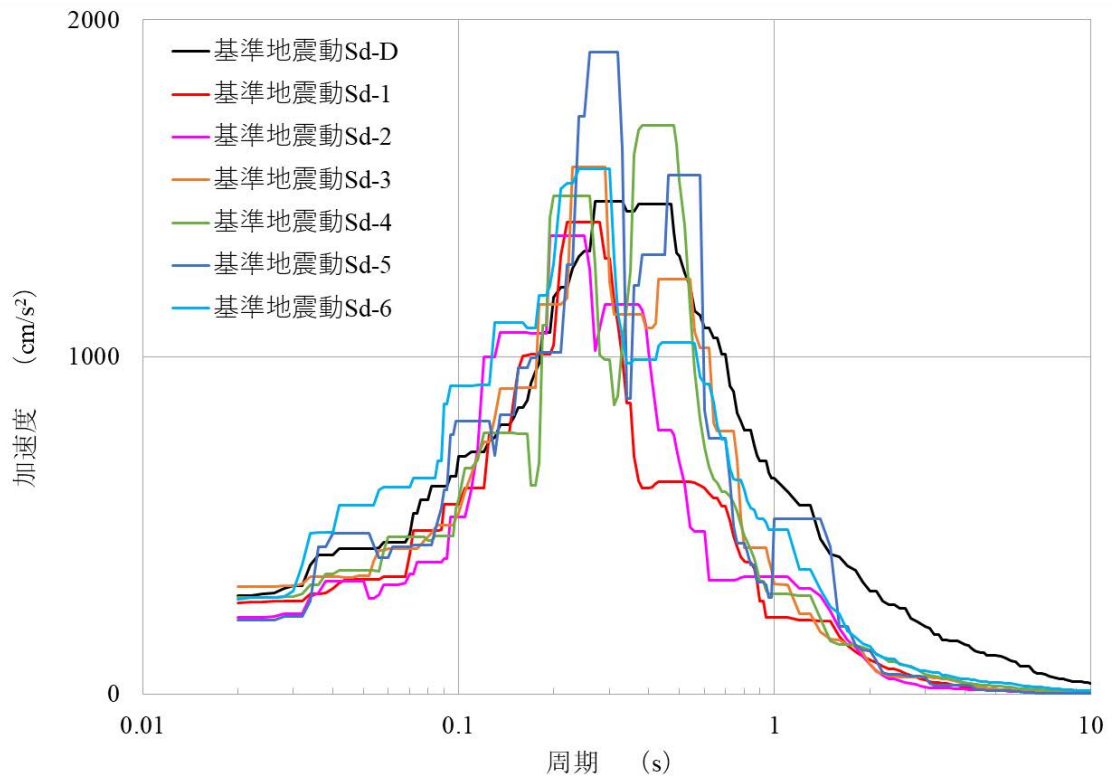


(EW 成分)

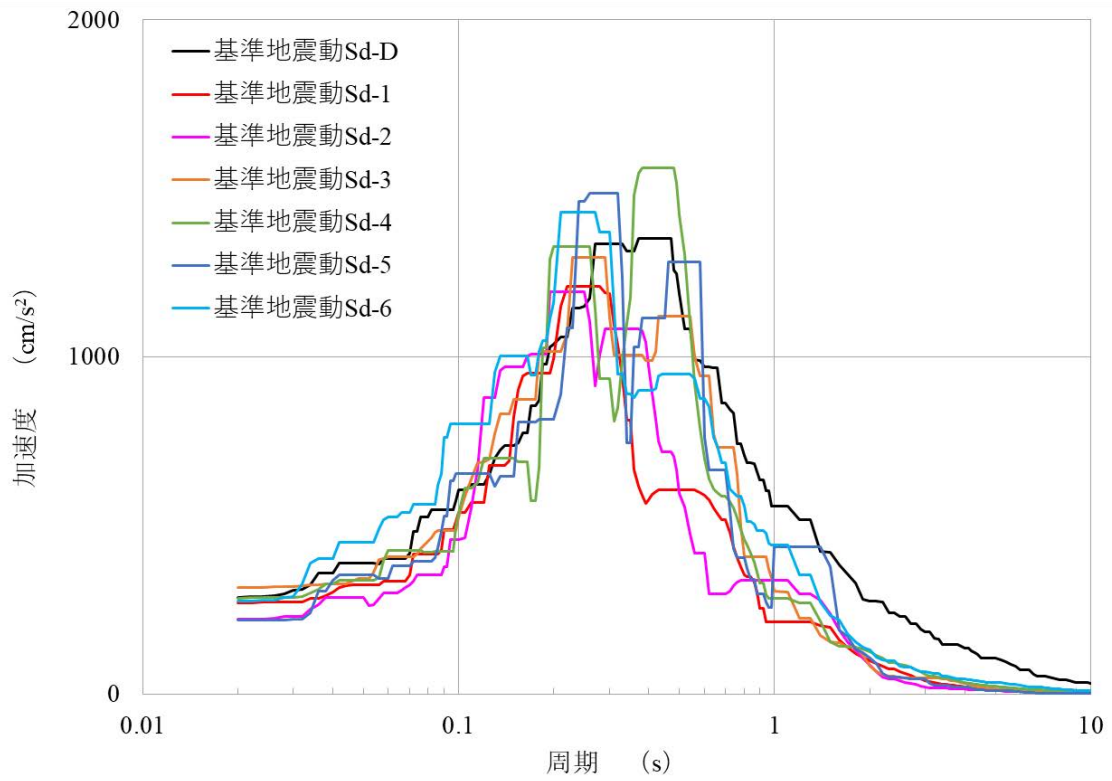
第 1.29 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
(質点番号 No.4 減衰定数 2.5%)



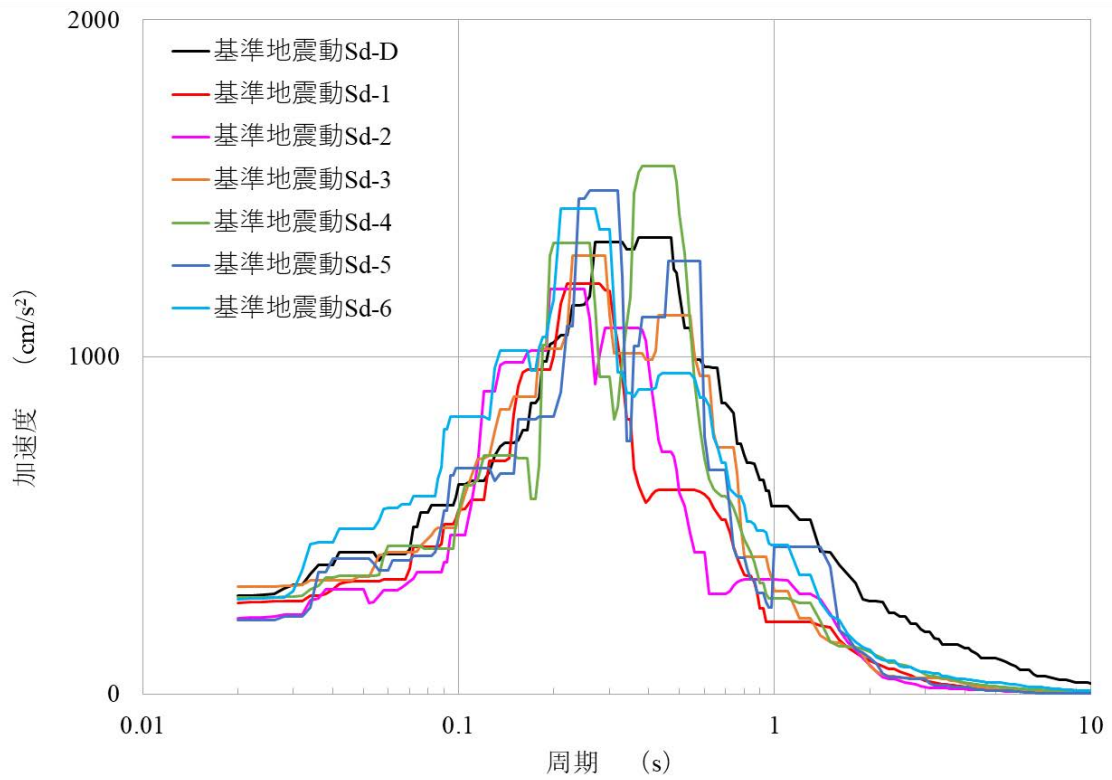
第 1.30 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.2 減衰定数 1.0%)



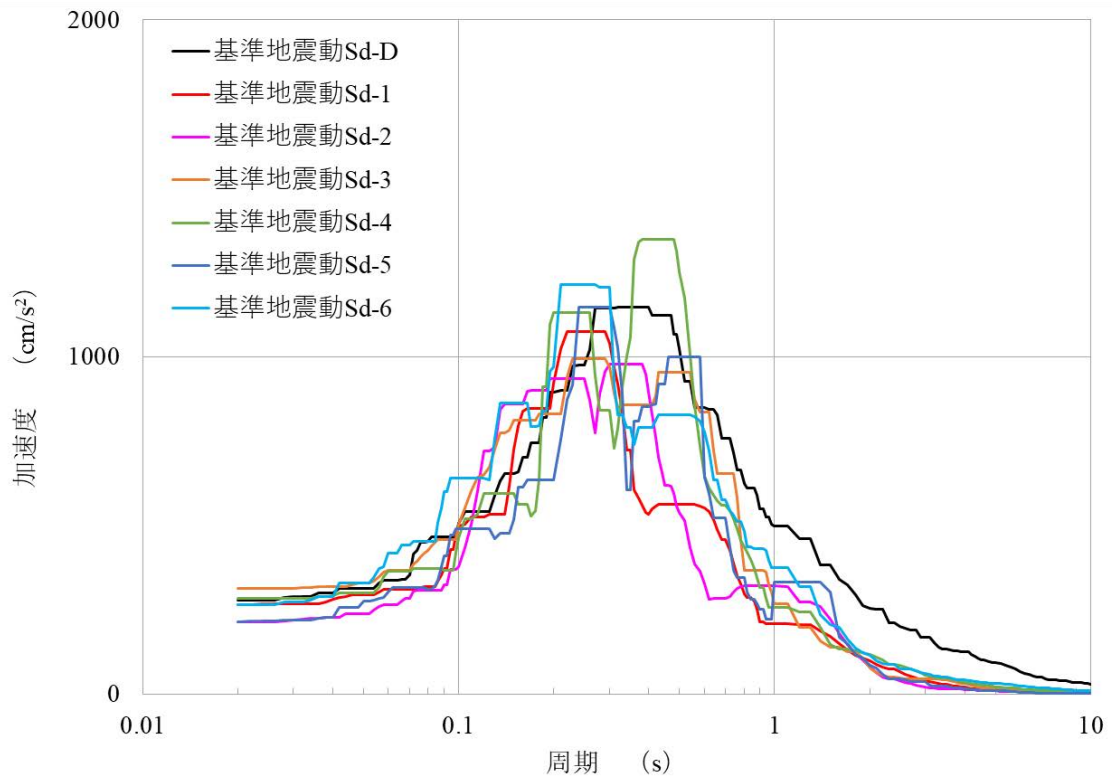
第 1.31 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 1.0%)



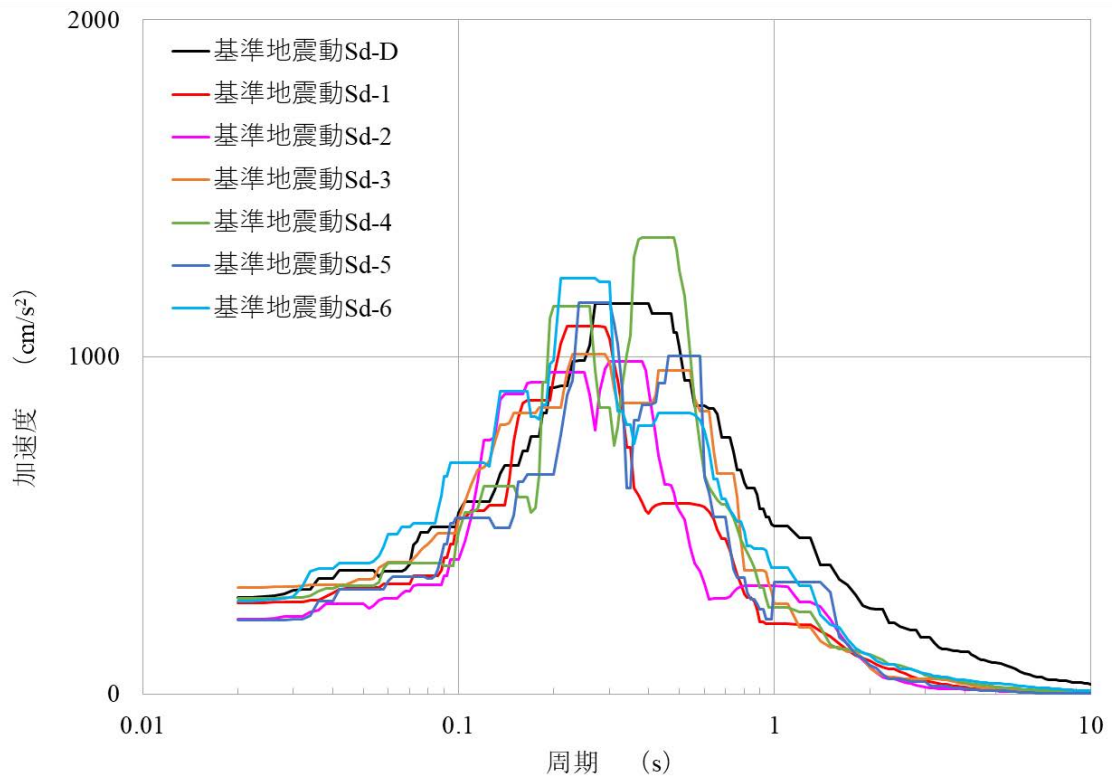
第 1.32 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 1.5%)



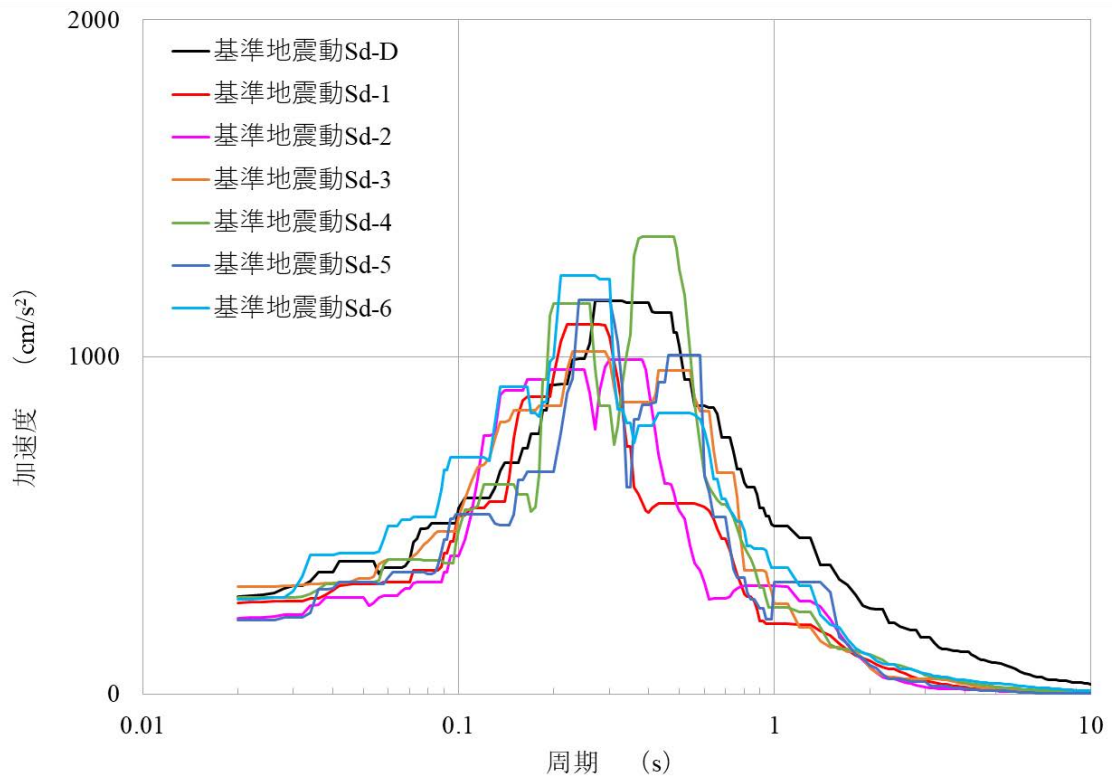
第 1.33 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.4 減衰定数 1.5%)



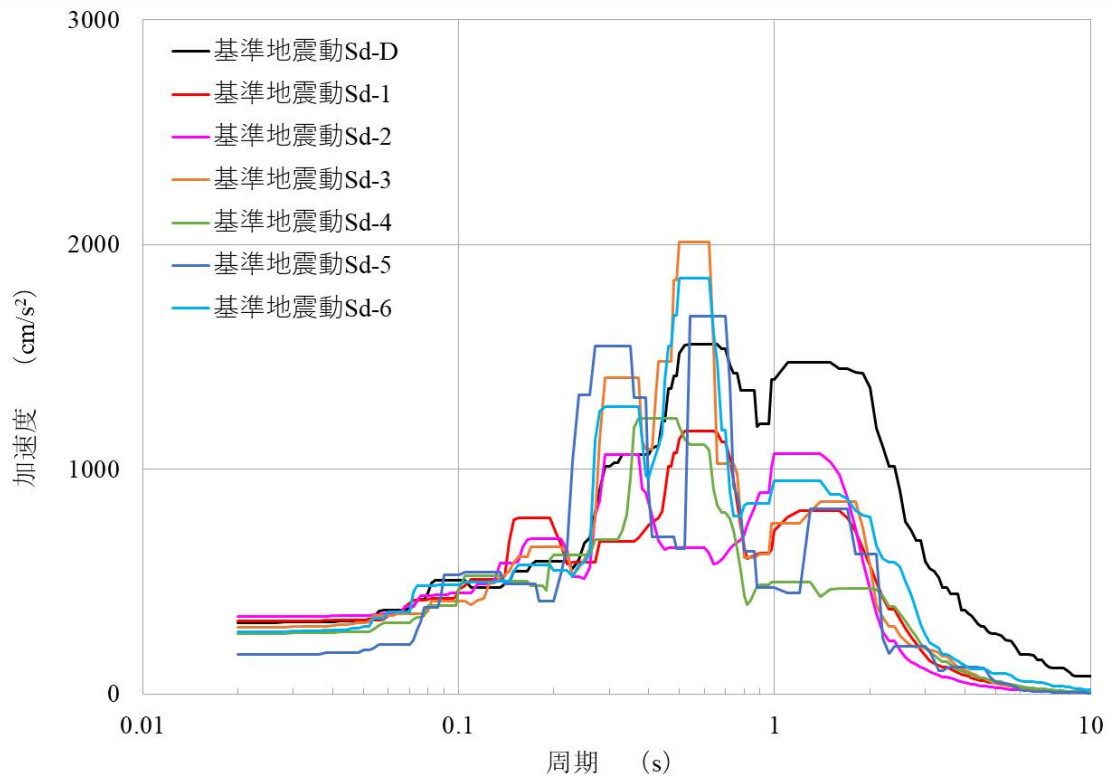
第 1.34 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.2 減衰定数 2.5%)



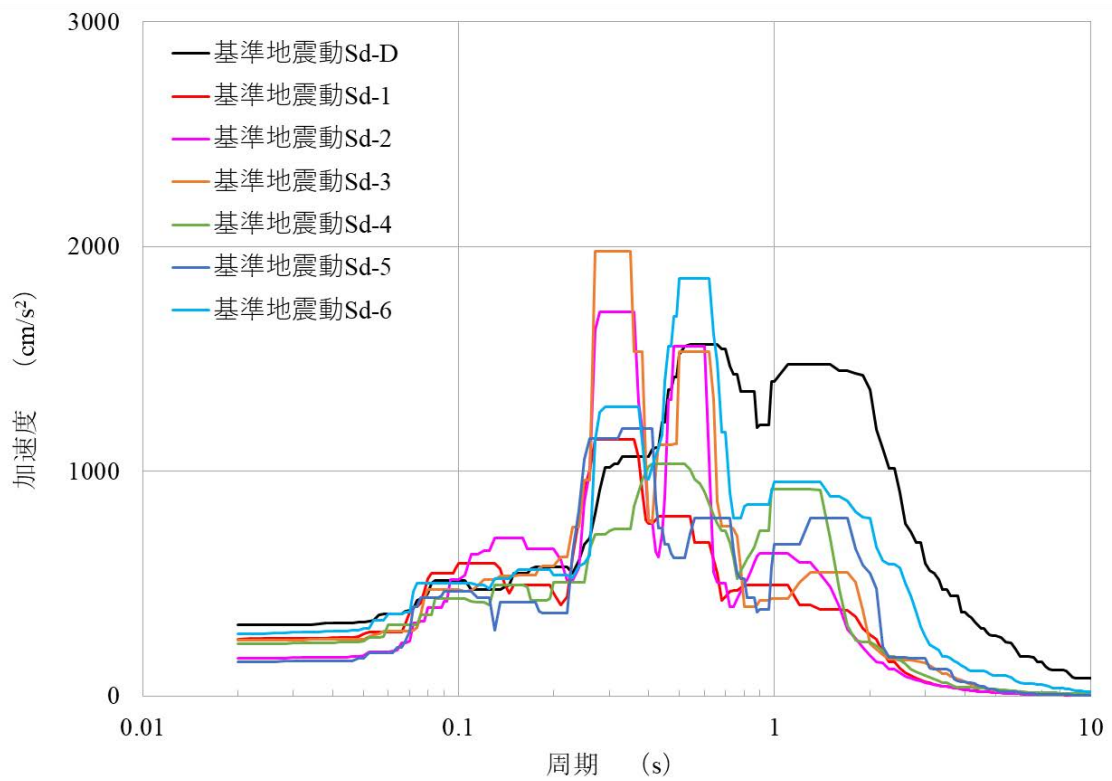
第 1.35 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建物)
 (質点番号 No.3 減衰定数 2.5%)



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%)

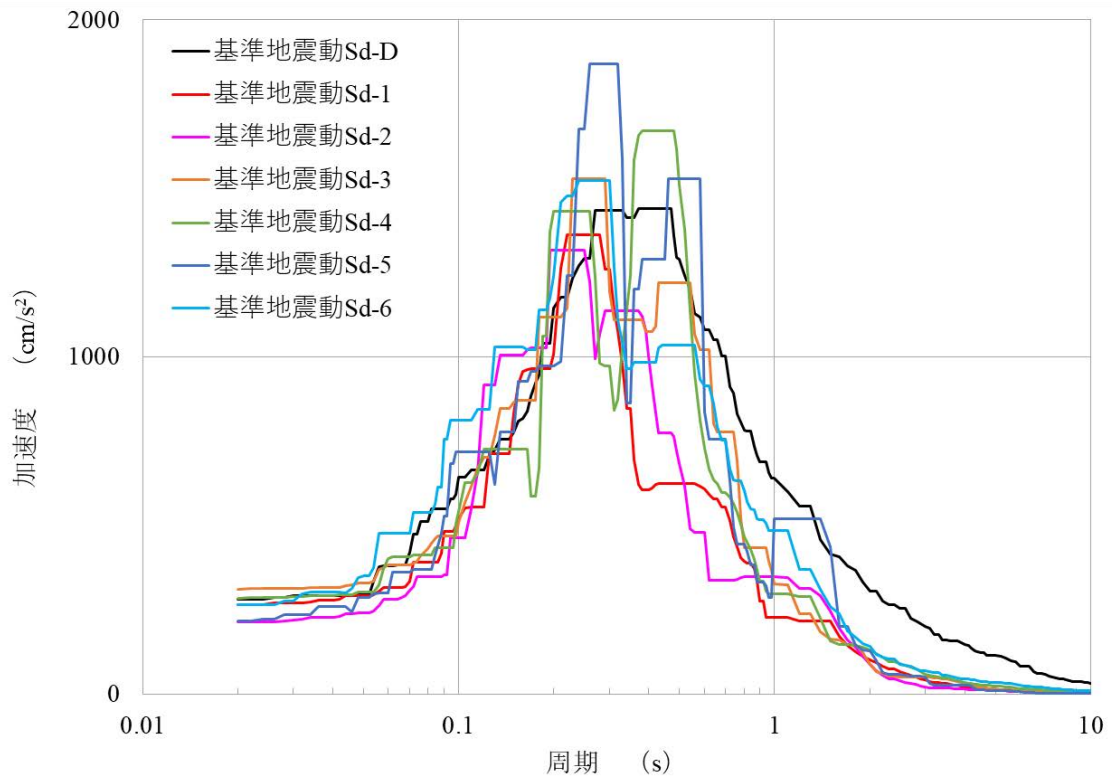


(NS 成分)



(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)	一次応力	40 N/mm ² (Sd 地震)	122 N/mm ² (Ⅲ _A S)	○	添付 2
	配管系①-4(内管), エルボ	一次+二次応力* ³	123 N/mm ² (Ss 地震)	333 N/mm ² (Ⅳ _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	一次応力	21 N/mm ² (Sd 地震)	124 N/mm ² (Ⅲ _A S)	○	添付 3
		一次+二次応力* ³	38 N/mm ² (Ss 地震)	230 N/mm ² (Ⅳ _A S)	○	
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	一次応力	222 N/mm ² (Ss 地震)	366 N/mm ² (Ⅳ _A S)	○	添付 4
		一次+二次応力* ³	689 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 (S _s 地震)	246 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 5
		一次+二次応力* ³	106 N/mm ² (S _s 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 (S _s 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 (S _s 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 (S _d 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 (S _d 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 (S _d 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 (S _s 地震)	333 N/mm ² (IV _A S)	○	
格納容器	コンクリート密 着部(胴部)	胴板に作用する各種 応力による検定比	0.35 (S _s 地震)	1.0 (IV _A S)	○	添付 10

* 1 : 炉周囲遮へいコンクリート内のもの

* 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 1.3 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 次オーバフロー系配管* ¹	配管系③-3, 4, エルボ	一次応力	112 N/mm ² (S _s 地震)	351 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 11
		一次+二次応力* ²	212 N/mm ² (S _s 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 (S _s 地震)	347 N/mm ² (IV _A S)	○	添付 12
		一次+二次応力* ²	258 N/mm ² (S _s 地震)	226 N/mm ² (IV _A S)	○	
		疲労	0.0003	1		
回転プラグ	炉心上部機構 据付ボルト	引張応力	205 N/mm ² (S _s 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 (S _s 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 (S _s 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 (S _s 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

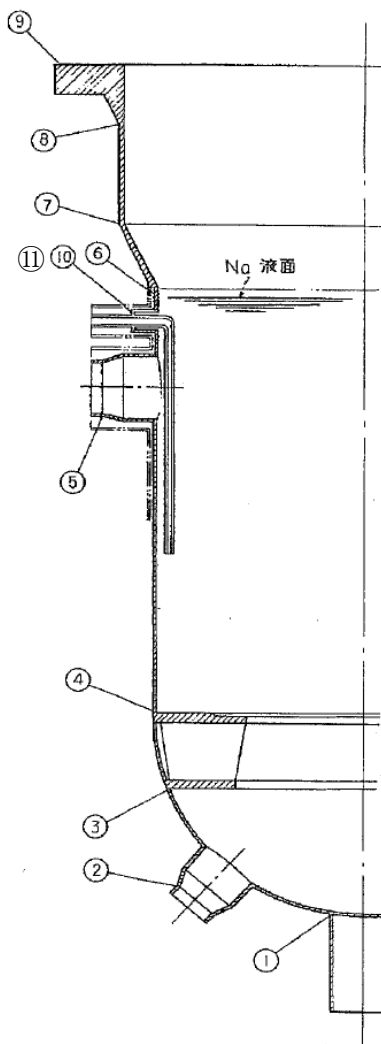
原子炉容器の耐震評価（設計成立性）

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、二重管となっている。

対象配管系は耐震Sクラスである。

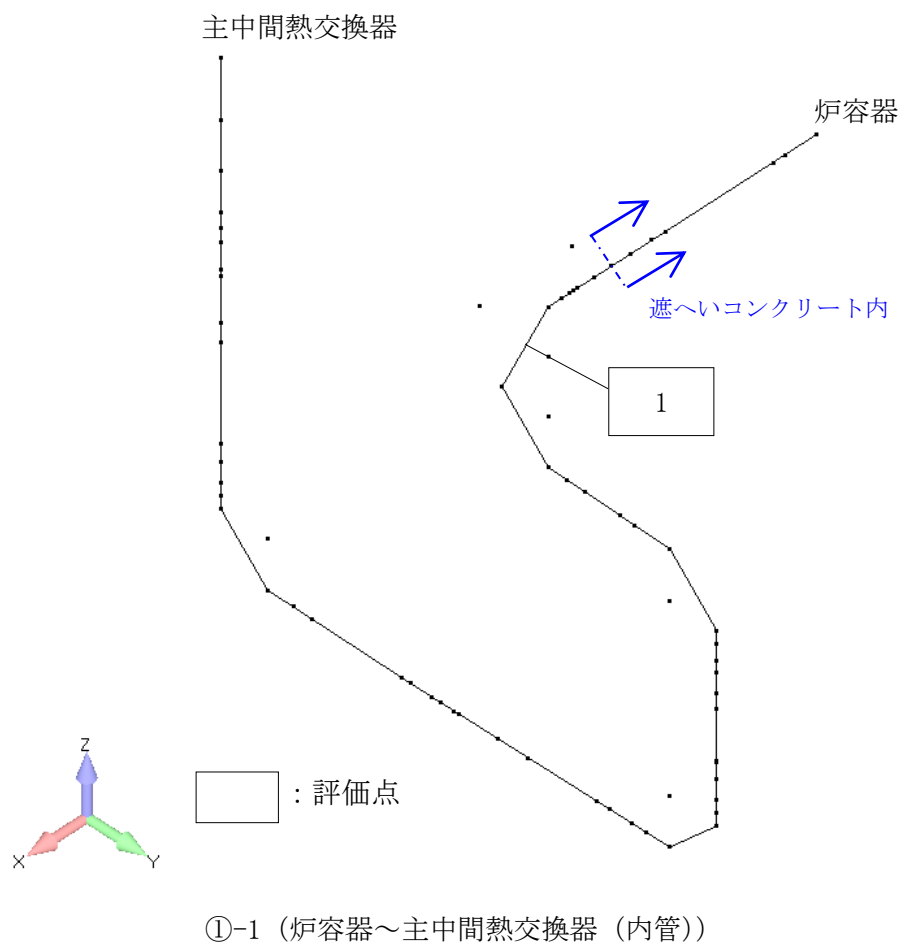
設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（①-1の配管系が質点②、③及び④、①-4の配管系が質点③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：2.5%）を用いる。

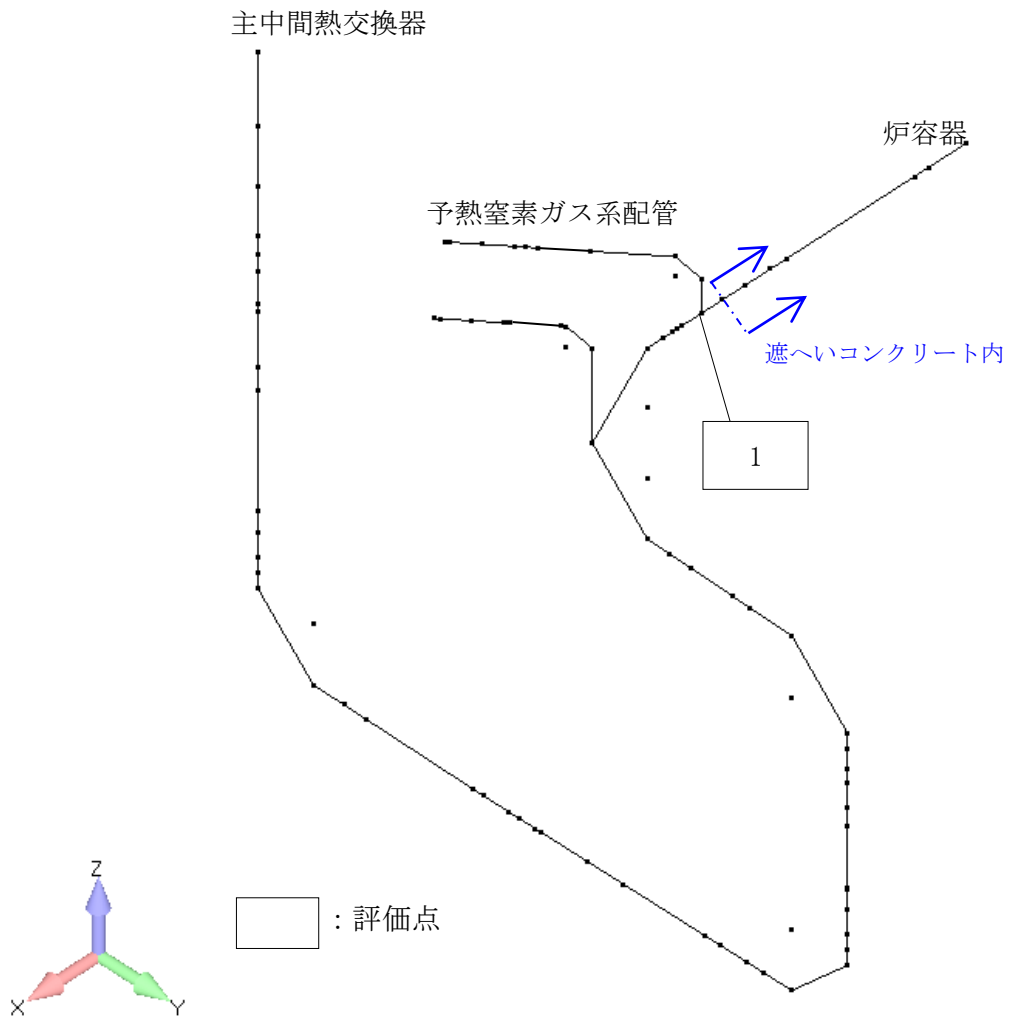
当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

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。

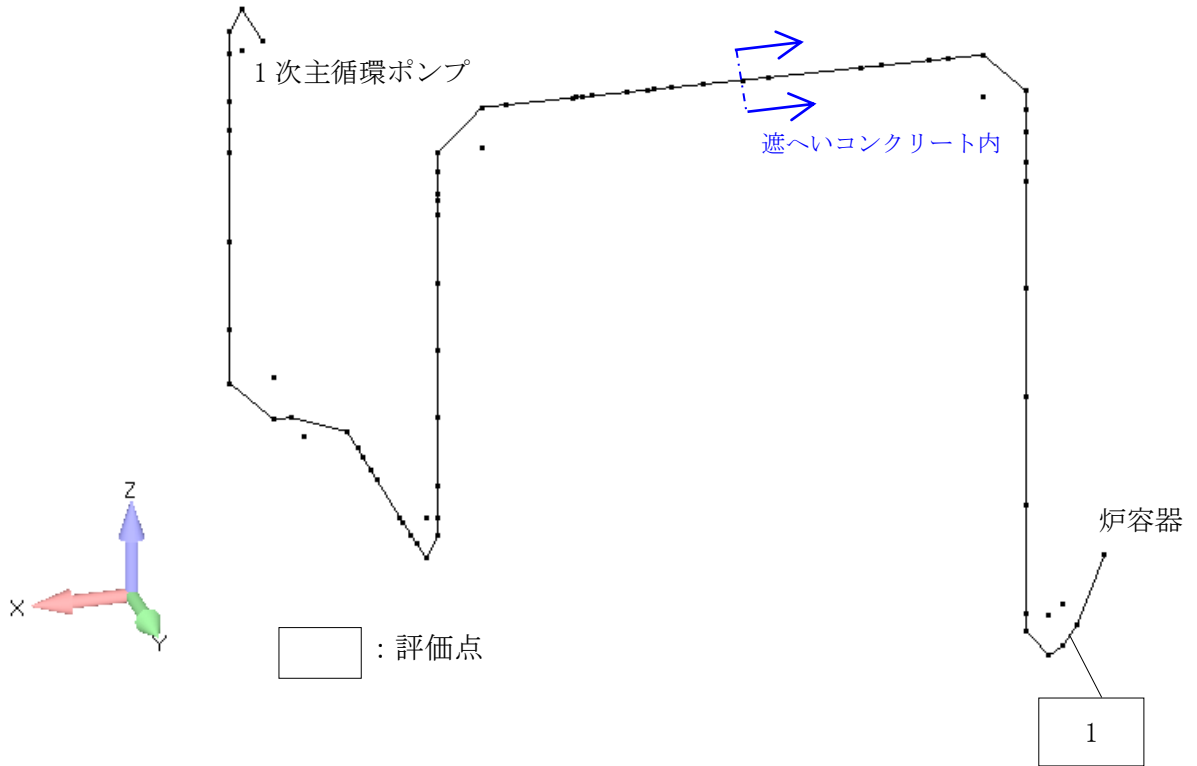




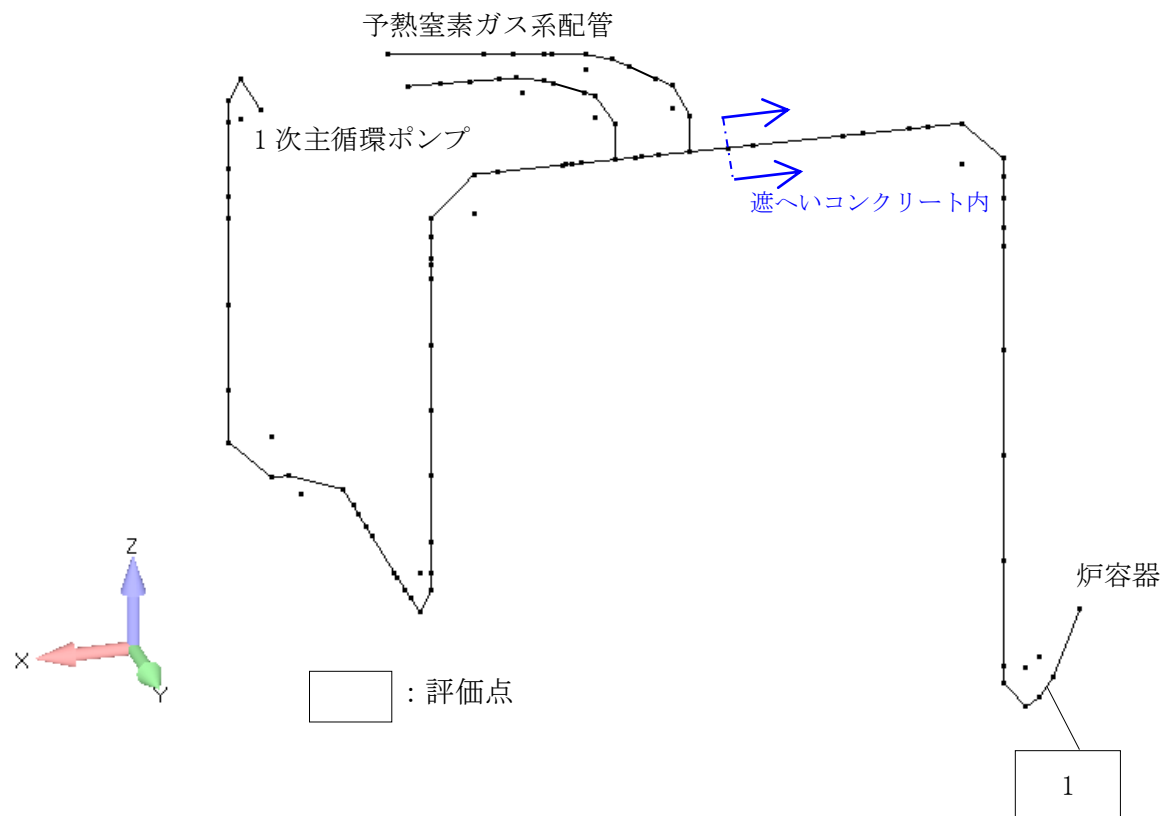
①-1 (炉容器～主中間熱交換器 (外管))

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

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 $\leq 1.2S_m$	2	121
		膜+曲げ $\leq 1.2K_s S_m$	17	154
	運転状態Ⅳ	膜 $\leq 2S_m$	2	203
		膜+曲げ $\leq 2K_s S_m$	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 (ハ) 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 (ハ) 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	—

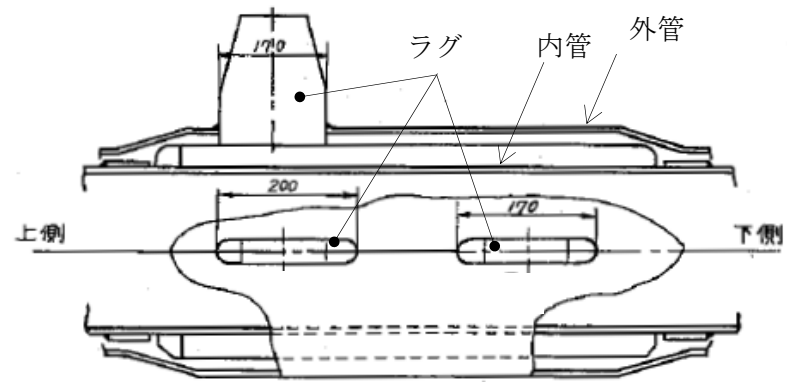
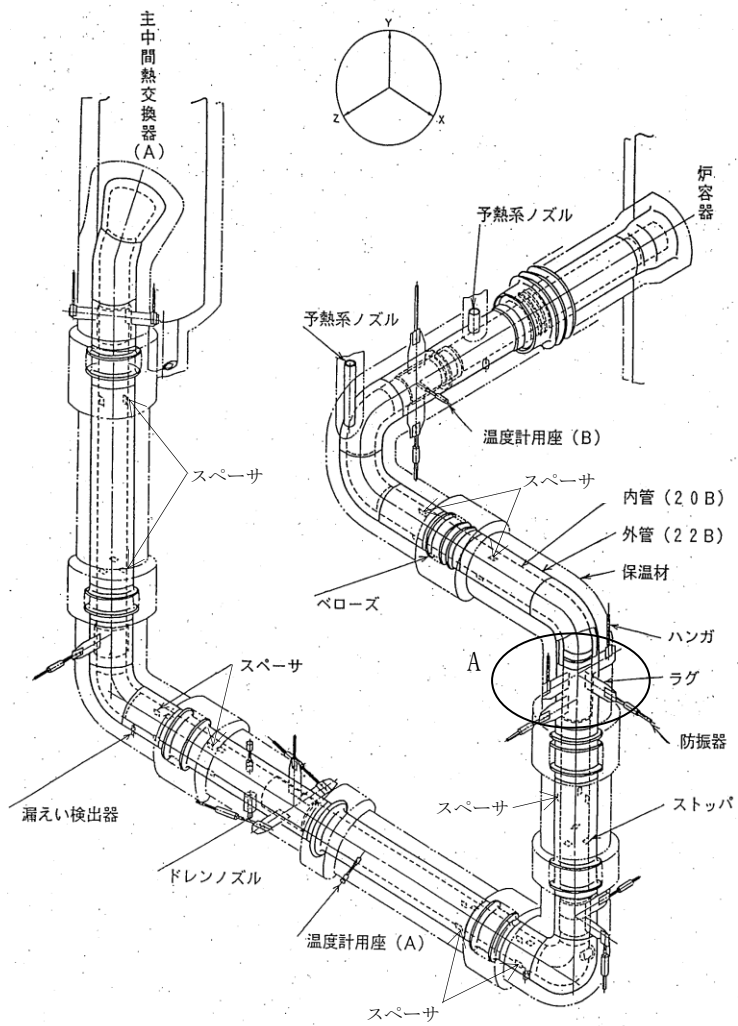
* (I_A, II_A)は熱による支持点変位及び熱膨張応力、B_AS、IV_ASは地震相対変位応力を記す。

** 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。

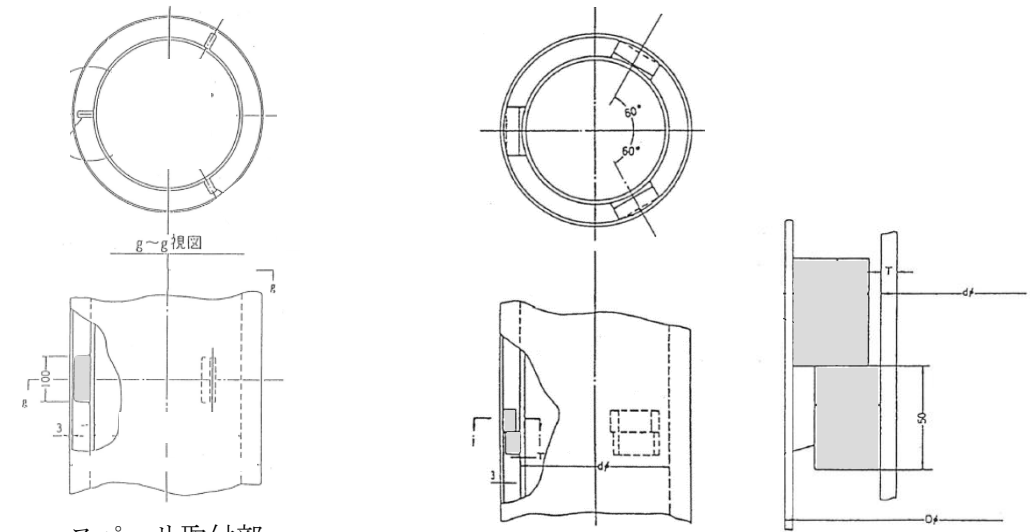
1 次主冷却系配管の二重管構造について

第 1 図：二重管の構造

第 2 図：二重管の解析モデル



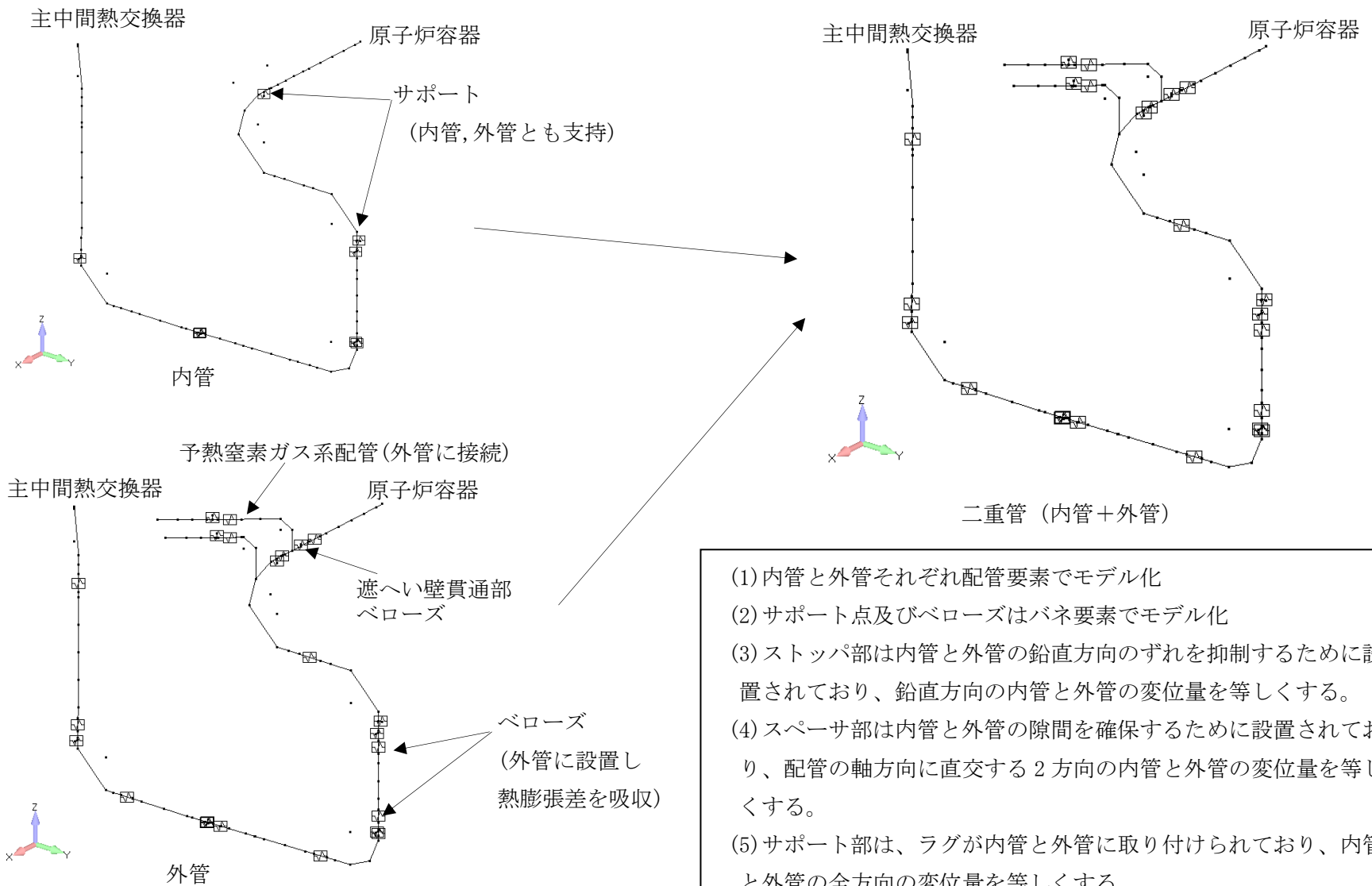
部)



スペーサ取付部

ストップ取付部

第1図 二重管の構造



第2図 二重管の解析モデル

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、二重管となっている。

対象配管系は耐震Sクラスである。

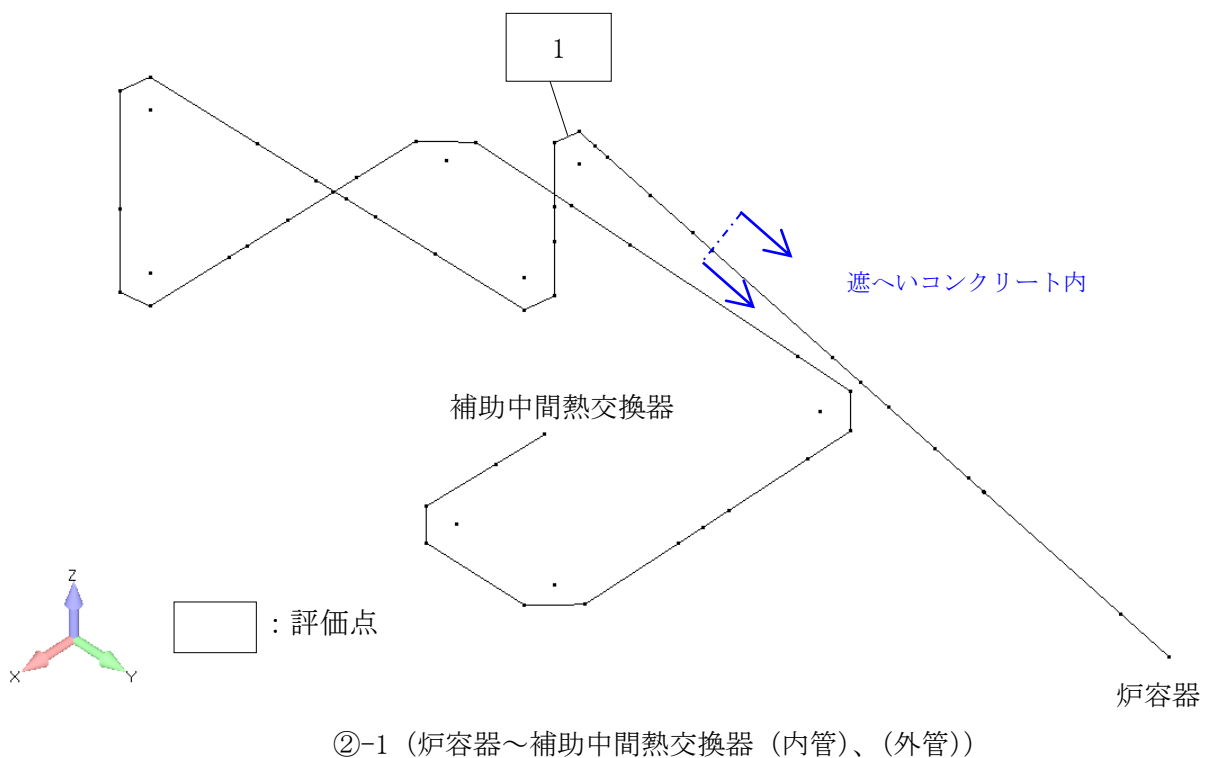
設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（②-1の配管系が質点③及び④、②-3の配管系が質点②、③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：2.5%）を用いる。

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

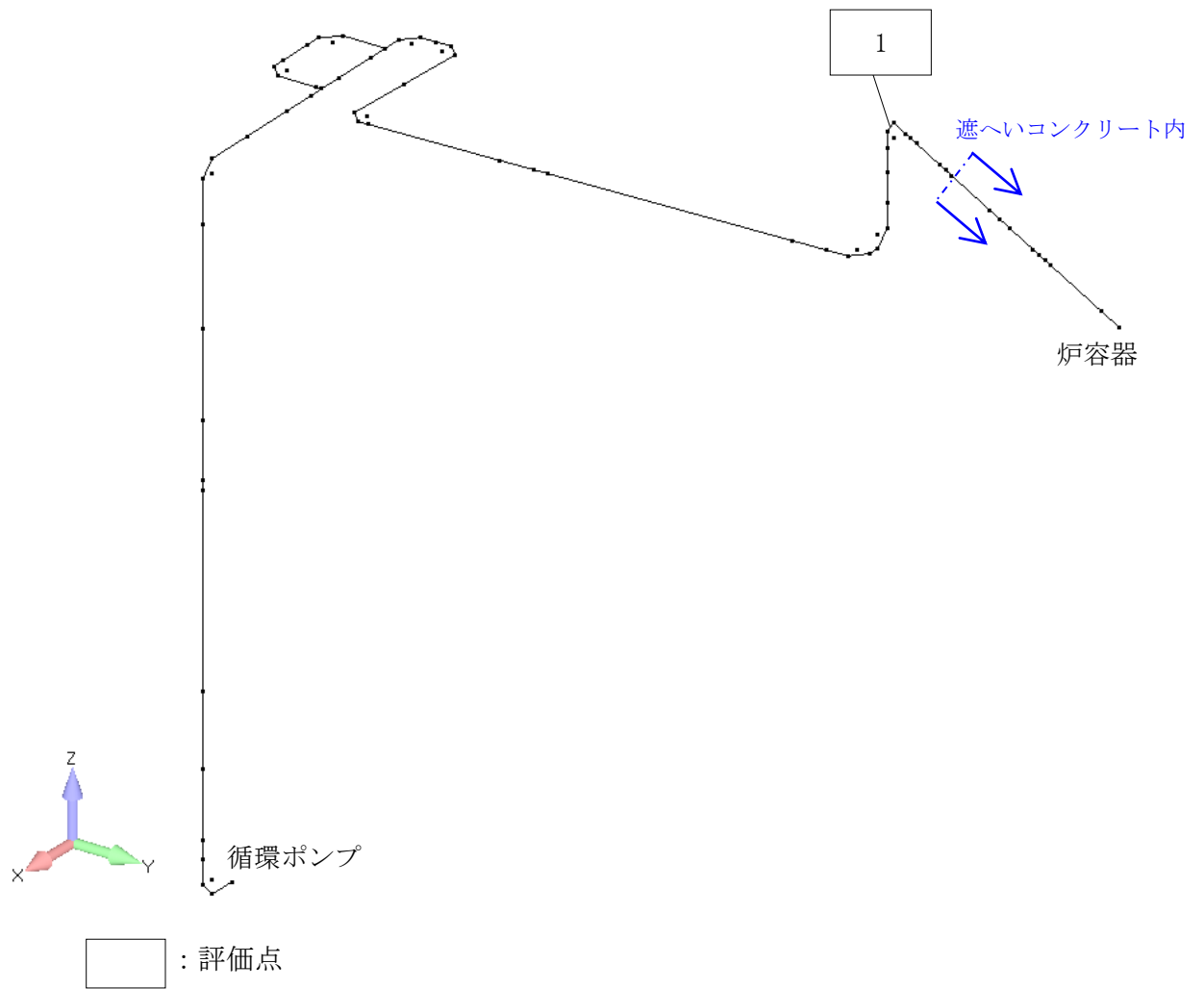
2.1 配管系：②-1（炉容器～補助中間熱交換器）

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 _{mh})	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 [*]	領域	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 (ハ) 2.0Sy 2.0Ss	
1	エルボ	設計条件	2	8	—	—	10	135	—	—	—
		(I _A , II _A)	2	4	—	70	—	—	76	293	—
		III _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 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	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、炉容器側の一部が二重管となっている。

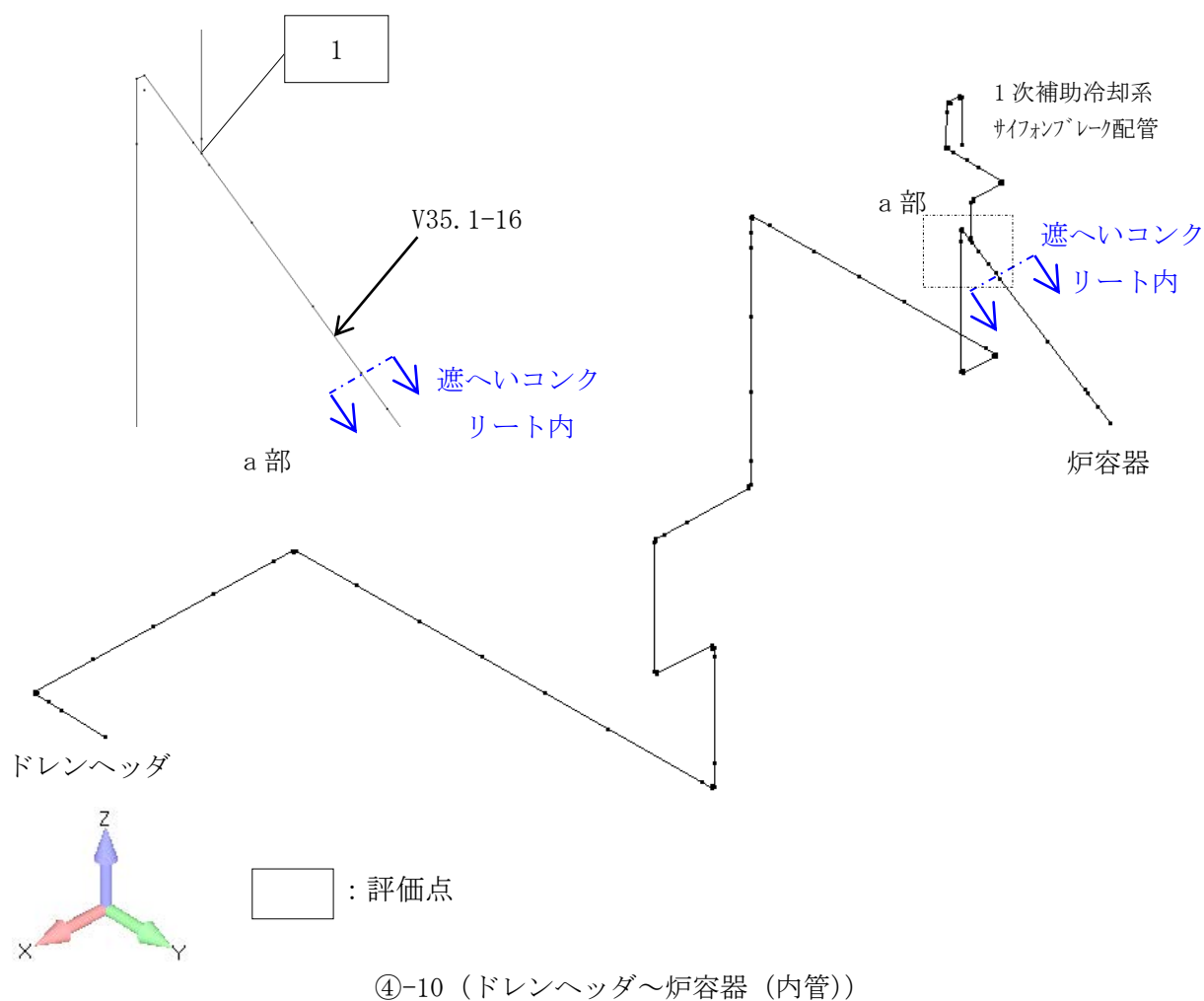
対象配管系の一部は耐震Sクラスである。

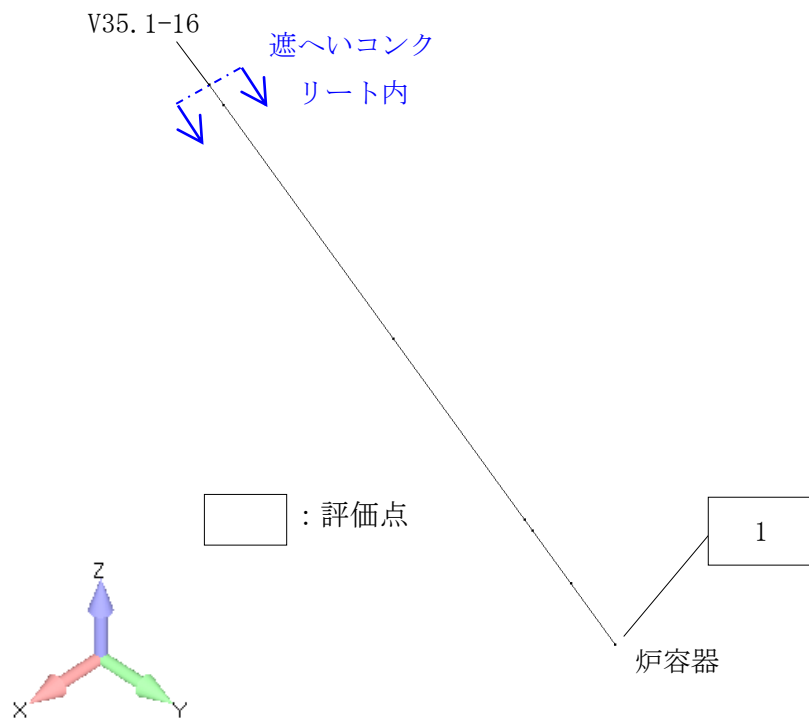
設計用床応答スペクトルは、当該配管が設置されている原子炉建物の各フロア（質点③及び④）を包絡したスペクトル（減衰定数：1.5%）を用いる。

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+②+③ ①+②+③	1.5S — Sy, 1.2S** 1.5(0.6Su)	— ①+②+④ SS (Sd) SS (Ss)	— Sa (ハ) 2.0Sy 2.0Sy	
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。

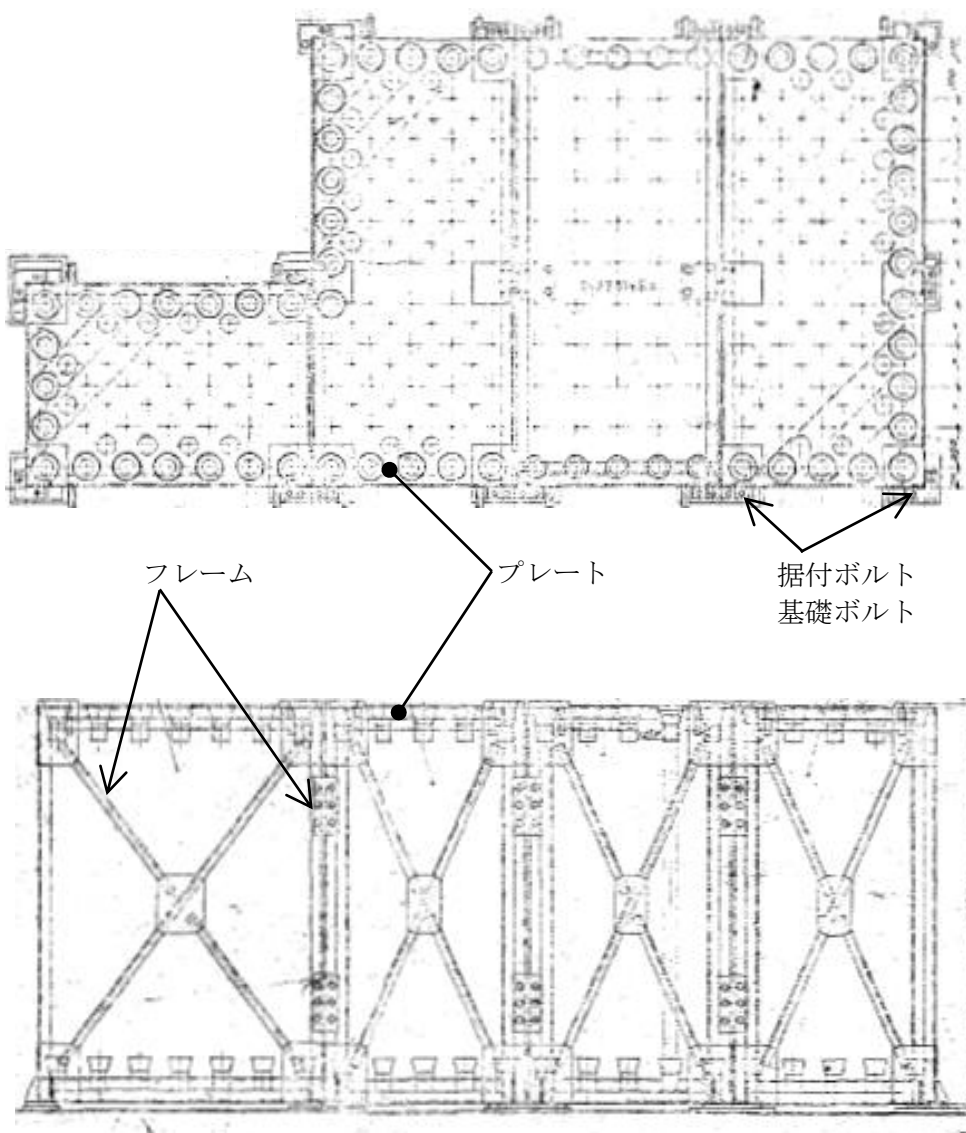
原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 貯蔵ラックの耐震評価（設計成立性）

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

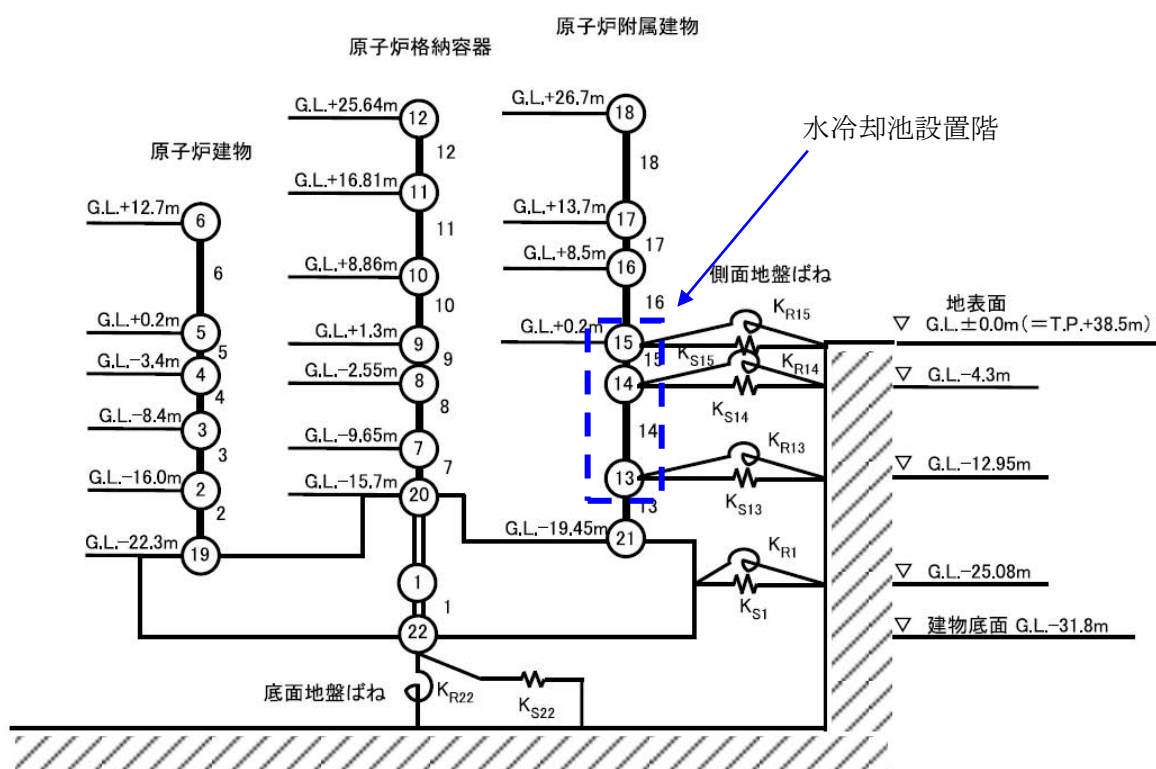
原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池については、建物の地震応答解析結果に基づき水冷却池の構造物全体としての変形性能を評価するものとし、最大せん断ひずみが終局強度の 1/2 を超えないことを確認する。

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

基準地震動 Ss 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 Ss 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 (2.000×10^{-3}) を下回っている。

第 2.2 表 基準地震動 Ss 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	

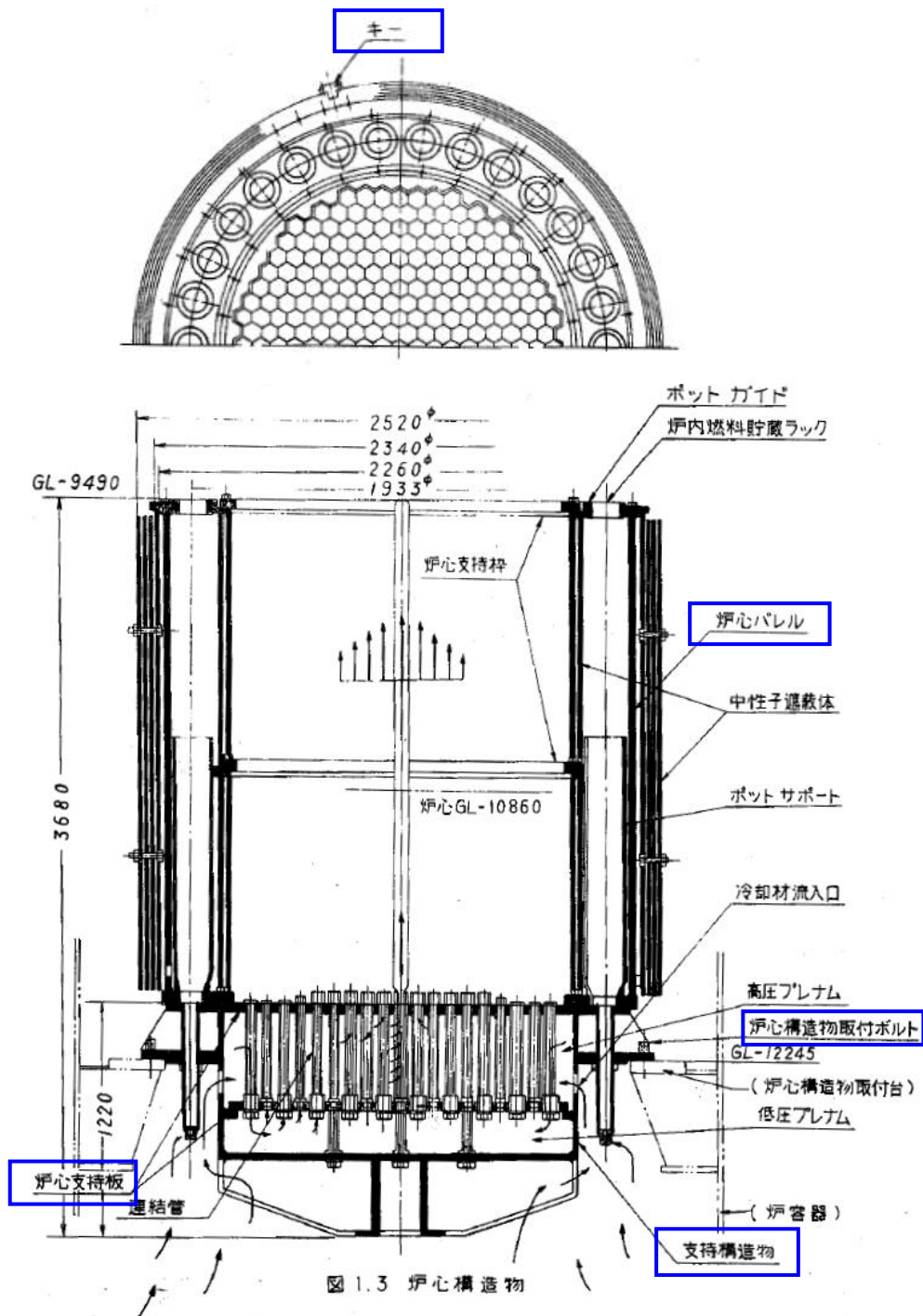
炉心バレル構造物、炉心支持構造物の耐震評価（設計成立性）

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

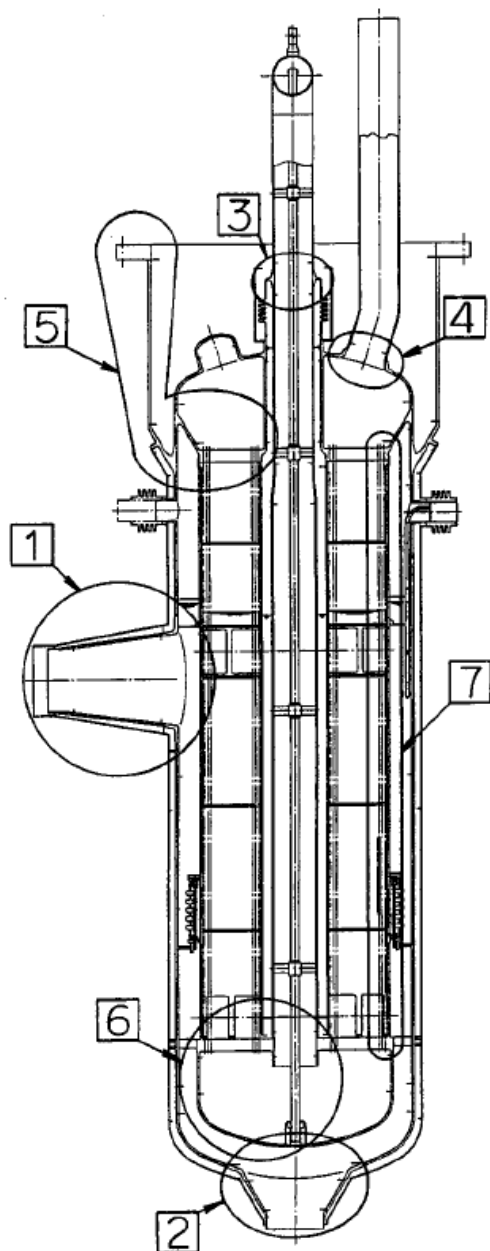
主中間熱交換器の耐震評価（設計成立性）

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

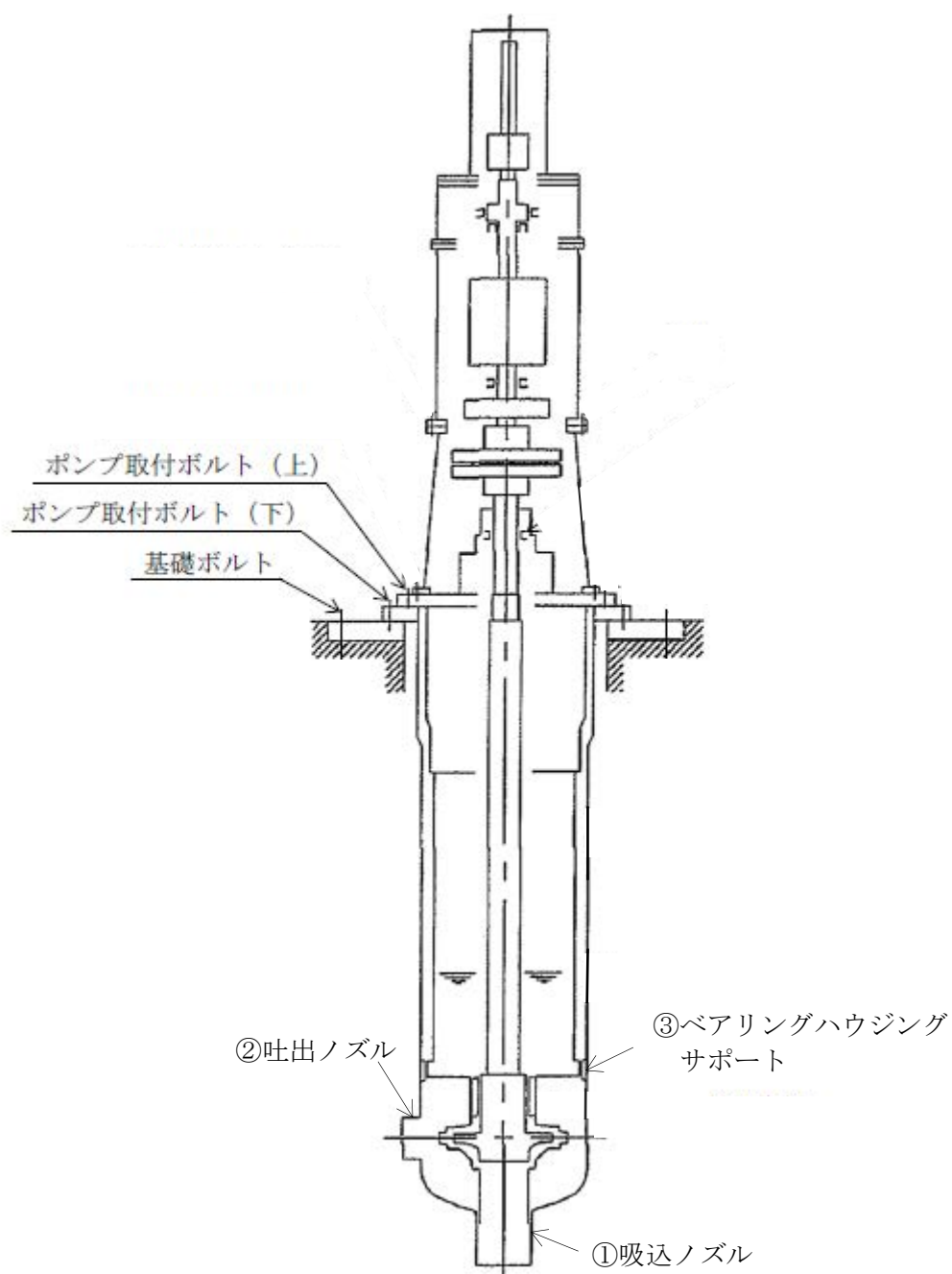
1 次主循環ポンプの耐震評価（設計成立性）

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 _{AS}	一次一般膜応力	30	114
		一次応力	30	171
		一次+二次応力	40	228
	Ⅳ _{AS}	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 _{AS}	引張応力	0	105
			せん断応力	3	80
		Ⅳ _{AS}	引張応力	2	126
			せん断応力	2	96
	ポンプ取付 ボルト(下)	Ⅲ _{AS}	引張応力	0	105
			せん断応力	19	80
		Ⅳ _{AS}	引張応力	3	126
			せん断応力	8	96
	基礎ボルト	Ⅲ _{AS}	引張応力	0	158
			せん断応力	13	122
		Ⅳ _{AS}	引張応力	0	190
			せん断応力	5	146

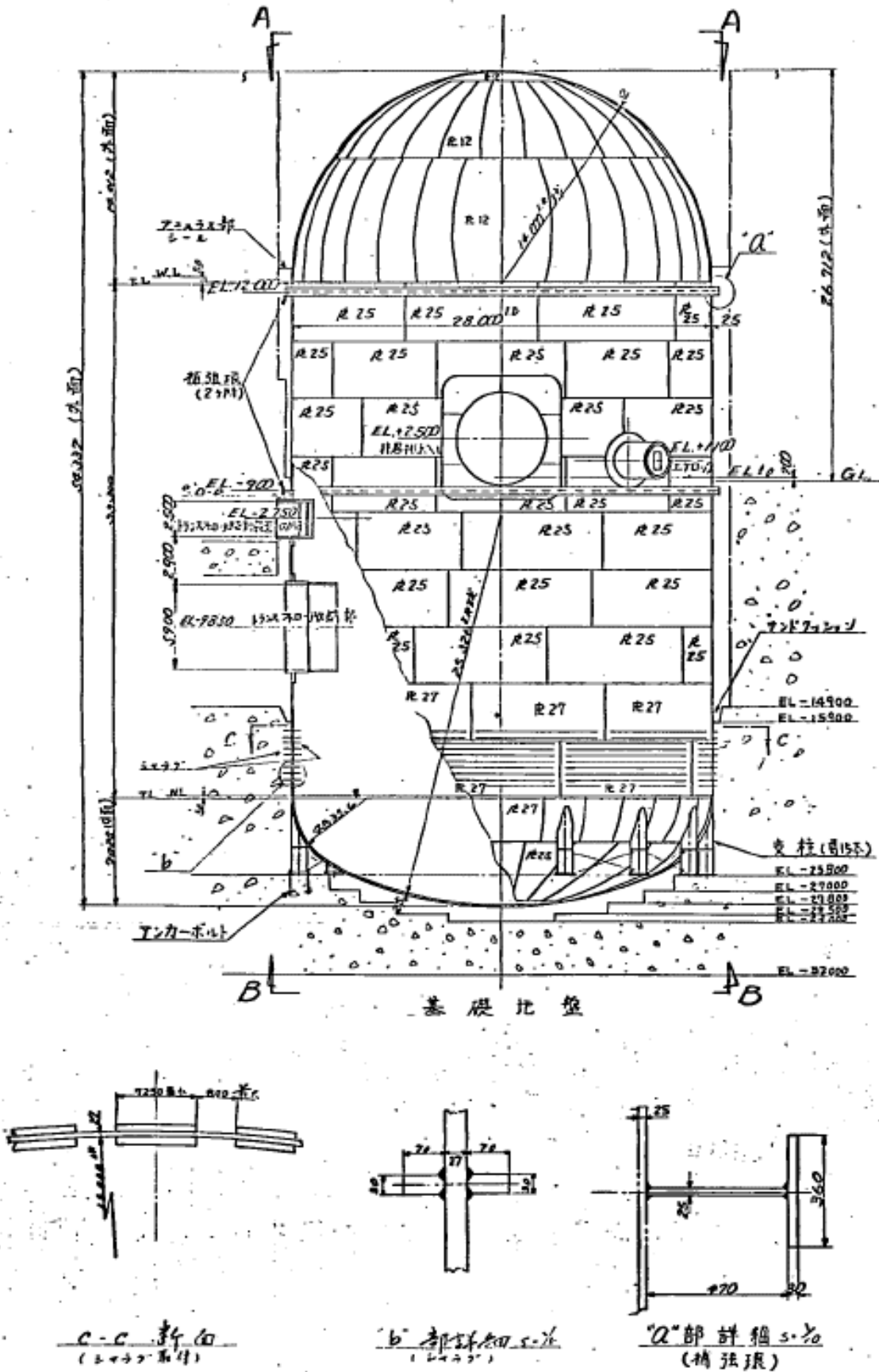
原子炉格納容器の耐震評価（設計成立性）

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。

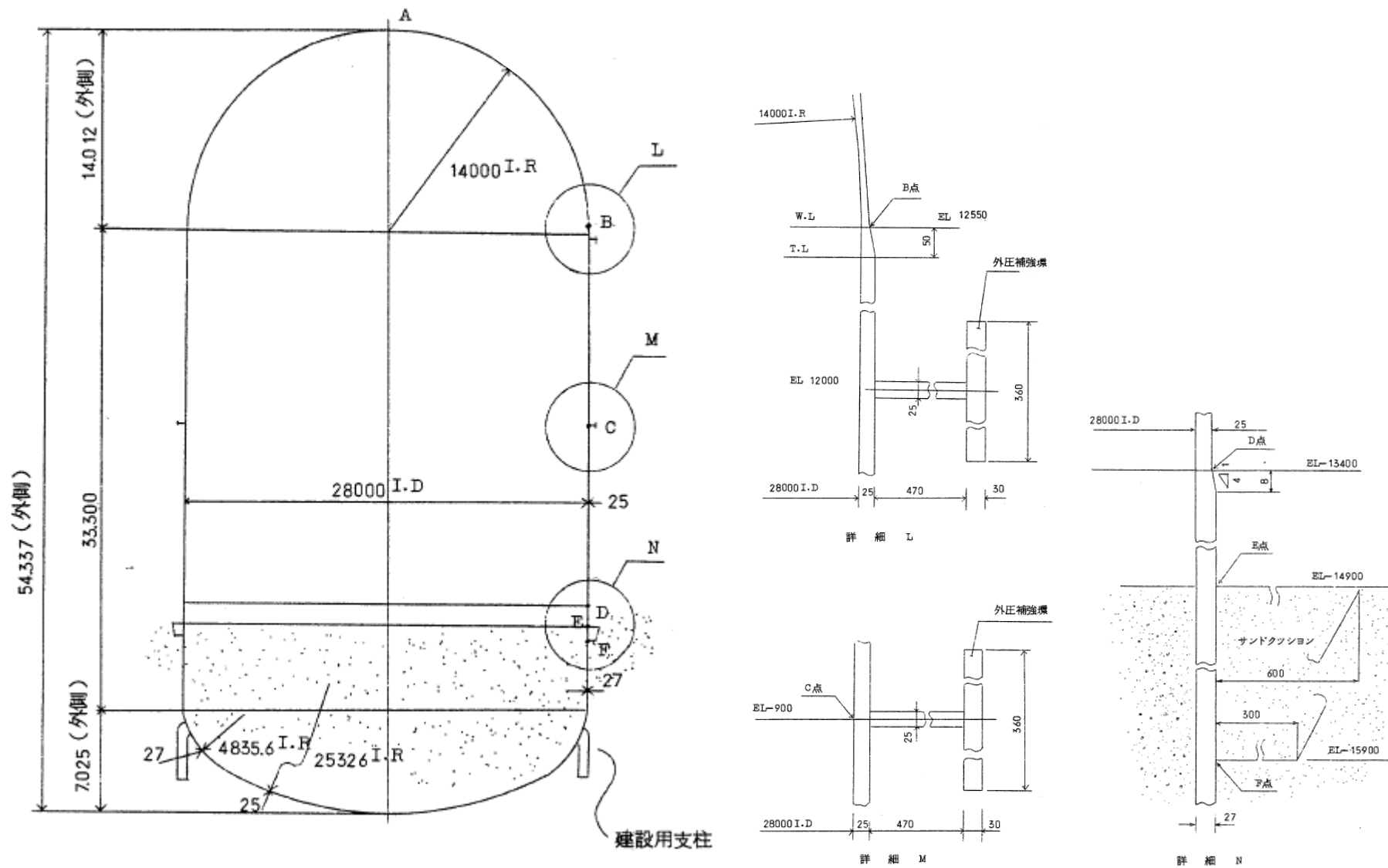
2. 原子炉格納容器の構造及び概要

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

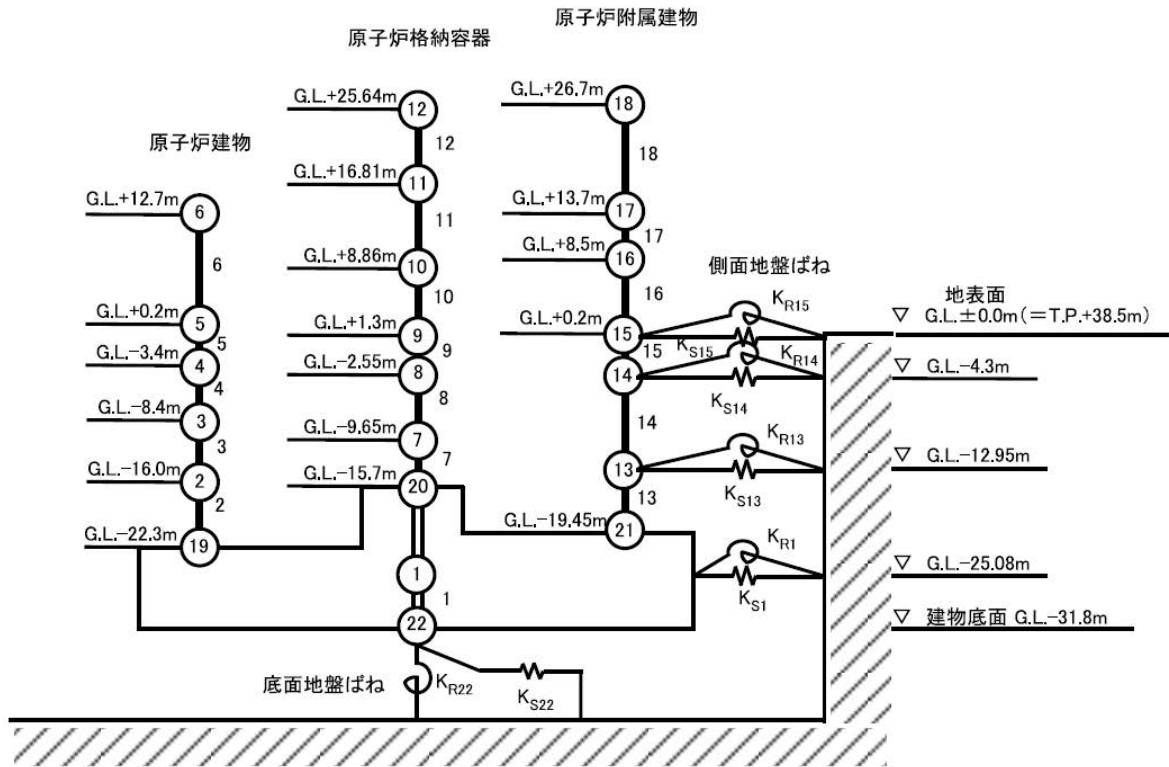
4 条-別紙 12-別添 6-添付 10-2



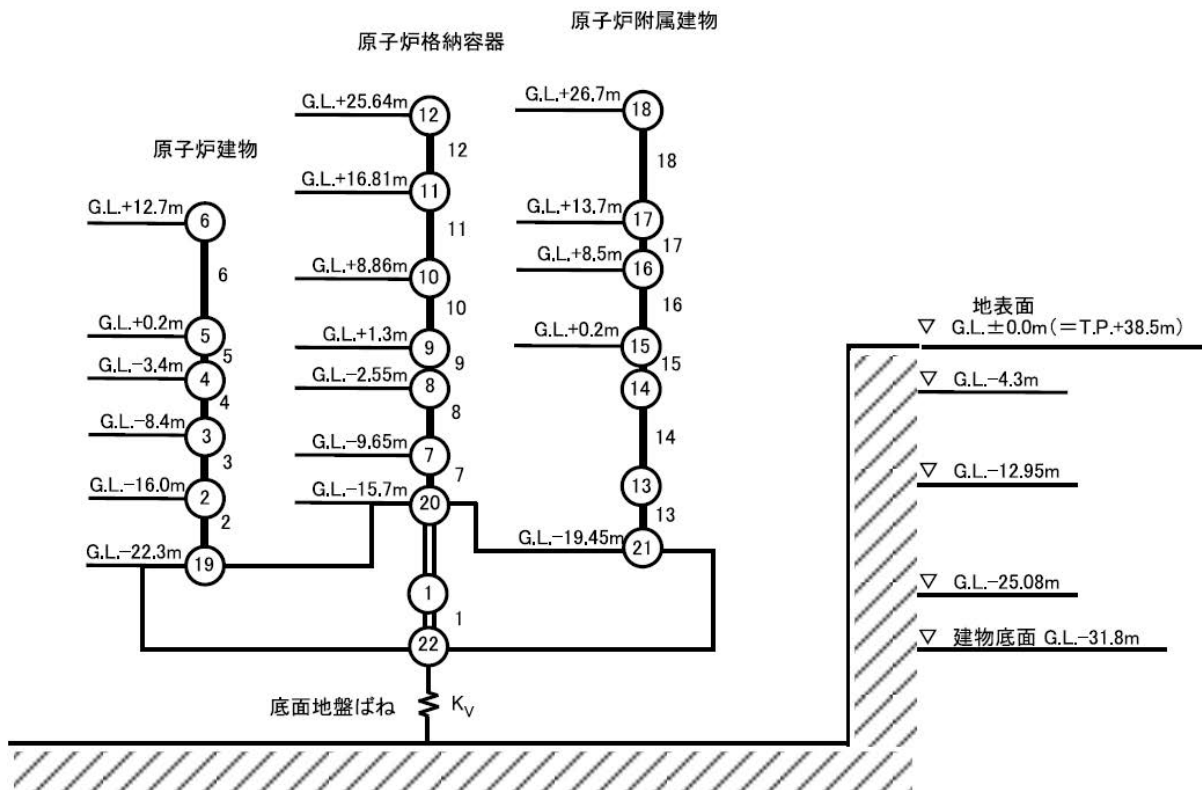
第 2.2 図 主要寸法と評価点

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、シヤラグ）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	○
			シヤラグの曲げ応力	25.0	225	○
Ⅳ _A S	20	F 点	コンクリート 圧縮応力	3.5	16.5	○
			シヤラグの曲げ応力	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。

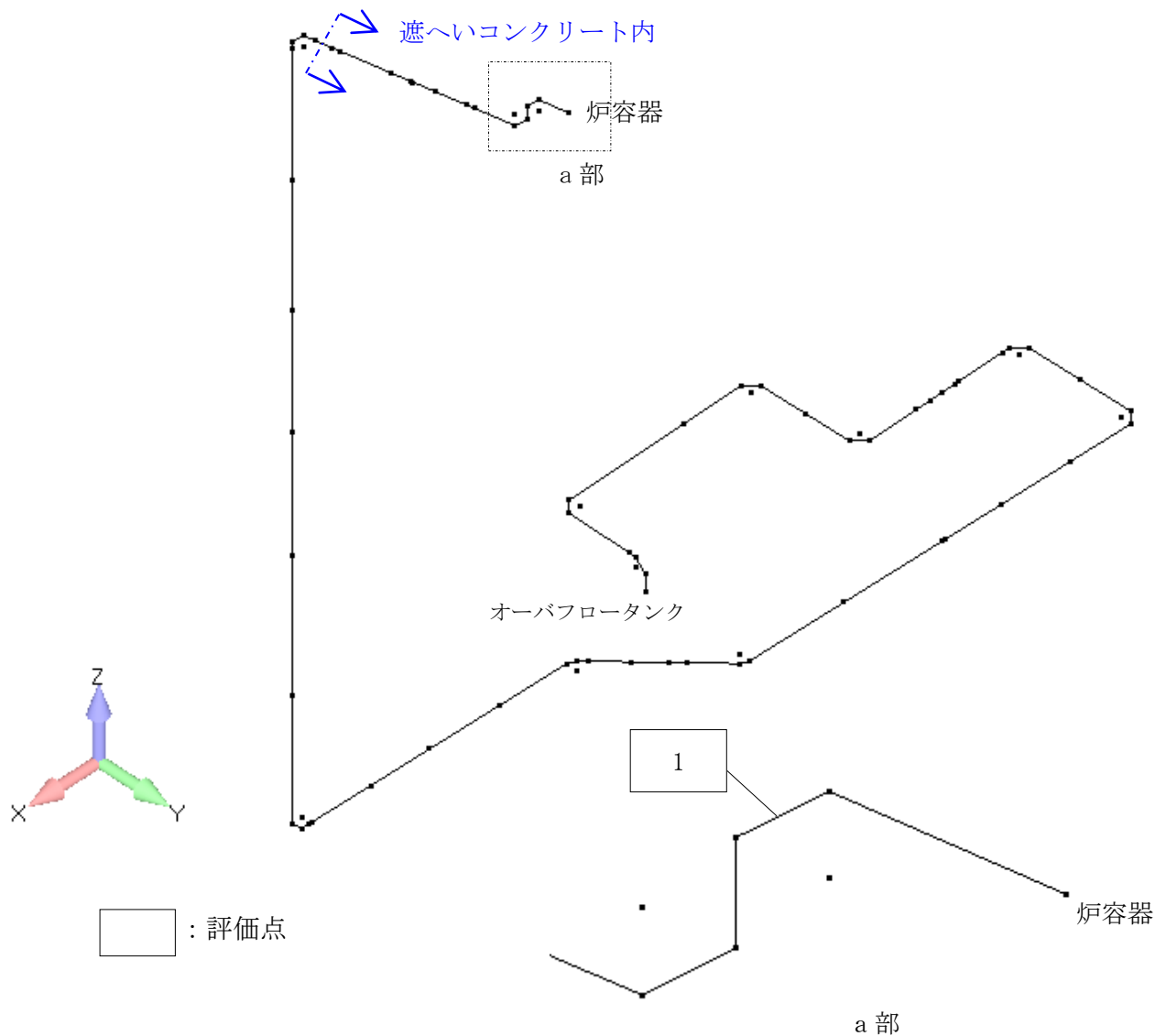
対象配管系は耐震Sクラスの原子炉容器に接続しているため、基準地震動 S_s を用いて応力評価を行い、原子炉容器に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

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⑯）を包絡したスペクトル（減衰定数：2.5%）を用いる。

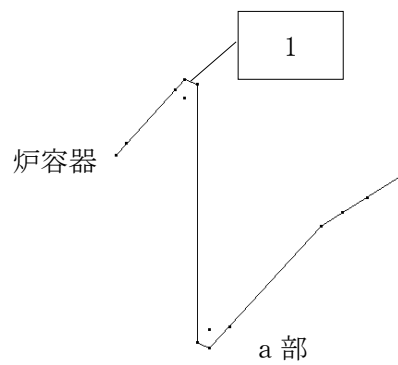
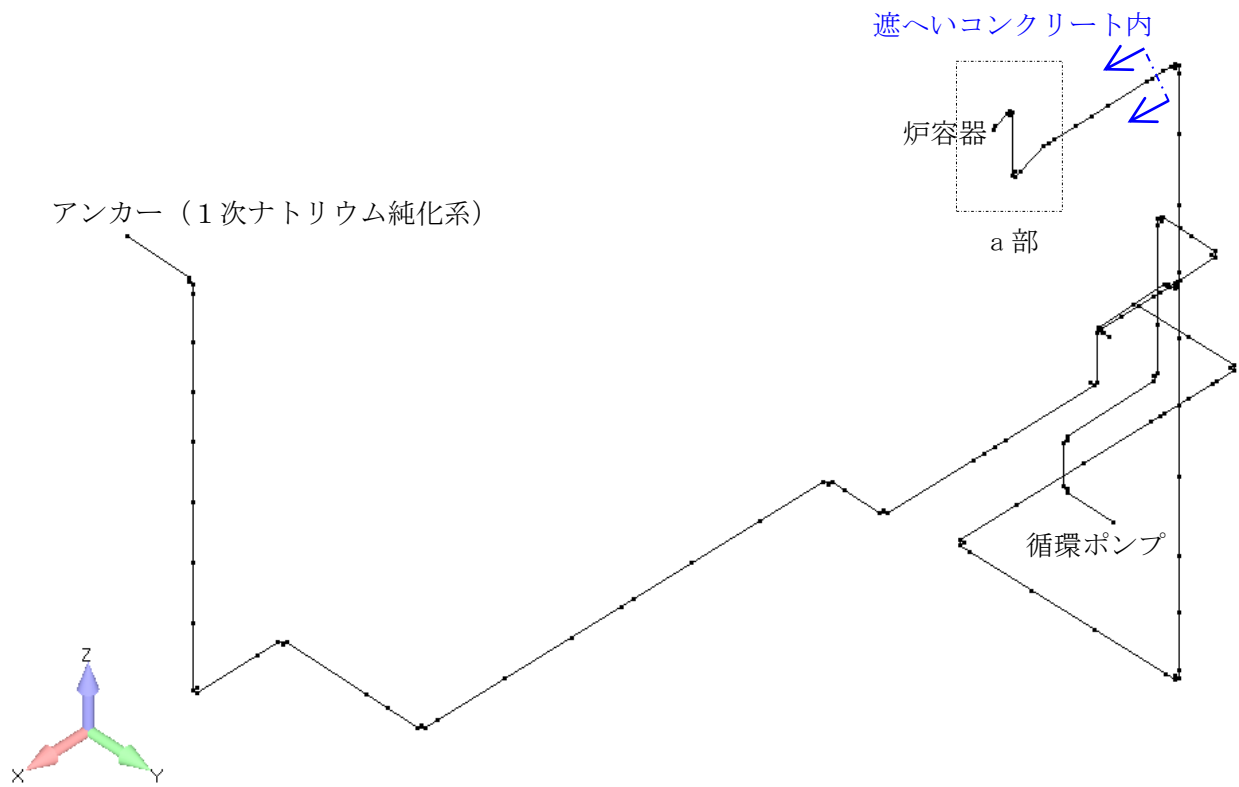
当該配管は、炉周囲遮へいコンクリート外において、一部の配管支持装置の交換等を行う。

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 $\leq 1.2K_sS^*$	25	156
	運転状態Ⅳ	膜 $\leq 2S^*$	3	205
		膜+曲げ $\leq 2K_sS^*$	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。

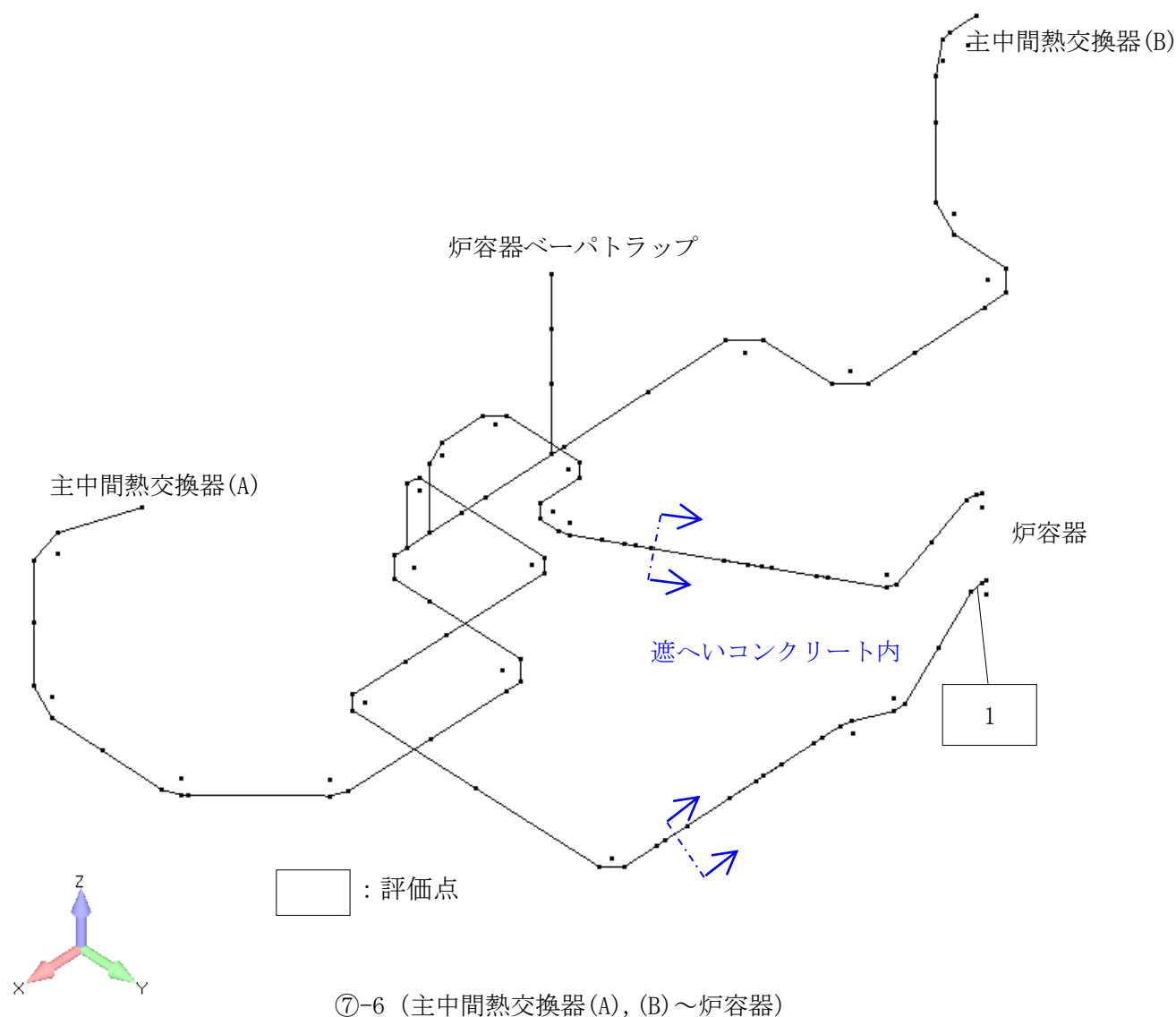
対象配管系は耐震Sクラスの原子炉容器に接続しているため、基準地震動 S_s を用いて応力評価を行い、原子炉容器に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

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。

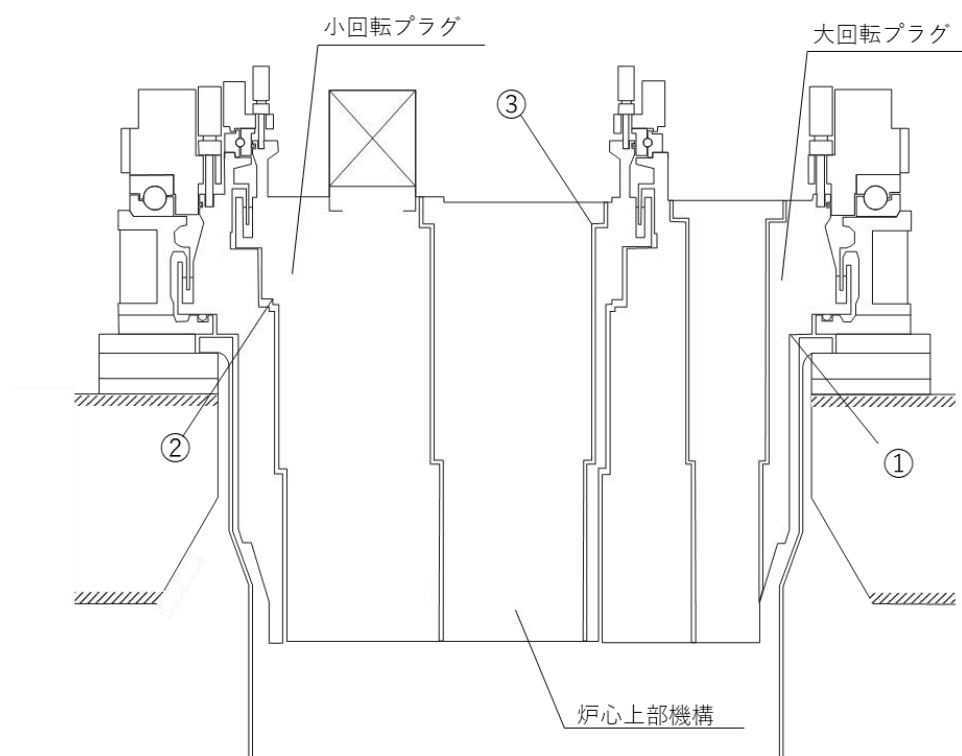
回転プラグの耐震評価（設計成立性）

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

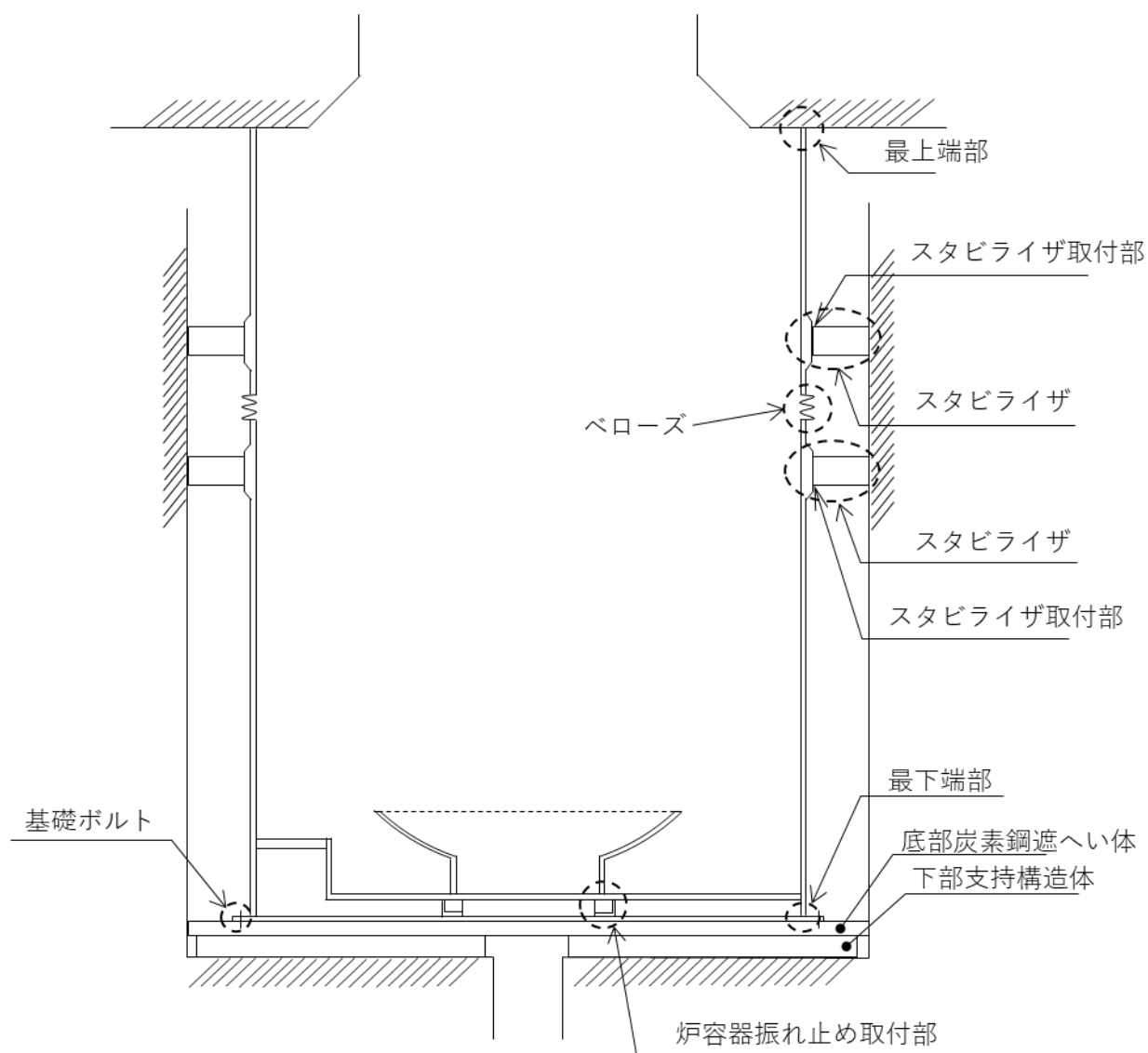
安全容器の耐震評価（設計成立性）

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Ss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	195
	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Ss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

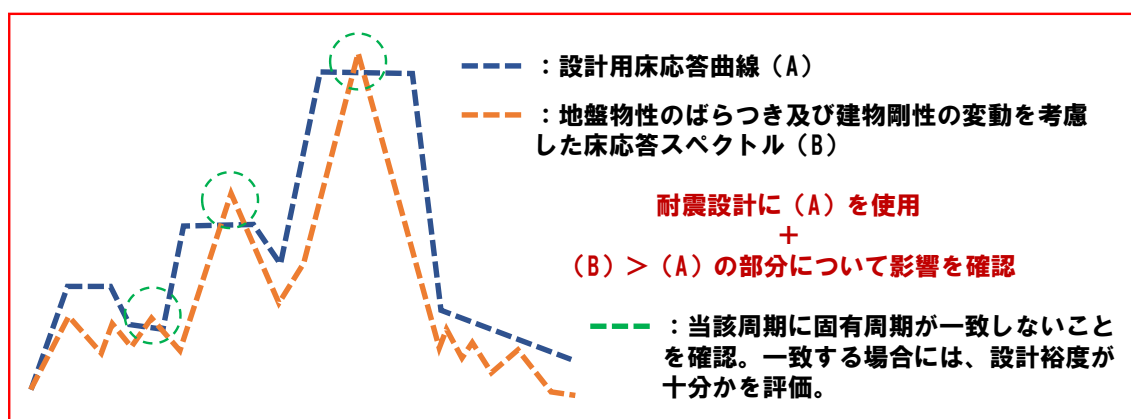
地震応答解析に用いる材料定数は、地盤定数を含む材料物性のばらつきによる変動幅を考慮する。地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動（コンクリート強度のばらつき）について変動幅を設定し、地震応答解析結果から算定される床応答スペクトルにおける影響を検討する。

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。

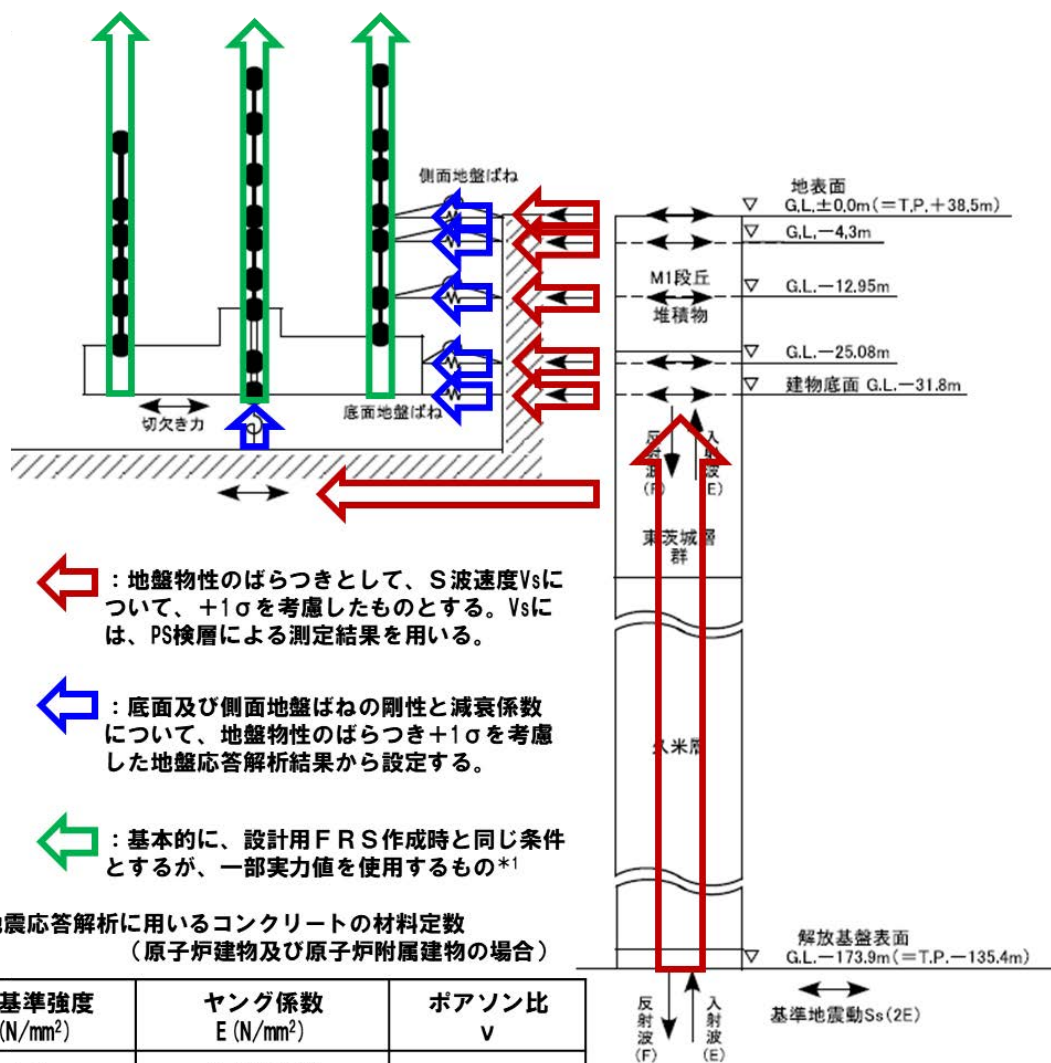
また、同地震応答解析モデルの剛性には、コンクリート強度として設計基準強度を用いているが、構造体コンクリートの強度は、設計基準強度を上回るよう設計されるため、実構造物と地震応答解析モデルとで建物剛性が異なる。

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±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、±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）。



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。



地盤ばねの剛性及び減衰係数について

本資料は、原子炉建物及び原子炉附属建物の地盤ばねの剛性及び減衰係数について、地盤物性値 V_s 平均値と $V_s+1\sigma$ の比較を示す。第 1 表～第 3 表に Ss-2、Ss-6、Ss-D の各地震動に対する(A)地盤物性値の V_s 平均値、(B)地盤物性値の $V_s+1\sigma$ 、両者の比較(B) / (A)を示す。

地盤ばねの評価法は、JEAG4601-1987 及び 1991 追補版に準拠し、基礎底面の地盤ばねは田治見の振動アドミタンス理論により算定し、側面の地盤ばねは Novak の式により算出している。

地盤ばねの剛性、減衰係数はいずれも $V_s+1\sigma$ の方が大きい値となっている。これは、一般的に地盤ばねの剛性は、地盤のせん断弾性係数に比例、せん断弾性係数は V_s の 2 乗に比例するためであり、地盤の逸散減衰を表す減衰係数は、 V_s に比例するためである。

$V_s-1\sigma$ にあつては、地盤ばねの剛性、減衰係数はいずれも小さくなる。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は、 $V_s+1\sigma$ のものに包絡される。

第 1 表 Ss-2 地盤ばねの剛性及減衰係数 (地盤物性値 Vs 平均値と +1σ の比較)

Ss-2 (A) 「常陽」地盤物性値 (基本ケース Vs 平均値) の場合

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平 (kN·s/m) 回転 (kN·m·s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平 (kN·s/m) 回転 (kN·m·s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	5.223E+05	1.986E+05	5.339E+05	2.025E+05	
	14	2.193E+06	8.344E+05	2.689E+06	9.242E+05	
	13	3.384E+06	1.106E+06	4.083E+06	1.218E+06	
	1	1.596E+07	3.209E+06	1.959E+07	3.572E+06	
側面の回転地盤ばね	15	3.376E+08	4.416E+07	3.451E+08	4.517E+07	
	14	1.425E+09	1.904E+08	1.748E+09	2.110E+08	
	13	2.175E+09	2.416E+08	2.631E+09	2.662E+08	
	1	1.052E+10	7.294E+08	1.293E+10	8.128E+08	
基礎底面の地盤ばね	水平	22	2.550E+07	1.505E+06	3.423E+07	1.773E+06
			回転	2.474E+10	4.963E+08	2.815E+10
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	5.997E+07	4.189E+06			

Ss-2 (B) 「常陽」地盤物性値 (Vs+1σ) の場合

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平 (kN·s/m) 回転 (kN·m·s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平 (kN·s/m) 回転 (kN·m·s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	9.417E+05	2.626E+05	9.607E+05	2.671E+05	
	14	2.932E+06	9.619E+05	3.458E+06	1.046E+06	
	13	4.403E+06	1.259E+06	5.088E+06	1.356E+06	
	1	2.181E+07	3.756E+06	2.537E+07	4.066E+06	
側面の回転地盤ばね	15	6.087E+08	5.764E+07	6.209E+08	5.905E+07	
	14	1.905E+09	2.191E+08	2.247E+09	2.384E+08	
	13	2.843E+09	2.744E+08	3.292E+09	2.961E+08	
	1	1.445E+10	8.411E+08	1.682E+10	9.167E+08	
基礎底面の地盤ばね	水平	22	2.812E+07	1.587E+06	3.827E+07	1.880E+06
			回転	2.728E+10	5.444E+08	3.147E+10
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	6.545E+07	4.377E+06			

Ss-2 (B)/(A)

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平 (kN·s/m) 回転 (kN·m·s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平 (kN·s/m) 回転 (kN·m·s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	1.80	1.32	1.80	1.32	
	14	1.34	1.15	1.29	1.13	
	13	1.30	1.14	1.25	1.11	
	1	1.37	1.17	1.30	1.14	
側面の回転地盤ばね	15	1.80	1.31	1.80	1.31	
	14	1.34	1.15	1.29	1.13	
	13	1.31	1.14	1.25	1.11	
	1	1.37	1.15	1.30	1.13	
基礎底面の地盤ばね	水平	22	1.10	1.05	1.12	1.06
			回転	1.10	1.10	1.12
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	1.09	1.04			

第 2 表 Ss-6 地盤ばねの剛性及減衰係数（地盤物性値 Vs 平均値と +1σ の比較）

Ss-6 (A) 「常陽」地盤物性値（基本ケース Vs平均値）の場合

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN・m/rad)	減衰係数 水平(kN・s/m) 回転(kN・m・s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN・m/rad)	減衰係数 水平(kN・s/m) 回転(kN・m・s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	5.396E+05	2.023E+05	5.396E+05	2.023E+05	
	14	2.680E+06	9.186E+05	2.680E+06	9.184E+05	
	13	3.809E+06	1.175E+06	3.809E+06	1.175E+06	
	1	1.732E+07	3.349E+06	1.732E+07	3.349E+06	
側面の回転地盤ばね	15	3.488E+08	4.505E+07	3.488E+08	4.504E+07	
	14	1.741E+09	2.090E+08	1.741E+09	2.089E+08	
	13	2.451E+09	2.564E+08	2.451E+09	2.563E+08	
	1	1.143E+10	7.627E+08	1.143E+10	7.621E+08	
基礎底面の地盤ばね	水平	22	2.796E+07	1.573E+06	2.819E+07	1.613E+06
			回転	2.677E+10	5.112E+08	2.318E+10
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN・s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	5.609E+07	4.030E+06			

Ss-6 (B) 「常陽」地盤物性値 (Vs+1σ) の場合

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN・m/rad)	減衰係数 水平(kN・s/m) 回転(kN・m・s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN・m/rad)	減衰係数 水平(kN・s/m) 回転(kN・m・s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	9.707E+05	2.673E+05	9.707E+05	2.673E+05	
	14	3.569E+06	1.058E+06	3.569E+06	1.058E+06	
	13	4.992E+06	1.342E+06	4.992E+06	1.342E+06	
	1	2.338E+07	3.895E+06	2.338E+07	3.896E+06	
側面の回転地盤ばね	15	6.274E+08	5.887E+07	6.274E+08	5.886E+07	
	14	2.319E+09	2.401E+08	2.319E+09	2.400E+08	
	13	3.225E+09	2.924E+08	3.225E+09	2.923E+08	
	1	1.550E+10	8.764E+08	1.550E+10	8.761E+08	
基礎底面の地盤ばね	水平	22	3.142E+07	1.674E+06	3.171E+07	1.717E+06
			回転	3.009E+10	5.633E+08	2.607E+10
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN・s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	6.214E+07	4.241E+06			

Ss-6 (B)/(A)

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN・m/rad)	減衰係数 水平(kN・s/m) 回転(kN・m・s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN・m/rad)	減衰係数 水平(kN・s/m) 回転(kN・m・s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	1.80	1.32	1.80	1.32	
	14	1.33	1.15	1.33	1.15	
	13	1.31	1.14	1.31	1.14	
	1	1.35	1.16	1.35	1.16	
側面の回転地盤ばね	15	1.80	1.31	1.80	1.31	
	14	1.33	1.15	1.33	1.15	
	13	1.32	1.14	1.32	1.14	
	1	1.36	1.15	1.36	1.15	
基礎底面の地盤ばね	水平	22	1.12	1.06	1.12	1.06
			回転	1.12	1.10	1.12
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN・s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	1.11	1.05			

第3表 Ss-D 地盤ばねの剛性及減衰係数（地盤物性値 V_s 平均値と $+1\sigma$ の比較）

Ss-D (A) 「常陽」地盤物性値（基本ケース V_s 平均値）の場合

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平(kN·s/m) 回転(kN·m·s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平(kN·s/m) 回転(kN·m·s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	5.316E+05	2.001E+05	5.316E+05	2.000E+05	
	14	2.441E+06	8.764E+05	2.441E+06	8.763E+05	
	13	3.524E+06	1.128E+06	3.524E+06	1.128E+06	
	1	1.620E+07	3.234E+06	1.620E+07	3.234E+06	
側面の回転地盤ばね	15	3.435E+08	4.448E+07	3.435E+08	4.448E+07	
	14	1.586E+09	1.991E+08	1.586E+09	1.993E+08	
	13	2.266E+09	2.460E+08	2.266E+09	2.460E+08	
	1	1.068E+10	7.333E+08	1.068E+10	7.330E+08	
基礎底面の地盤ばね	水平 回転	22	2.415E+07	1.468E+06	2.434E+07	1.505E+06
			2.343E+10	4.922E+08	2.026E+10	3.915E+08
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	5.004E+07	3.846E+06			

Ss-D (B) 「常陽」地盤物性値 ($V_s+1\sigma$) の場合

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平(kN·s/m) 回転(kN·m·s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平(kN·s/m) 回転(kN·m·s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	9.614E+05	2.657E+05	9.614E+05	2.654E+05	
	14	3.363E+06	1.027E+06	3.363E+06	1.026E+06	
	13	4.695E+06	1.302E+06	4.695E+06	1.300E+06	
	1	2.228E+07	3.796E+06	2.228E+07	3.798E+06	
側面の回転地盤ばね	15	6.214E+08	5.844E+07	6.214E+08	5.825E+07	
	14	2.186E+09	2.334E+08	2.186E+09	2.327E+08	
	13	3.032E+09	2.840E+08	3.032E+09	2.831E+08	
	1	1.476E+10	8.553E+08	1.476E+10	8.509E+08	
基礎底面の地盤ばね	水平 回転	22	2.789E+07	1.582E+06	2.812E+07	1.620E+06
			2.670E+10	5.462E+08	2.312E+10	4.295E+08
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	5.600E+07	4.027E+06			

Ss-D (B)/(A)

地盤ばねの種別	質点番号	NS		EW		
		剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平(kN·s/m) 回転(kN·m·s/rad)	剛性 水平 (kN/m) 回転 (kN·m/rad)	減衰係数 水平(kN·s/m) 回転(kN·m·s/rad)	
側面の水平地盤ばね	15	1.81	1.33	1.81	1.33	
	14	1.38	1.17	1.38	1.17	
	13	1.33	1.15	1.33	1.15	
	1	1.38	1.17	1.38	1.17	
側面の回転地盤ばね	15	1.81	1.31	1.81	1.31	
	14	1.38	1.17	1.38	1.17	
	13	1.34	1.15	1.34	1.15	
	1	1.38	1.17	1.38	1.16	
基礎底面の地盤ばね	水平 回転	22	1.15	1.08	1.16	1.08
			1.14	1.11	1.14	1.10
地盤ばねの種別	質点番号	UD				
		剛性 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)			
基礎底面の地盤ばね	22	1.12	1.05			

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 ↓ 1.4 × 22.1	2.21 × 10 ⁴ ↓ 1.12* ¹ × 2.21 × 10 ⁴	0.20

*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。

また、原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズルの1次固有周期が0.097sと小さいことに鑑み、1次固有周期が大きい領域での設計成立性を確認するため、1次固有周期：0.784s・最小裕度1.39の1次ナトリウム充填ドレン配管の評価も実施する。

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。

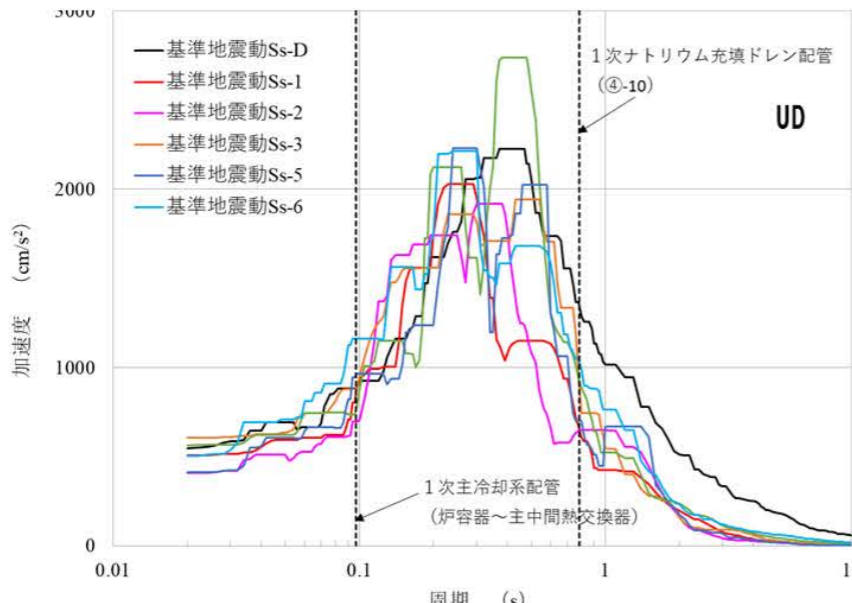
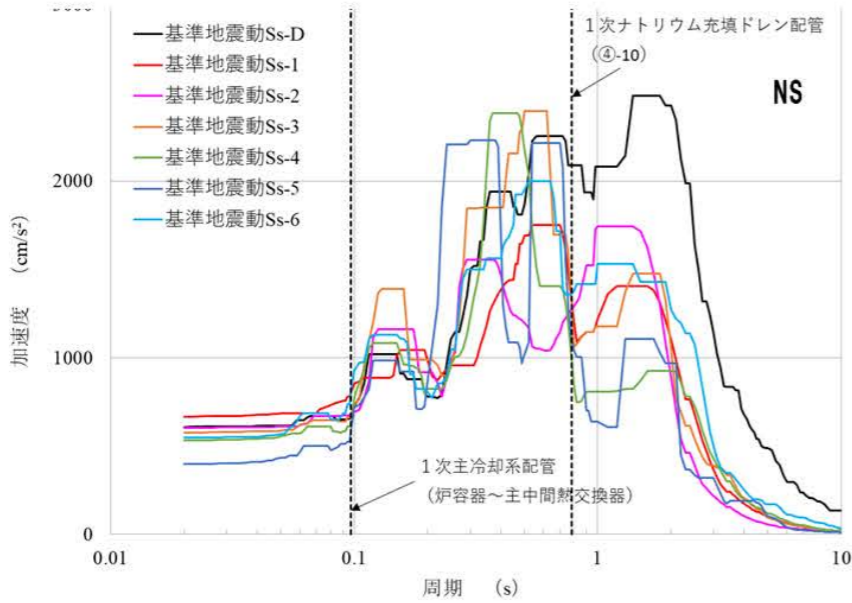
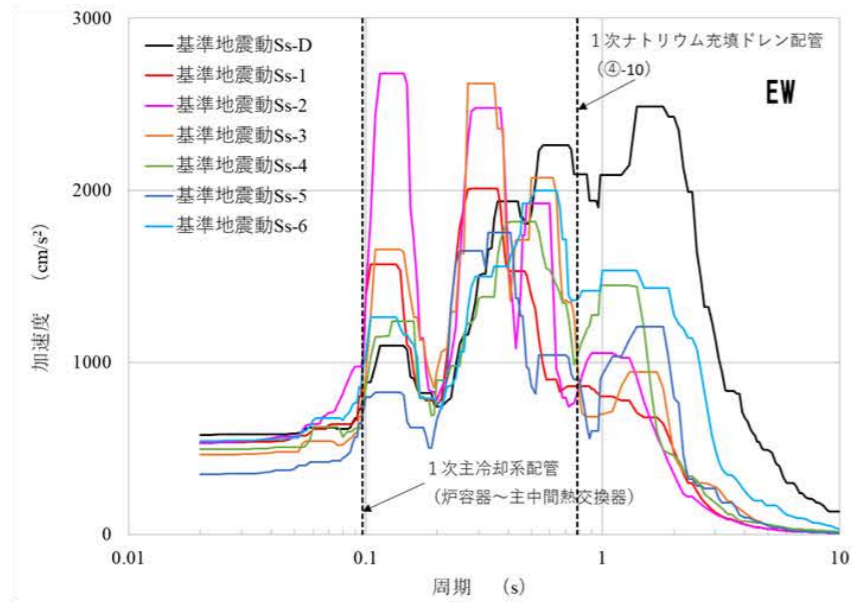
質点④・減衰定数2.5%の設計用床応答曲線の1次固有周期に合致する周期において、水平方向の最大加速度を有する基準地震動Ss-2（EW方向）及び鉛直方向の最大加速度を有する基準地震動Ss-6（UD方向）を代表として影響確認を実施する。

1次ナトリウム充填ドレン配管についても、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1.5%^{*1}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、最大加速度を有する基準地震動Ss-Dを代表として影響確認を実施する。

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）、Ss-Dを代表として用いる。

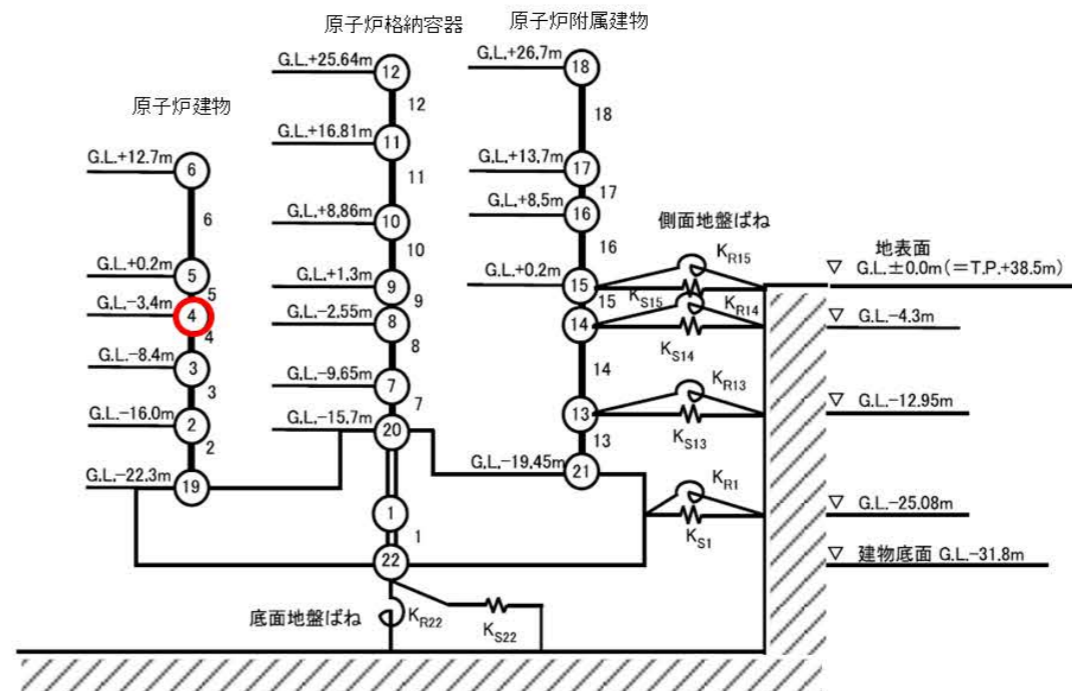
*1： 第1図では、便宜的に、質点④・減衰定数2.5%の設計用応答曲線を用いて、各基準地震動の大小を比較した。減衰定数1.5%における各基準地震動の大小も同じである。



No.	設計成立性確認のための評価対象	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	原子炉附属建物 使用済燃料貯蔵ラック	0.0785	2.51	原子炉附属建物-質点⑬	1.0
6	原子炉附属建物 水冷却池	—	13.7	建物の解析結果により評価	—
7	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
8	主中間熱交換器	0.083	1.76	原子炉建物-質点④	1.0
9	1次主循環ポンプ	0.137	1.82	原子炉建物-質点④	1.0
10	格納容器	—	2.85	建物と一体のモデルによる解析結果で評価	—
【波及的影響を考慮する機器等】					
1	1次オーバフロー系配管	0.489	3.13	原子炉建物-質点②③④⑱	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

— 基準地震動Ss-D
 — 基準地震動Ss-1
 — 基準地震動Ss-2
 — 基準地震動Ss-3
 — 基準地震動Ss-4
 — 基準地震動Ss-5
 — 基準地震動Ss-6

原子炉建物 質点4
 減衰定数 2.5%



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

最小裕度の設定方法

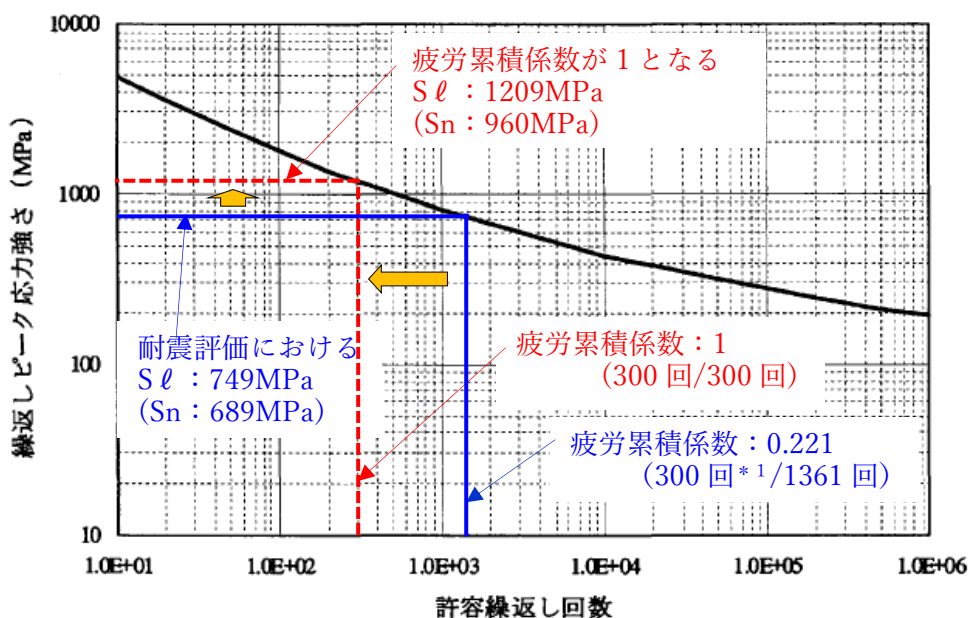
地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動に係る影響確認では、裕度が小さいものを対象に、その設計成立性に着目した評価を実施する。当該裕度には、耐震評価により得られた各機器・配管系の裕度（許容値/発生値）のうち、最も小さい裕度を用いる（一次応力、一次＋二次応力他）。

疲労評価を行う場合の裕度は、疲労累積係数を用いるのではなく、一次＋二次応力を用いている。1次ナトリウム充填ドレン配管の裕度の設定方法を以下に示す。当該配管は、一次＋二次応力：689MPaを用いて疲労累積係数：0.221を算出し疲労評価を行っているが、裕度は下図に示す関係により、一次＋二次応力の比：1.39（960MPa(疲労累積係数 1 に相当)/689MPa(耐震評価)）としている。

<JSME 設計・建設規格(2005年版)第I編より>

付録材料図表 Part 8 図2 設計疲労線図（オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金） 05

（繰返しピーク応力強さが194MPaを超えるもの）



S_0 : 繰返しピーク応力強さ

S_n : 一次＋二次応力強さ

* 1 : 繰返し回数は JIAG4601-1987 に示すエネルギー換算法に基づき設定している。

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
(設計成立性確認の代表機器・配管系)

設計成立性確認の代表機器・配管系のうち、裕度が最も小さい原子炉容器の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いる。

影響確認において代表として使用する基準地震動 Ss-2 (EW 方向) 及び基準地震動 Ss-6 (UD 方向) について、地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮して策定した床応答スペクトル(影響確認用 FRS)を、設計用床応答曲線(設計用 FRS)と比較した結果を第1図に示す。

当該機器の1次固有周期において、水平・鉛直ともに、設計用 FRS は影響確認用 FRS を上回っている。

原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズルの最小裕度は1.26であるが、1次固有周期から短周期側の周期帯で設計用 FRS を上回る最大加速度比率(影響確認用 FRS/設計用 FRS の最大値)は、1.1以下*1であり最小裕度を下回っている。

また、設計成立性確認の代表機器・配管系のうち、1次固有周期が大きく、かつ裕度が小さい1次ナトリウム充填ドレン配管について、影響確認において代表として使用する基準地震動 Ss-D について、影響確認用 FRS を、設計用 FRS と比較した結果を第2図に示す。

当該機器の1次固有周期において、水平・鉛直ともに、設計用 FRS は影響確認用 FRS を上回っている。

1次ナトリウム充填ドレン配管の最小裕度は1.39であるが、1次固有周期から短周期側の周期帯で設計用 FRS を上回る最大加速度比率(影響確認用 FRS/設計用 FRS の最大値)は、1.2以下*2であり最小裕度を下回っている。

原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズル、1次ナトリウム充填ドレン配管以外の代表機器・配管系の最小裕度は1.6以上であり、原子炉容器の1次ナトリウム入口ノズル及び1次ナトリウム充填ドレン配管で確認した最大加速度比率1.2に対して大きな裕度を有している。

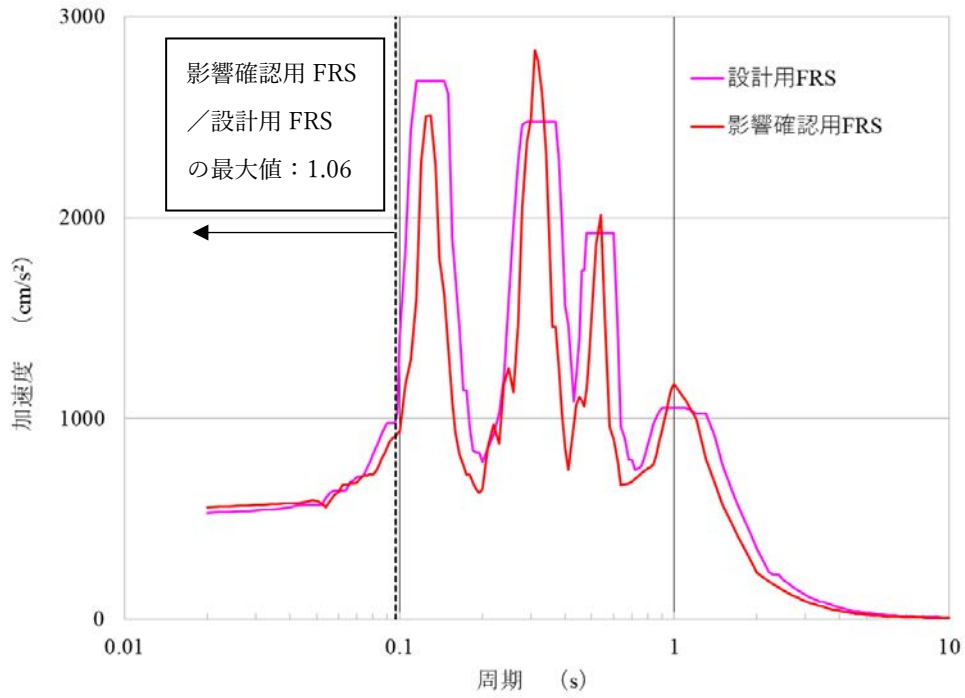
なお、代表機器・配管系は Ss-D、Ss-1～6 の7波を包絡し、支持される各フロアを包絡させた設計用 FRS を用いていることから保守的な評価を行っている。

以上から、地盤物性のばらつきと建物剛性の変動に係る影響は生じないと評価できる。

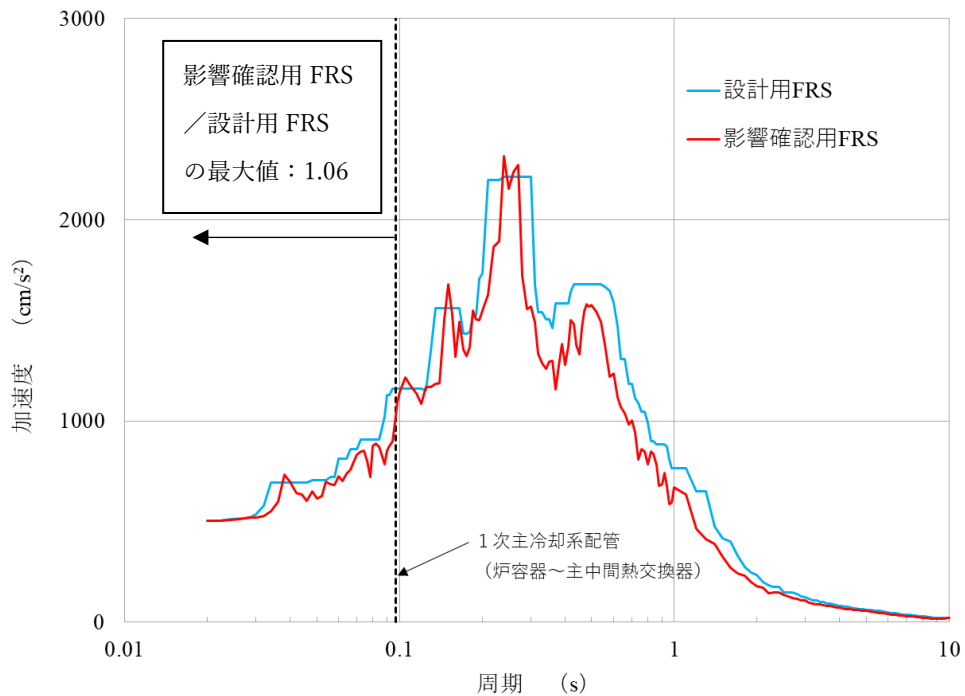
*1 1次固有周期から短周期側の周期帯で設計用 FRS を上回る最大加速度比率(影響確認用 FRS/設計用 FRS の最大値): EW 方向 1.06、NS 方向 1.03、UD 方向 1.06

*2 1次固有周期から短周期側の周期帯で設計用 FRS を上回る最大加速度比率(影響確認用 FRS/設計用 FRS の最大値): EW 方向 1.17、NS 方向 1.17、UD 方向 1.05

【Ss-2 (EW 方向) / 減衰定数 : 0.025 / 原子炉建物 質点④】

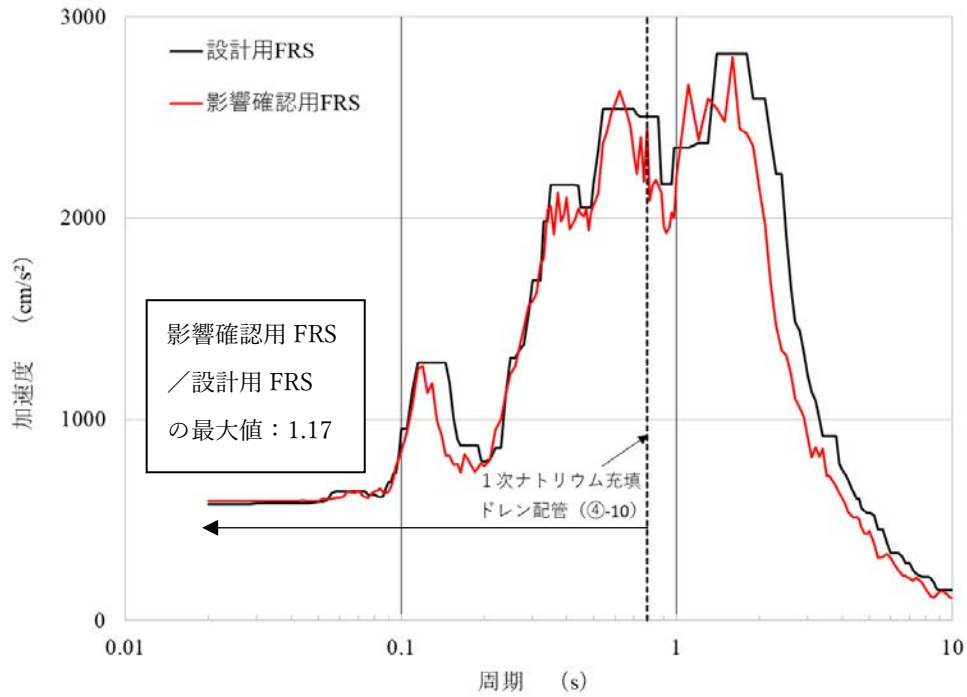


【Ss-6 (UD 方向) / 減衰定数 : 0.025 / 原子炉建物 質点④】

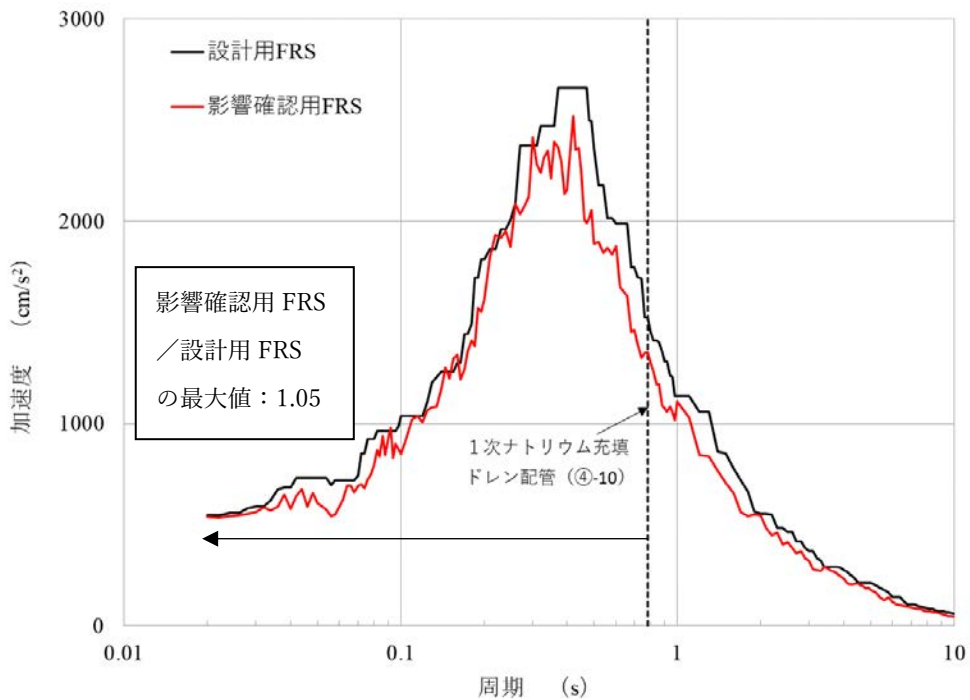


第 1 図 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮して策定した床応答スペクトル
(原子炉容器の 1 次ナトリウム入口ノズル)

【Ss-D (EW 方向) / 減衰定数 : 0.015 / 原子炉建物 質点④】



【Ss-D (UD 方向) / 減衰定数 : 0.015 / 原子炉建物 質点④】



第2図 地盤物性のばらつき及び建物剛性の変動を考慮して策定した床応答スペクトル
(1次ナトリウム充填ドレン配管)