

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）  
の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書  
（制御棒案内管の製作）の一部補正について

（原子炉本体の構造及び設備の一部変更）

令和2年2月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



令 0 1 原機 ( 科 研 ) 0 3 2

令 和 2 年 2 月 6 日

原子力規制委員会 殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 児玉 敏雄

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（制御棒案内管の製作）の一部補正について

（原子炉本体の構造及び設備の一部変更）

平成23年8月19日付け23原機（科研）020をもって申請しました独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（制御棒案内管の製作）について、下記のとおり一部補正いたします。



## 記

### 1. 名称及び住所並びに代表者の氏名の変更

申請書記載事項第1号「名称及び住所並びに代表者の氏名」について、次のとおり変更する。

(変更前)

名 称	独立行政法人日本原子力研究開発機構
住 所	茨城県那珂郡東海村村松4番地49
代表者の氏名	理事長 鈴木 篤之

(変更後)

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1
代表者の氏名	理事長 児玉 敏雄

### 2. 変更に係る事業所の名称及び所在地の変更

申請書記載事項第2号「変更に係る事業所の名称及び所在地」について、次のとおり変更する。

(変更前)

名 称	独立行政法人日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター原子力科学研究所
所 在 地	茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の4

(変更後)

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所
所 在 地	茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4

### 3. 設計及び工事に係る品質管理の方法等の追加

申請書記載事項第4号「変更理由」を申請書記載事項第5号とし、申請書記載事項第4号に「設計及び工事に係る品質管理の方法等」を次のとおり追加する。

(変更前)

(記載なし)

(変更後)

「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に適合するよう、変更に係る設計及び工事の品質管理を行う。

#### 4. 別紙の一部補正

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉施設（JRR-3 原子炉施設）の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（制御棒案内管の製作）の別紙を以下のとおり一部補正する。

設計及び工事の方法（制御棒案内管の製作）及び添付書類を別添のとおりに変更する。

以上

別添

別紙

# 設計及び工事の方法

(制御棒案内管の製作)

## 目 次

1. 構成及び申請範囲 .....	本-1
2. 準拠した基準及び規格 .....	本-1
3. 設計 .....	本-2
3.1 設計条件 .....	本-2
3.2 設計仕様 .....	本-2
4. 工事の方法 .....	本-5
4.1 工事の方法及び手順 .....	本-5
4.2 試験検査項目及び方法 .....	本-5

1. 構成及び申請範囲

原子炉本体は、次の各設備から構成される。

- (1) 炉心
- (2) 燃料体
- (3) 減速材及び反射材
- (4) 原子炉容器
- (5) 放射線遮蔽体

上記のうち、(1) 炉心は、次の各設備から構成される。

- イ. 照射筒
- ロ. 炉心構造体
- ハ. 重水タンク

上記のうち、ロ. 炉心構造体は、次の各設備から構成される。

- (イ) 格子板A
- (ロ) 格子板B
- (ハ) 格子板支持胴
- (ニ) プレナム
- (ホ) 制御棒案内管
- (ヘ) ベースプレート
- (ト) 反射体押さえ

今回申請する範囲は、(1)のロ. の(ホ) 制御棒案内管の製作に関するものである。

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」

「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」

(平成 25 年原子力規制委員会規則第 21 号)

「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」

(昭和 62 年総理府令第 11 号)

「日本産業規格 (JIS)」

### 3. 設計

#### 3.1 設計条件

制御棒案内管の設計条件は、以下のとおりである。

名称	制御棒案内管
機器種別	第3種支持構造物
耐震条件	S
流体の種類	軽水
最高使用温度	100 °C

#### 3.2 設計仕様

制御棒案内管の設計仕様は、以下のとおりである。

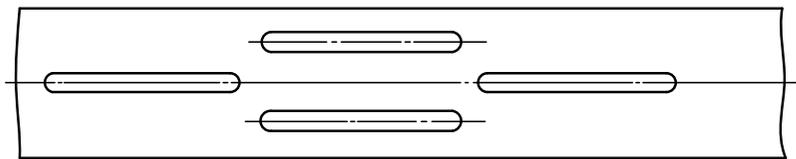
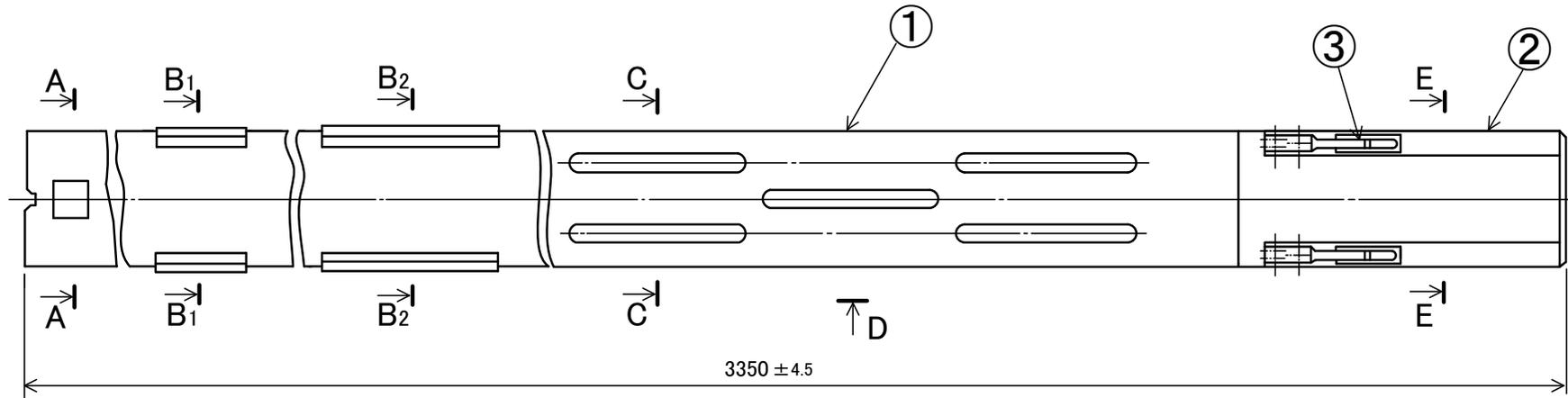
名称		制御棒案内管
形式		角管形
主要寸法	外寸法 (mm)	77 × 77
	内寸法 (mm)	66.2 × 66.2
	厚さ (mm)	5
	長さ (mm)	3350
主要材料	プラグ	A6063BE-T6 (JIS H 4040) *
	案内管	A6063S-T6 (JIS H 4100) *
	バネ	SUS630 (JIS G 4303)
個数		4
図		図-1
表		表-1

\* 「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」を満足するもの。

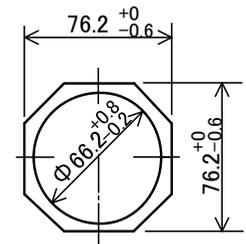
表-1 主要寸法及び公差

測定箇所	寸法 (mm)	公差 (mm)
長さ	3350	±4.5
断面 AA 外寸法	76.2 × 76.2	±0.6
断面 AA 内寸法	66.2 × 66.2	±0.8
断面 B <sub>1</sub> B <sub>1</sub> 外寸法	77 × 77	±0.1
断面 B <sub>1</sub> B <sub>1</sub> 内寸法	66.2 × 66.2	±0.8
断面 B <sub>2</sub> B <sub>2</sub> 外寸法	77 × 77	+0.2 -0
断面 B <sub>2</sub> B <sub>2</sub> 内寸法	66.2 × 66.2	±0.8
断面 CC 外寸法	76.2 × 76.2	±0.6
断面 CC 内寸法	66.2 × 66.2	±0.8
断面 EE 外寸法	76.2 × 76.2	+0 -0.6
断面 EE 内径 (φ)	66.2	+0.8 -0.2

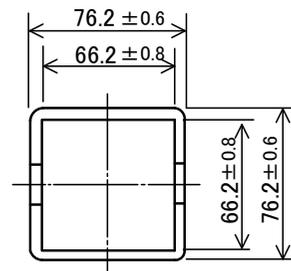
※測定箇所は図-1 参照。



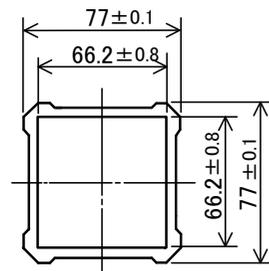
Dカラ見ル



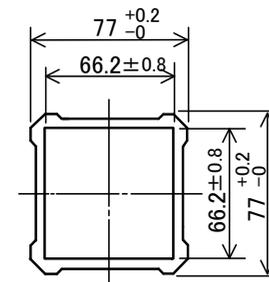
断面 E E



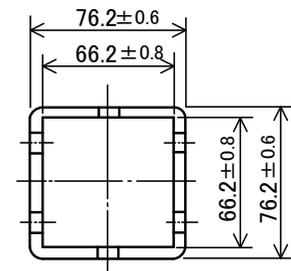
断面 A A



断面 B1 B1



断面 B2 B2



断面 C C

3	バネ	4	SUS630
2	プラグ	1	A6063BE-T6
1	案内管	1	A6063S-T6
番号	品名	個数	材料
部品表			

単位: mm

図-1  
制御棒案内管の構造図

#### 4. 工事の方法

##### 4.1 工事の方法及び手順

本申請に係る工事の方法及び手順を図-2 に示す。

制御棒案内管の製作は、構成部品の案内管、プラグ、バネの元になる材料を切断、機械加工を行う。次に案内管とプラグを組立溶接、機械加工し、さらにバネを4つ組付ける。最後に、現地に搬入した段階で外観検査を実施し、本原子炉施設内に保管する。

なお、製作以降、制御棒案内管の交換作業は、その他安全機能を有する施設等に影響を及ぼすことがないように、保安規定等に従い実施する。

##### 4.2 試験検査項目及び方法

試験・検査は、工事の工程に従い、次の項目について図-2に示すとおり実施する。

###### (1) 材料検査

方法：制御棒案内管の材料を、材料証明書等により確認する。

判定：制御棒案内管の材料が、3.2 設計仕様に記載された材料であること。

###### (2) 外観検査

方法：制御棒案内管の外表面について、目視により外観を確認する。

判定：制御棒案内管の外表面に、機能上有害な傷、割れ及び変形がないこと。

###### (3) 寸法検査

方法：制御棒案内管の表-1 に示す各主要寸法について、測定器（鋼製巻尺、ノギス等）を用いて測定する。

判定：制御棒案内管の表-1 に示す各主要寸法が、それぞれ公差内であること。

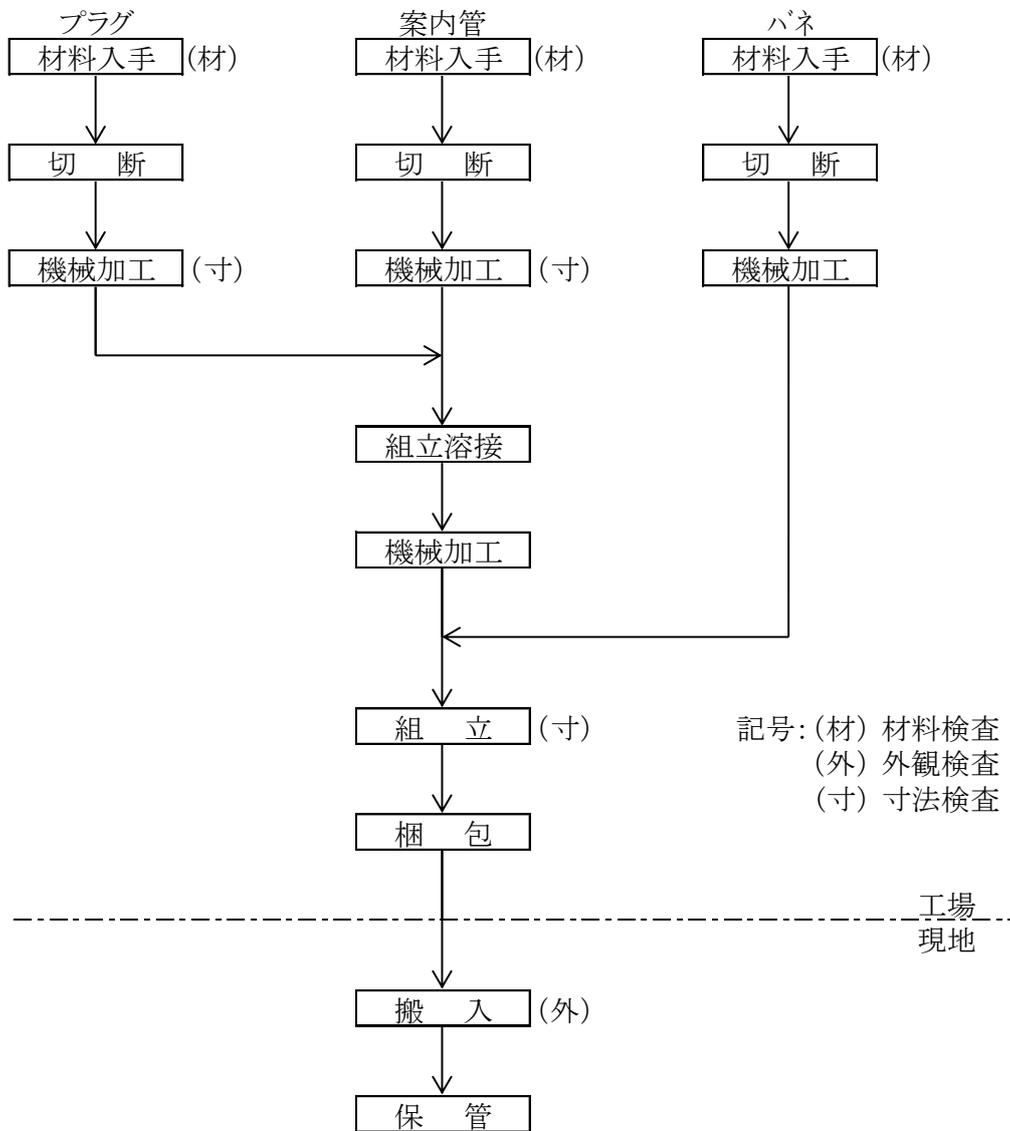


図-2 製作及び工事のフロー

## 添付書類

1. 制御棒案内管の耐震性に関する説明書
  - 1-1. 耐震性に関する説明書
  - 1-2. 申請設備に係る耐震設計設備の基本方針
    - 1-2-1. 原子炉本体の地震応答解析
    - 1-2-2. 制御棒案内管の耐震強度評価
2. 制御棒案内管の耐熱及び耐放射線強度について
3. 制御棒案内管に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」との適合性
4. 制御棒案内管に係る「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」との適合性
5. JRR-3原子炉施設に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性説明の要否について



# 1. 制御棒案内管の耐震性に関する説明書



## 1 - 1. 耐震性に関する説明書

## 目次

1. 耐震設計の基本方針	添-1-1-1
2. 耐震設計上の重要度分類	添-1-1-1
3. 地震力の算定法	添-1-1-2
4. 荷重の組合せと許容限界	添-1-1-3
4.1 耐震設計上考慮する状態	添-1-1-3
4.2 荷重の種類	添-1-1-4
4.3 荷重の組合せ	添-1-1-4
4.4 許容限界	添-1-1-5
5. 耐震性評価	添-1-1-6
5.1 耐震性評価の考え方	添-1-1-6
5.2 水平2方向及び鉛直方向の組合せに関する評価手法	添-1-1-6
5.3 建物・構築物及び機器・配管系の耐震性評価	添-1-1-6
6. 減衰定数	添-1-1-7
7. 設計用床応答スペクトル	添-1-1-8

## 1. 耐震設計の基本方針

耐震設計の基本方針は原子炉設置変更許可申請書に従い、次のように定める。

原子炉施設の耐震設計は、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及びその解釈の基本的考えを参考にして以下の項目に従って行い、基準地震動による地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう原子炉施設に十分な耐震性をもたせる。

- (1) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、原子炉プール水の喪失を防止し、炉心部が露出しない構造とする。
- (2) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、安全に核的停止ができる機能を有する。
- (3) 重要度分類及び地震によって安全機能が喪失した場合の放射線による周辺公衆への影響の程度に応じて、原子炉施設の耐震設計上の重要度を3つのクラスに分類する。
- (4) 原子炉施設の構造設計及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

## 2. 耐震設計上の重要度分類

### (1) 分類の原則

原子炉施設の耐震設計上の重要度を次のS、B、Cのクラスに分類する。

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（安全機能の喪失による周辺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。）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。

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。

### (2) 重要度によるクラス別施設

プール型炉であることの特徴を考慮し、耐震設計上の重要度分類に従った各クラスに属する施設を以下に示す。また、Sクラスの施設が、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。その際、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、Sクラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響並びに下位クラス施設の損傷、転倒、落下等によるSクラス施設への影響を考慮する。

Sクラス：

- (a) 炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系
- (b) 炉心から取り出した直後の使用済燃料を貯蔵するための施設
- (c) 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
- (d) その他

Bクラス：

- (a) 1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- (b) 1次冷却系に直接つながっている施設
- (c) 十分冷却した使用済燃料を保管するための施設
- (d) 放射性廃棄物を内蔵している施設
- (e) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設
- (f) 放射性物質の放出を伴うような場合その外部放散を抑制するための施設
- (g) 放射線の監視をするための設備
- (h) 重水を内蔵している施設
- (i) 炉心を保護する施設
- (j) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- (k) その他

Cクラス：

- (a) Sクラス、Bクラスに属さない施設

### 3. 地震力の算定法

原子炉施設は、以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力に対して耐えるよう設計する。

(1) 静的地震力

a. 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 $C_i$ に、次に示す施設の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ものとする。

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以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

Sクラスの施設については、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以上を基準とし、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ものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

## b. 機器・配管系

耐震重要度分類の各クラスの地震力は、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て、当該水平震度及び上記 a. の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。なお、水平地震力と鉛直地震力と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クラスの施設及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設については、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適用する。弾性設計用地震動は基準地震動の応答スペクトルとの比率を 0.5 倍として設定する。Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じたものに基づく地震力を適用する。基準地震動及び弾性設計用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たものとして算定する。また、J R R - 3 原子炉施設の設計用地震動は原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動  $S_{s-1}$  から  $S_{s-4}$ 、 $S_{s-D}$  を用いる。基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルを図 1-1 に、時刻歴波形を図 1-2 及び図 1-3 に示す。

## 4. 荷重の組合せと許容限界

### 4.1 耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。

#### (1) 建物・構築物

##### (i) 運転時の状態

原子炉施設が運転状態にあり、通常自然条件下におかれている状態。ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

##### (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

##### (i) 通常運転時の状態

原子炉の起動、停止、出力運転及び燃料交換等が計画的に行われた場合、運転条件が所定の制限値内にある運転状態。

##### (ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画

されていない状態。

(iii) 設計基準事故時の状態

運転時の異常な過渡変化時を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される設計基準事故事象が発生した状態。

#### 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、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重。

(ii) 運転時の状態で施設に作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

ただし、設計基準事故時に建物・構築物に加わる荷重は特でない。

(iv) 地震力

地震力には、地震時土圧、機器・配管からの反力、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

(i) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(iv) 地震力

#### 4.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下による。

(1) 建物・構築物

(i) 地震力と常時作用している荷重、運転時（通常運転時、運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。

(2) 機器・配管

(i) 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組み合わせる。

(ii) 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組み合わせる。

(iii) 地震によって引き起こされるおそれがなく、かつその事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には地震力とは組み合わせない。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

(i) Sクラスの施設においては、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向

に作用するものとする。

- (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い場合がある。
- (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てもよいものとする。
- (iv) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物等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クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

#### 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する。

###### (ii) B、Cクラスの建物・構築物

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。

##### (2) 機器・配管

###### (i) Sクラスの機器・配管

- (a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界降伏応力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限度に応力を制限する。

###### (ii) B、Cクラスの機器・配管

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。

## 5. 耐震性評価

### 5.1 耐震性評価の考え方

Sクラスである建物・構築物及び機器・配管系については、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく入力地震動によって耐震性を確認する。

### 5.2 水平2方向及び鉛直方向の組合せに関する評価手法

施設の耐震設計では、施設の構造から地震力の方向に対して弱軸及び強軸を明確にし、地震力に対して配慮した構造としている。

本申請における機器・配管系の耐震性評価では、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受けて既往の設工認で採用していた設計手法における水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた耐震計算に対して、施設の構造特性から水平2方向及び鉛直方向の組合せを考慮する。組合せ方法は米国 Regulatory Guide 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として、地震時に水平2方向及び鉛直方向それぞれの最大応答が同時に発生する可能性は極めて低いとした考え方である SRSS 法を適用する。ただし、従来水平1方向及び鉛直方向の組合せによって算出した応力に水平2方向を考慮した場合の最大の応力増加率を乗じることで、簡易的に水平2方向及び鉛直方向の組合せによる応力を算定してもよいこととする。ここで、応力増加率は下式の関係から  $\sqrt{2} \cong 1.42$  とする。なお、組合せ方法は保守的に絶対値和法を適用してもよいこととし、構造的に水平2方向の地震力の組合せが不要な機器については、考慮不要とする。また、応答の同時性を各時刻歴で考慮できる3方向の時刻歴波を同時に入力する方法を適用する。

$$\sqrt{\text{水平}X^2 + \text{水平}Z^2 + \text{鉛直}Y^2} < \sqrt{2} \times \sqrt{\text{MAX}[\text{水平}X^2 + \text{鉛直}Y^2, \text{水平}Z^2 + \text{鉛直}Y^2]}$$

水平2方向及び鉛直方向の組合せ

水平1方向及び鉛直方向の組合せ

### 5.3 建物・構築物及び機器・配管系の耐震性評価

具体的に確認する内容を以下に示す。

#### (1) 建物・構築物

- (i) Sクラスである原子炉プール、カナル、使用済燃料プールについては、基準地震動  $S_s$  によって生じる地震力に対して静的非線形応力解析を行い、部材に生じるひずみ及び応力度が終局耐力以下であることを確認する。
- (ii) Sクラスである原子炉プール、カナル、使用済燃料プールについては、弾性設計用地震動  $S_d$  及び静的地震力のうち何れか大きい方の値を設計用地震力として静

的線形応力解析を行い、部材に生じる応力度が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以下であることを確認する。

(2) 機器・配管

(i) JRR-3 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  $S_{s-4}$  (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、時刻歴波を 3 方向同時入力する方法又は、水平 2 方向それぞれについて解析し、これらを SRS 法により組合せ、水平 2 方向を考慮した場合の最大の応力増加率 1.42 を乗じる方法によって検討する。

(ii) 機器・配管系の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・配管系の設置床における設計用床応答スペクトル及び加速度時刻歴波形に基づき算定する。

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。

6. 減衰定数

応答解析に用いる減衰定数は、JEAC4601 に規定される値とする。以下に使用する減衰定数を示す。

設備	減衰定数 (%)
溶接構造物	1.0
液体スロッシング	0.5

## 7. 設計用床応答スペクトル

機器・配管系の動的解析には、建物・建築物の地震応答解析結果より得られる機器・配管系設置床における設計用床応答スペクトルを用いる。地震動は水平2方向（NS、EW）と鉛直方向（UD）の地震波を使用する。設計用床応答スペクトルの作成概念を図1-4に示す。

なお、今回使用する動的地震力は、 $S_s-1(S_d-1)$ ,  $S_s-2(S_d-2)$ ,  $S_s-3(S_d-3)$ ,  $S_s-4(S_d-4)$ ,  $S_s-D(S_d-D)$ の5種類あるため、解析の際は、これらの設計用床応答スペクトルについて包絡したものをを用いる。今回申請する評価対象設備・機器において使用する水平2方向（NS、EW）と鉛直方向（UD）の設計用床応答スペクトルを図1-5、図1-6に示す。

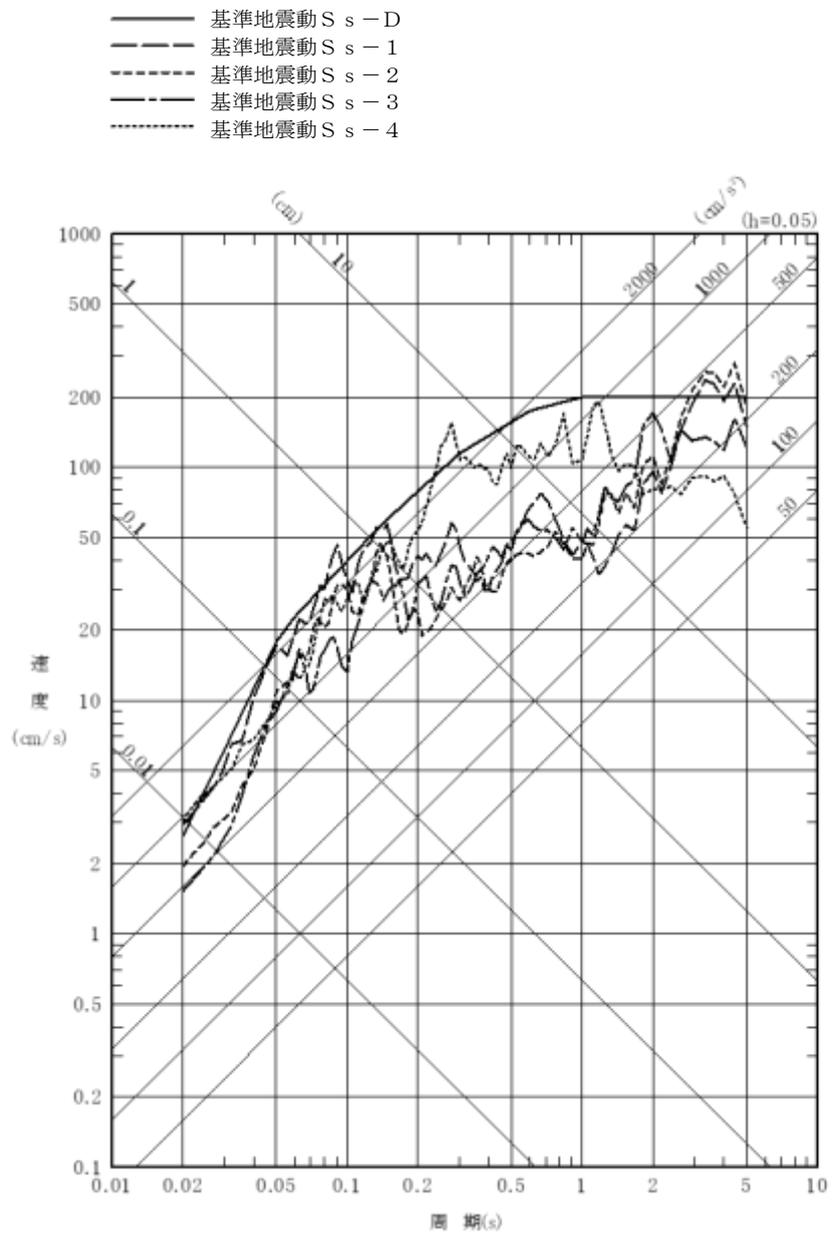


図 1-1(1) 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル (水平方向 : NS 成分)

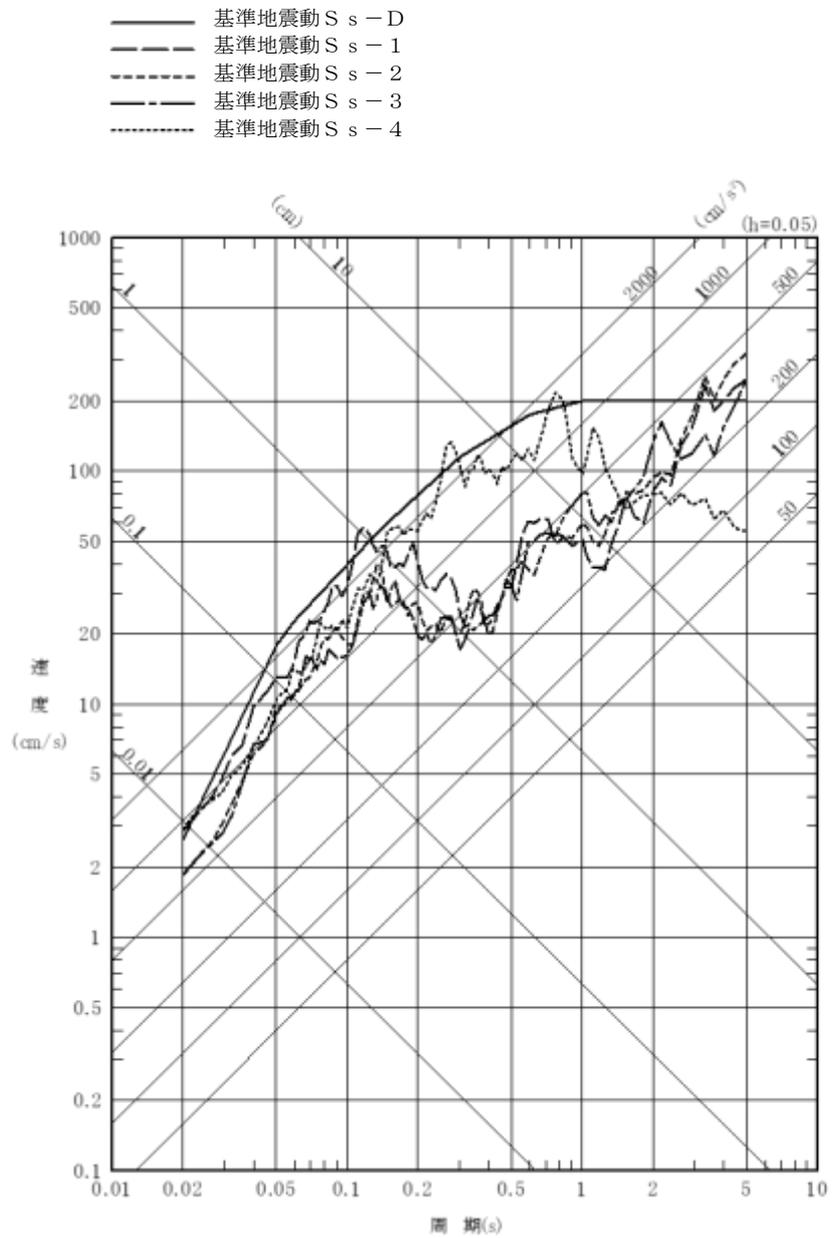


図 1-1(2) 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル (水平方向：EW成分)

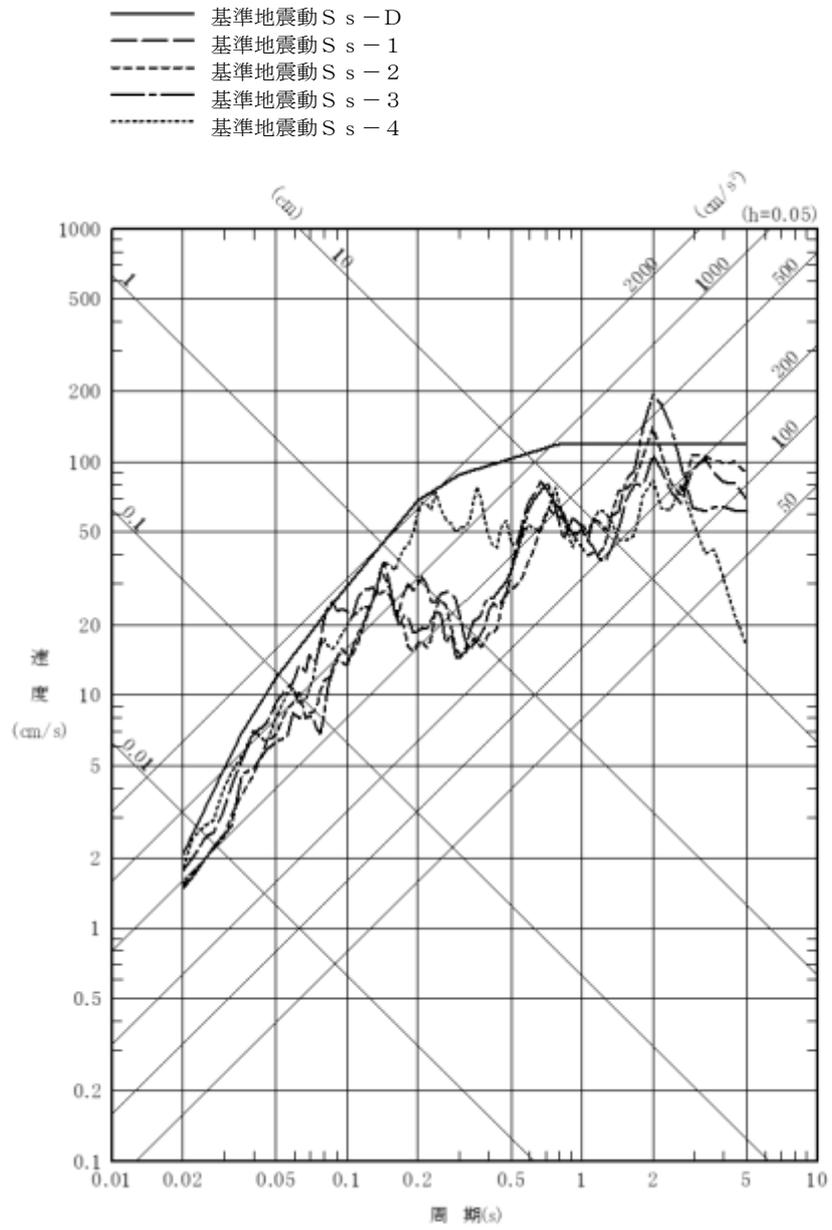
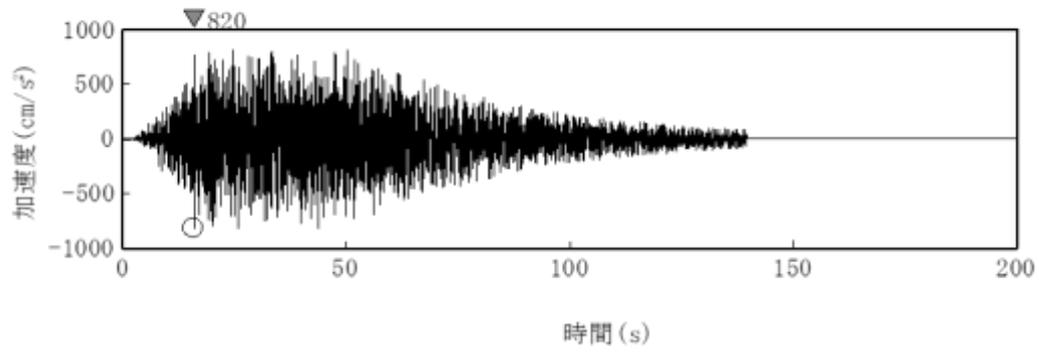
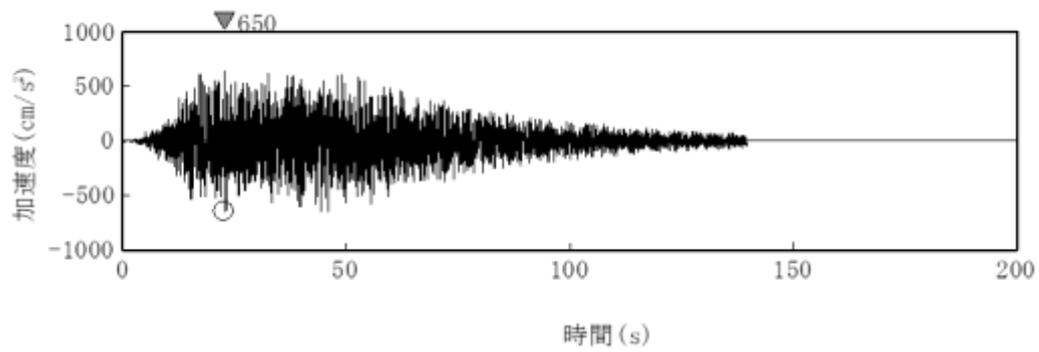


図 1-1(3) 基準地震動 S<sub>s</sub> の応答スペクトル (鉛直方向 : UD成分)

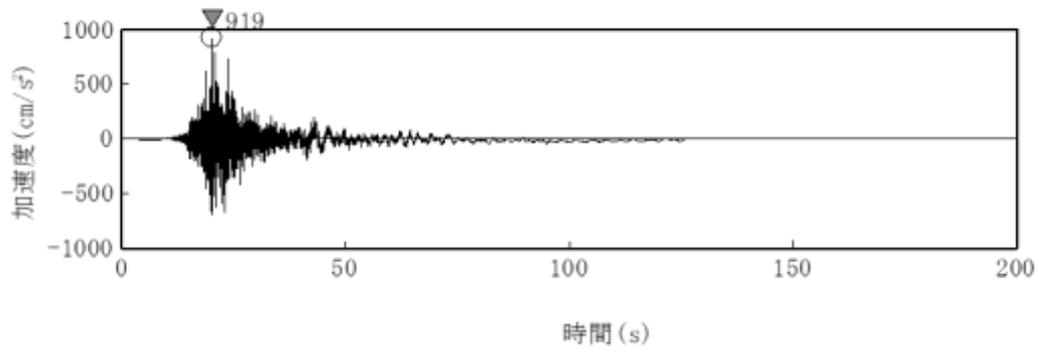


(水平成分)

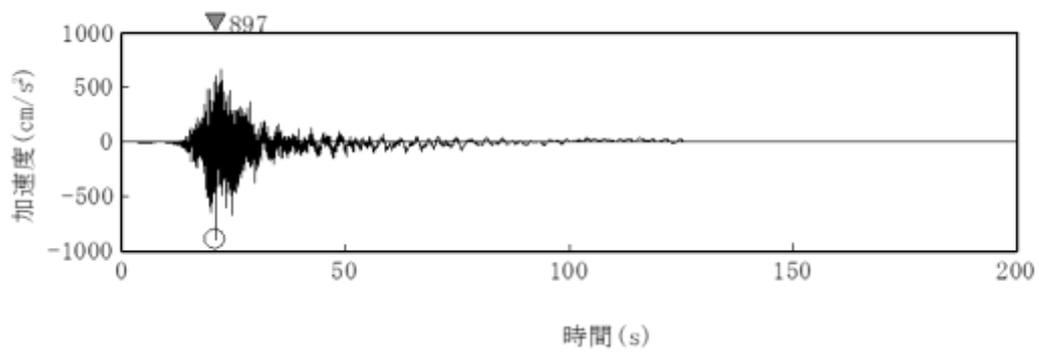


(鉛直成分)

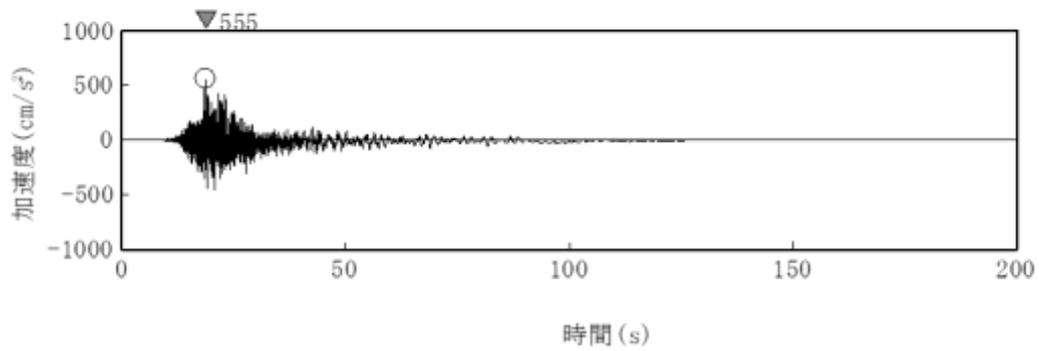
図 1-2 基準地震動 S s - D の時刻歴波形



(N S成分)

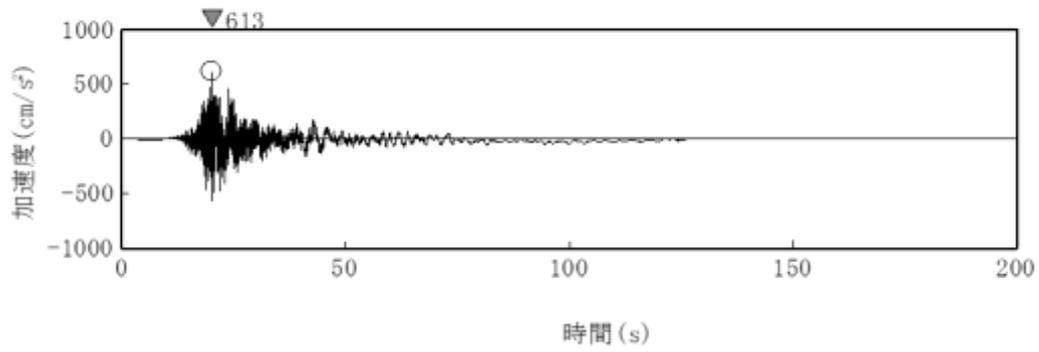


(E W成分)

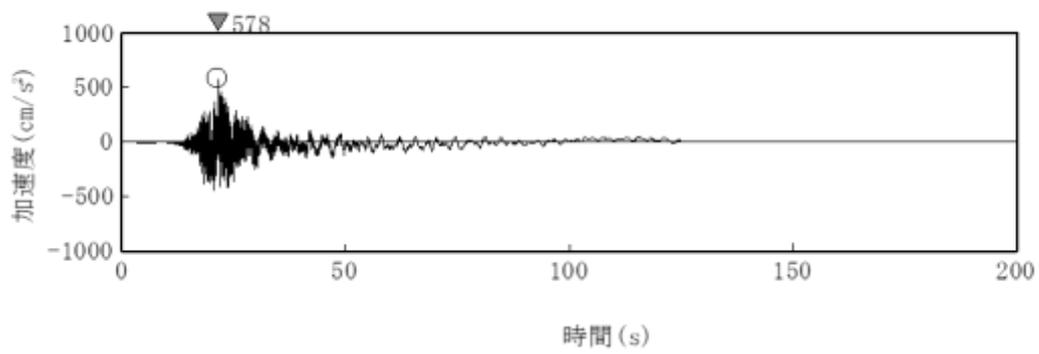


(U D成分)

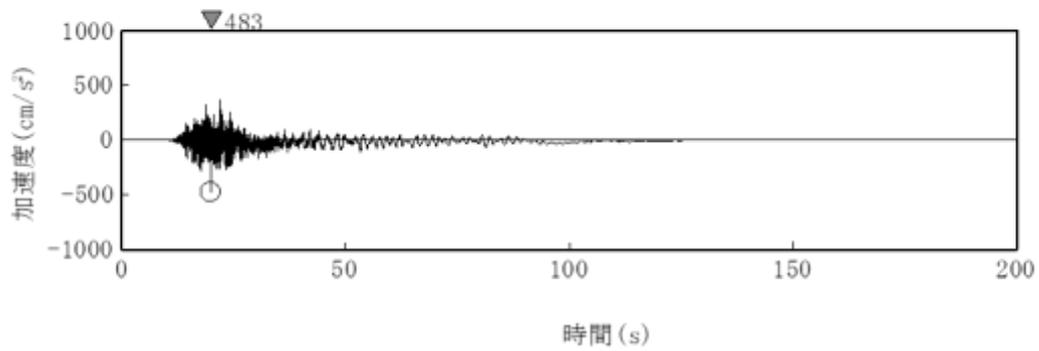
図 1-3(1) 基準地震動 S<sub>s</sub>-1 の時刻歴波形



(N S成分)

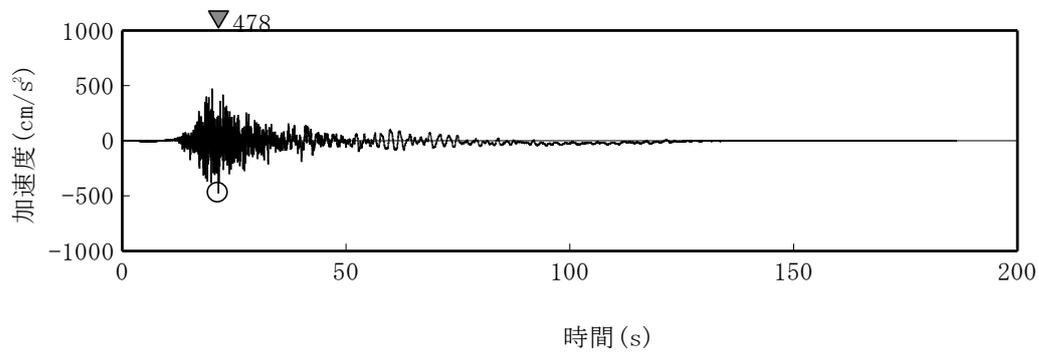


(E W成分)

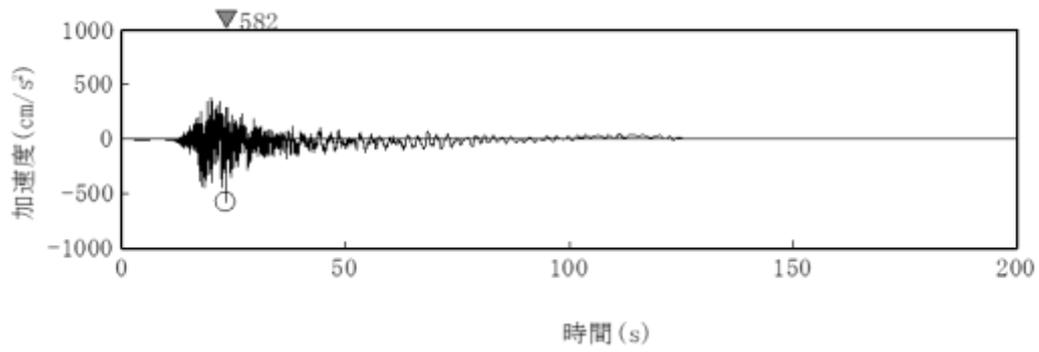


(U D成分)

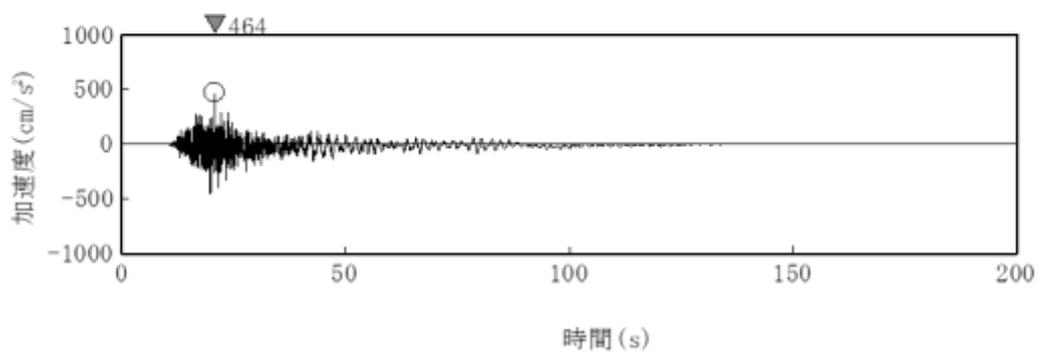
図 1-3(2) 基準地震動 S s - 2 の時刻歴波形



(N S成分)

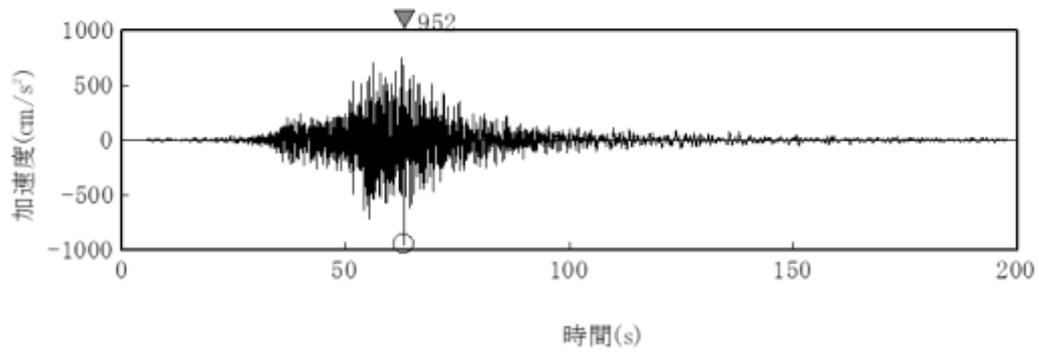


(E W成分)

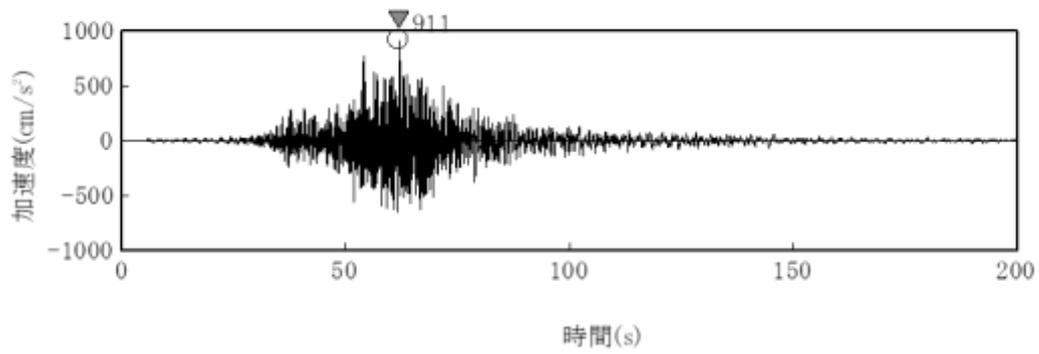


(U D成分)

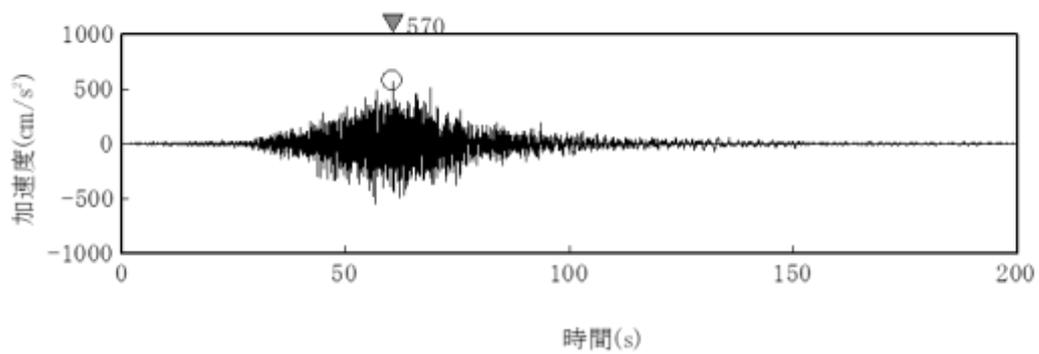
図 1-3(3) 基準地震動 S<sub>s</sub> - 3 の時刻歴波形



(NS成分)



(EW成分)



(UD成分)

図 1-3(4) 基準地震動 S s - 4 の時刻歴波形

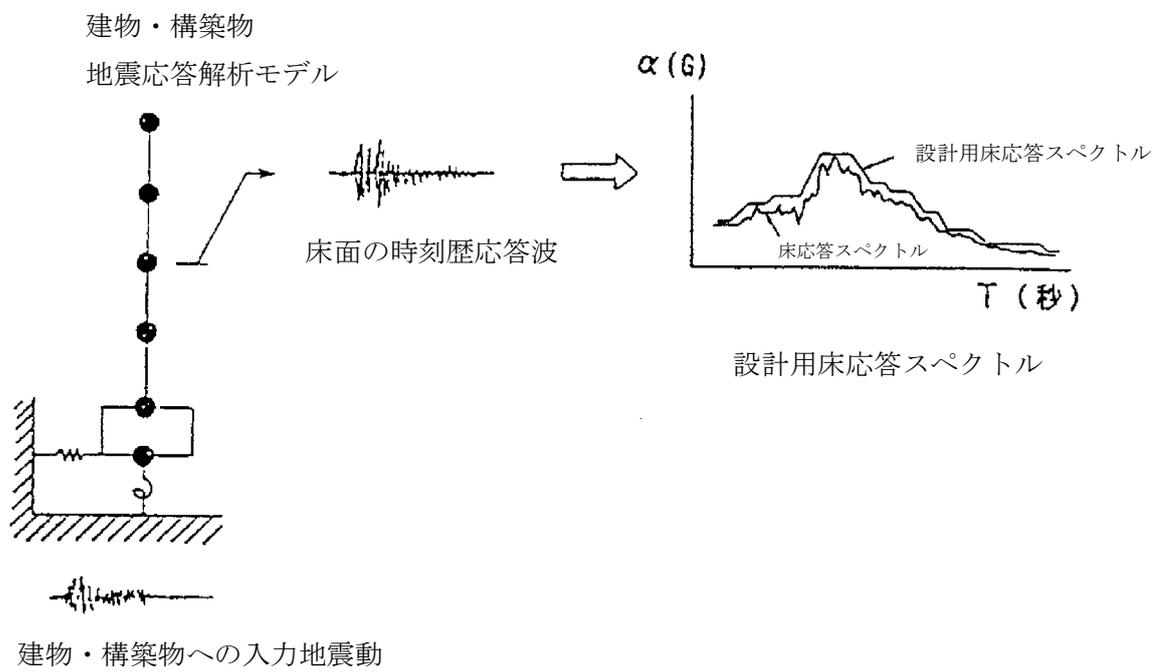


図 1-4 設計用床応答スペクトルの作成概念

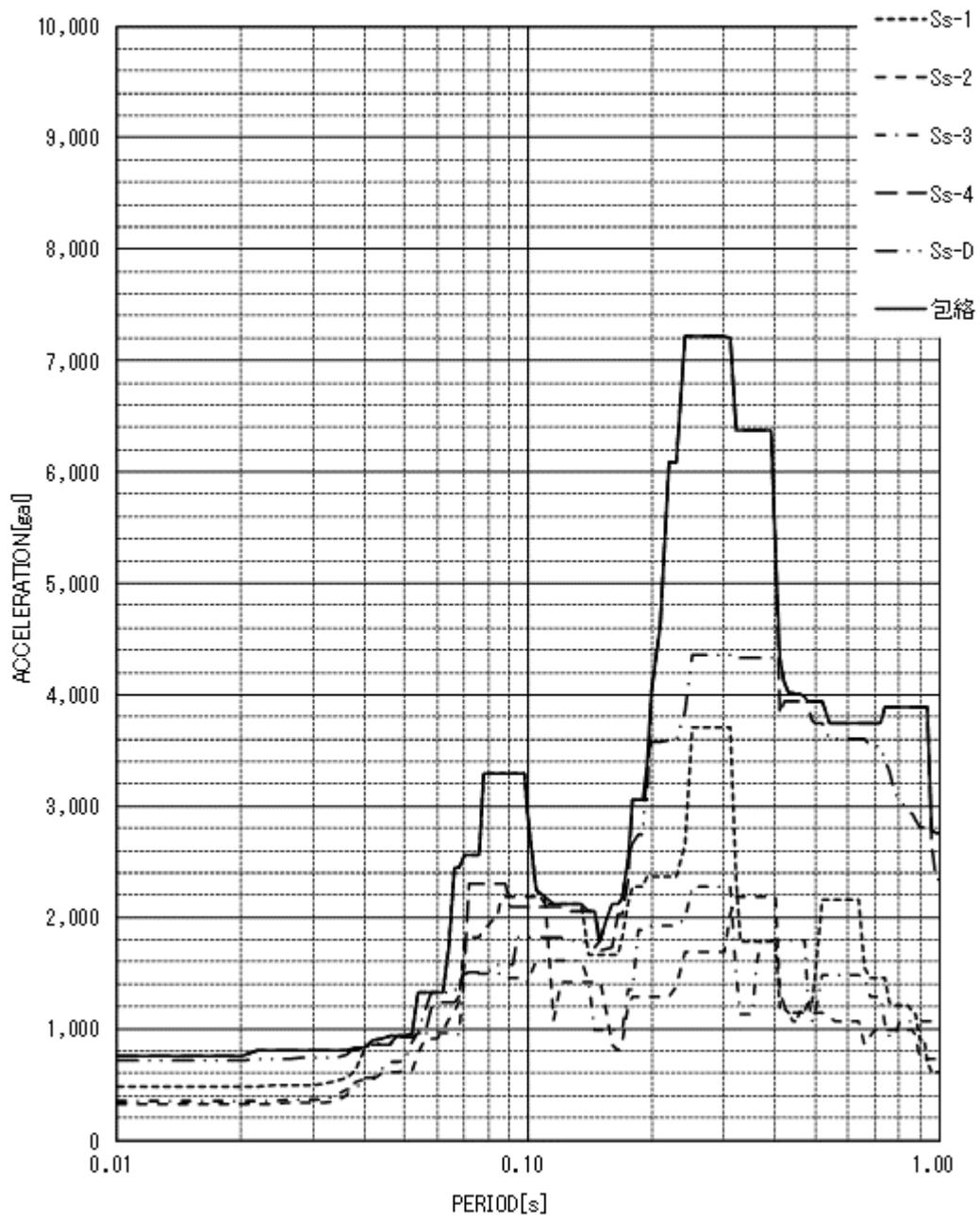


図 1-5 (1) 床応答スペクトル(地震動:Ss, 原子炉建家質点:3, 方向:NS, 減衰:1.0%)

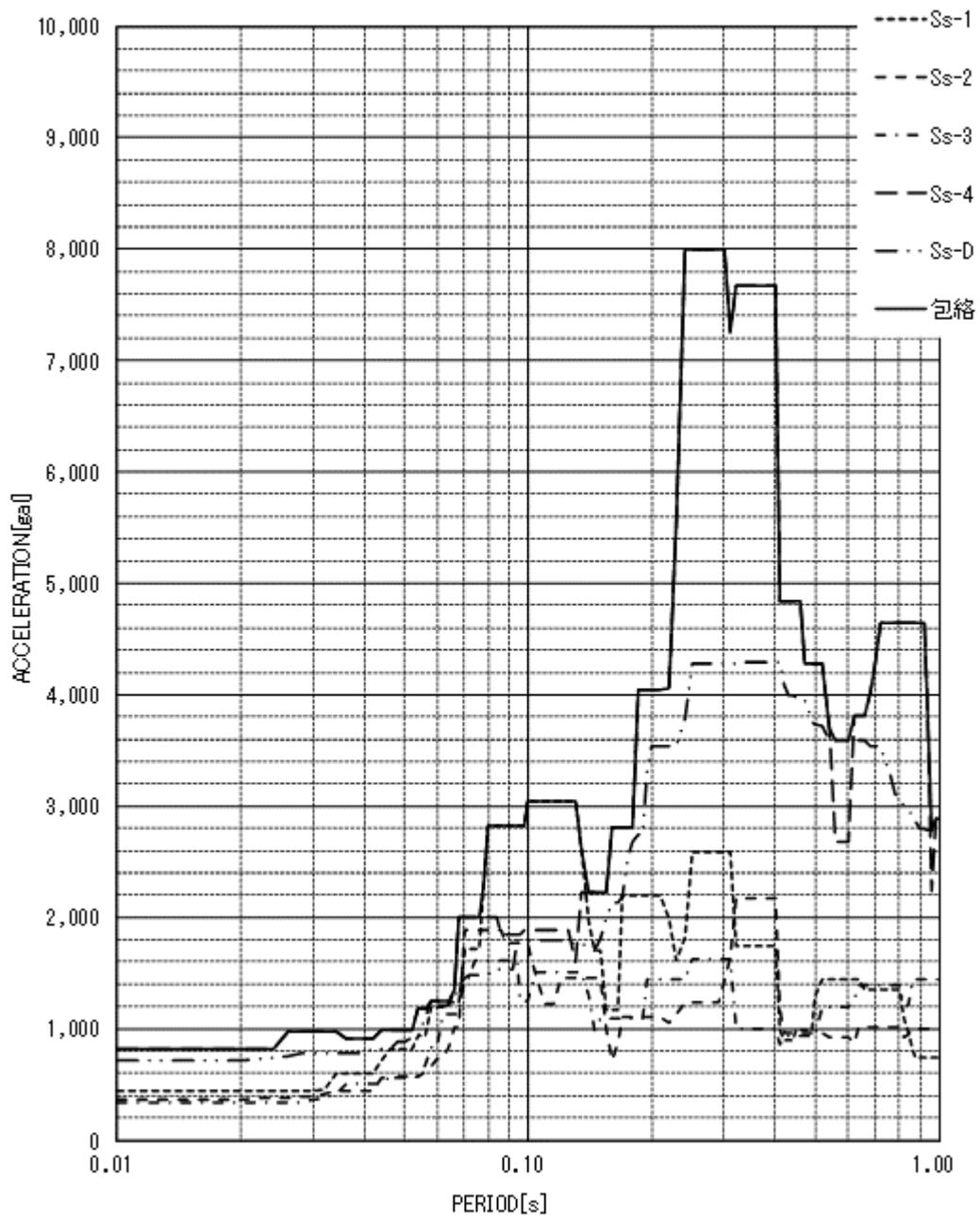


図 1-5 (2) 床応答スペクトル(地震動:Ss, 原子炉建家質点:3, 方向:EW, 減衰:1.0%)

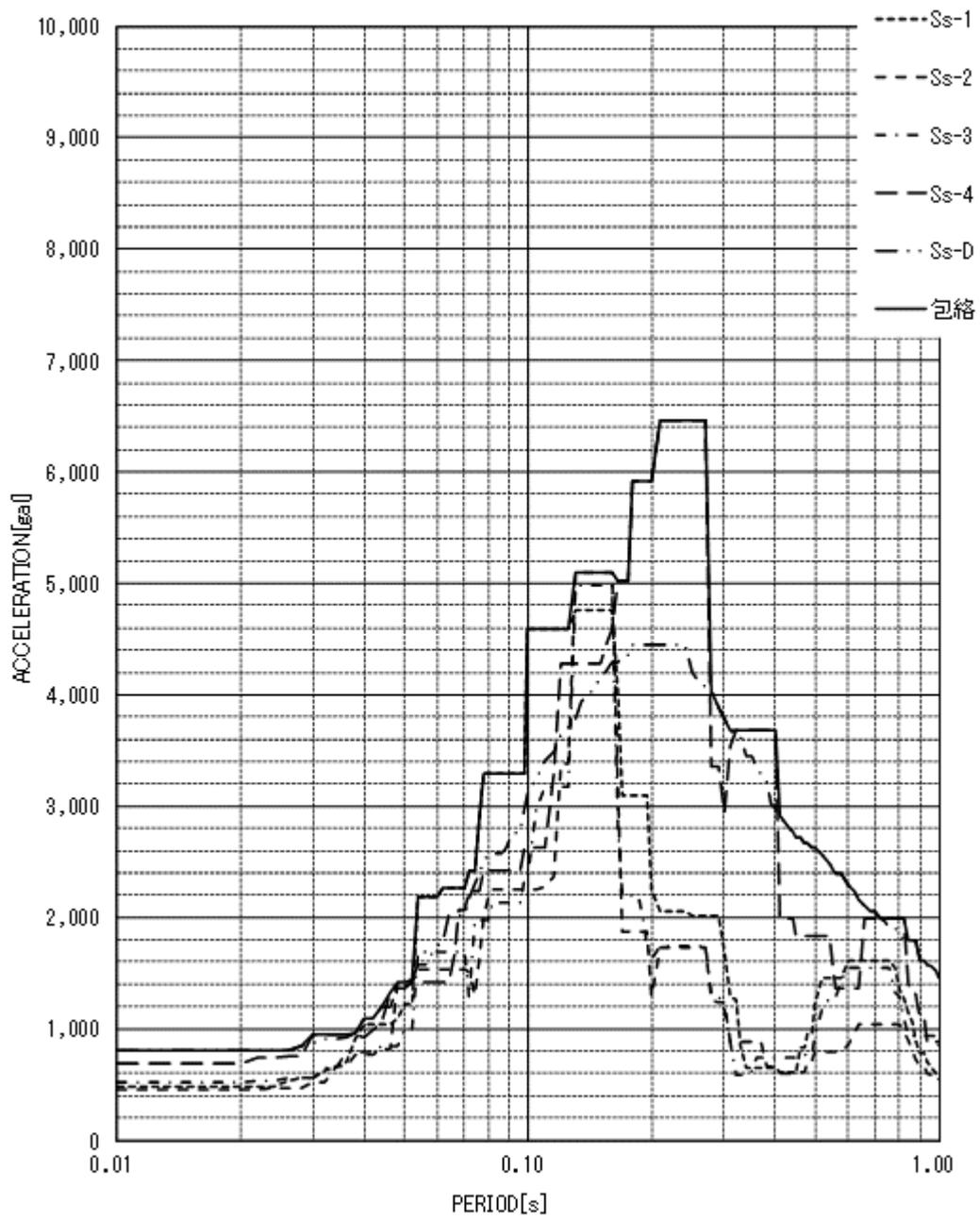


図 1-5 (3) 床応答スペクトル(地震動:Ss, 原子炉建家質点:3, 方向:UD, 減衰:1.0%)

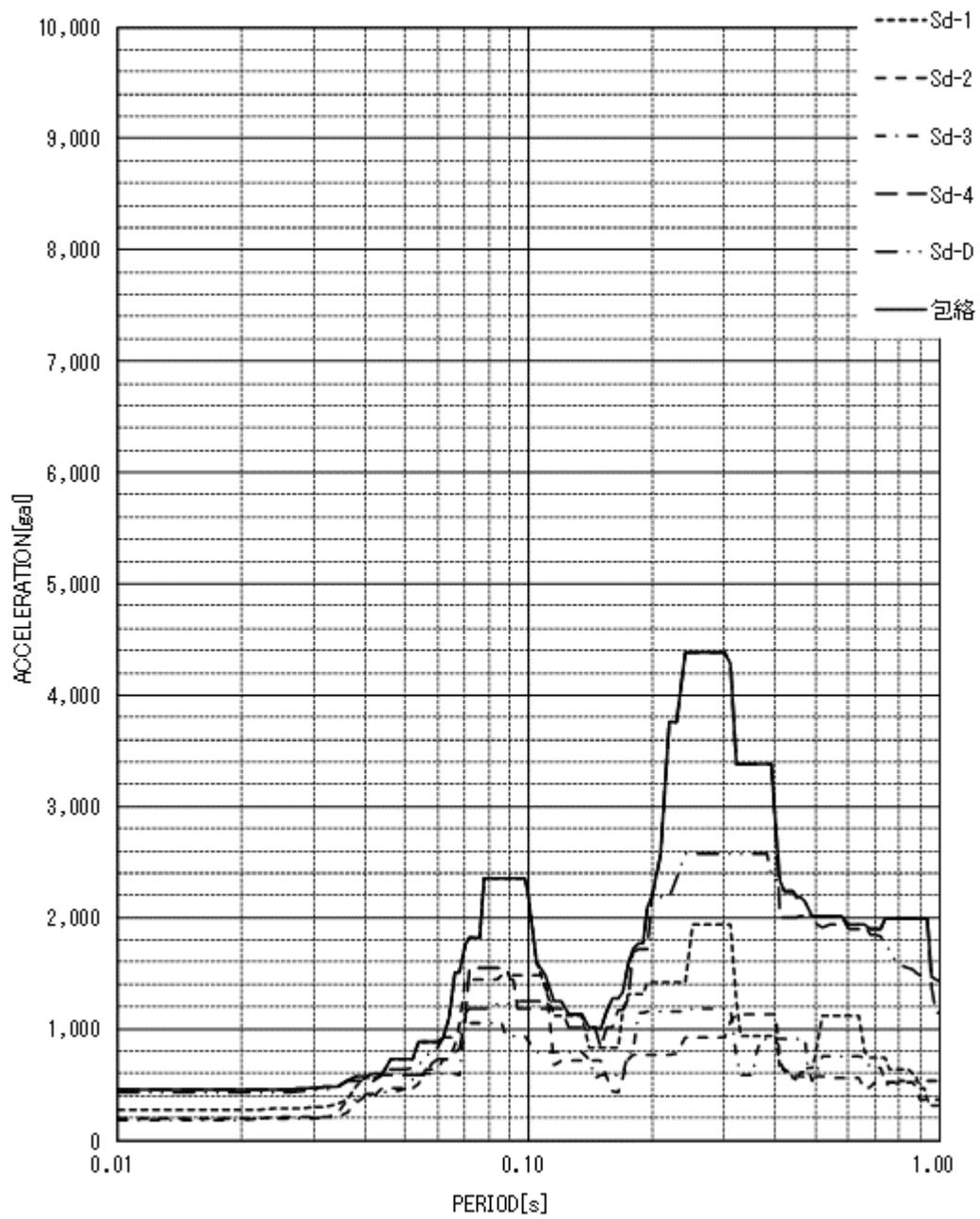


図 1-6 (1) 床応答スペクトル(地震動:Sd, 原子炉建家質点:3, 方向:NS, 減衰:1.0%)

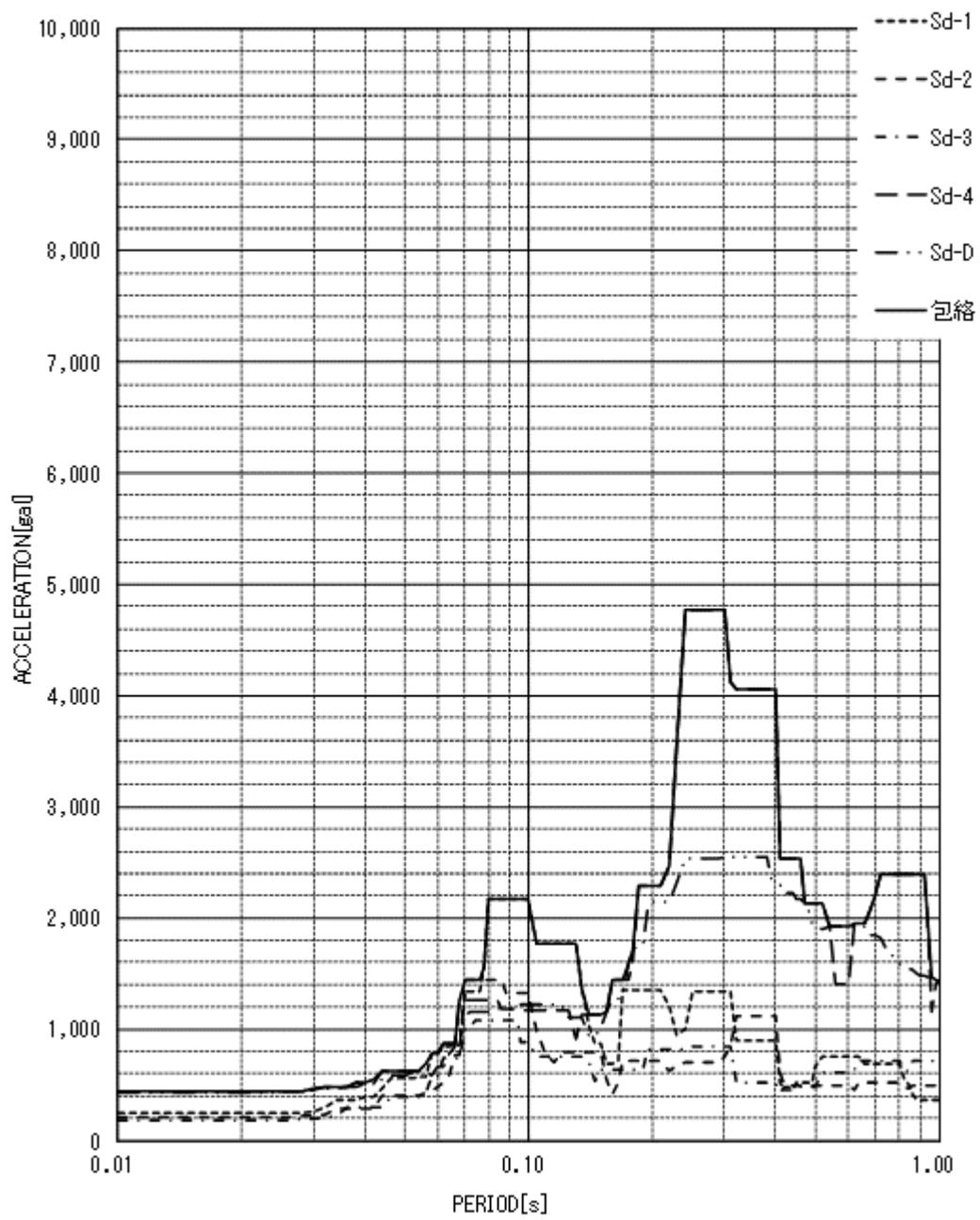


図 1-6 (2) 床応答スペクトル(地震動:Sd, 原子炉建家質点:3, 方向:EW, 減衰:1.0%)

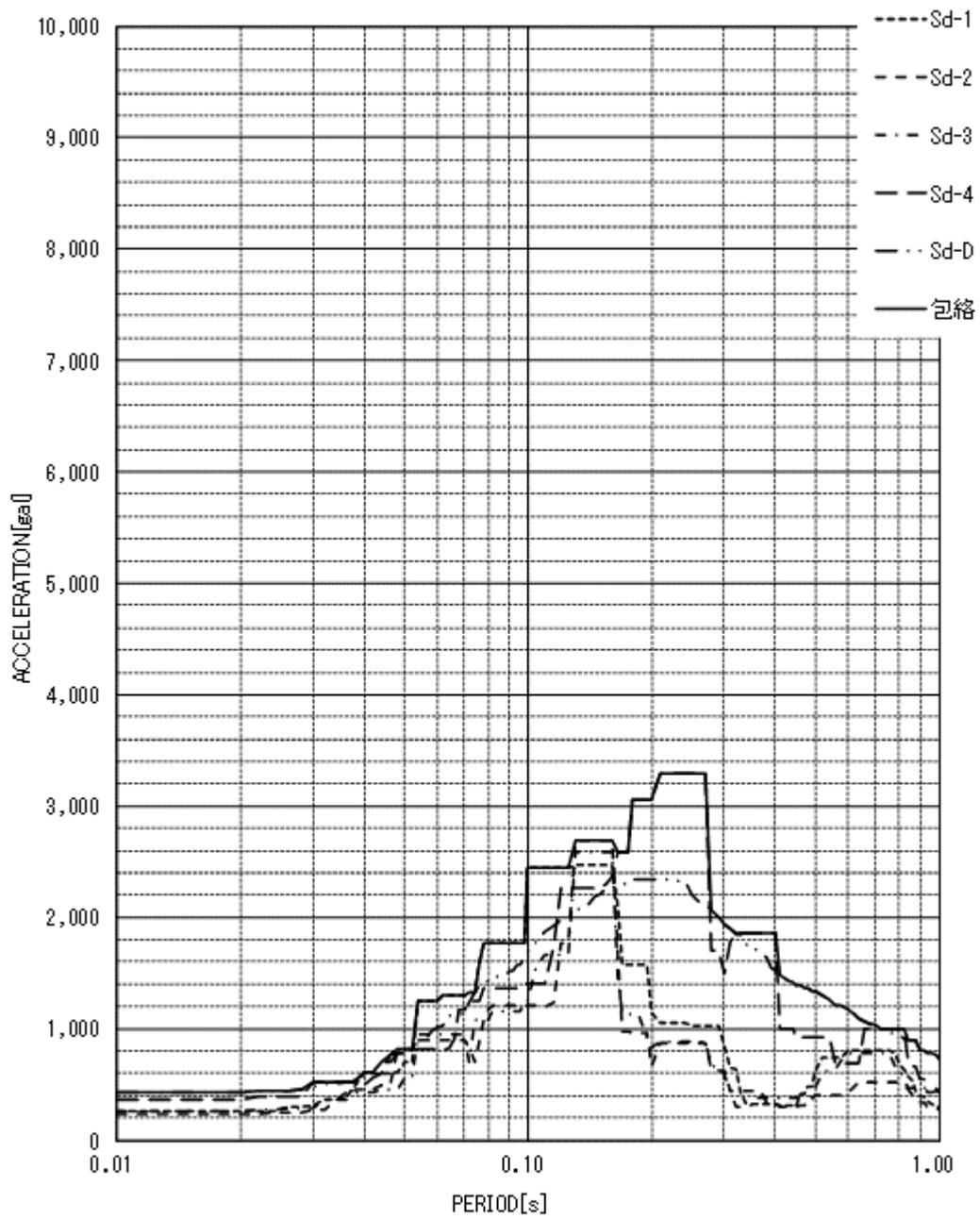


図 1-6 (3) 床応答スペクトル(地震動:Sd, 原子炉建家質点:3, 方向:UD, 減衰:1.0%)



## 1－2. 申請設備に係る耐震設計の基本方針

## 目次

1. 概要	添-1-2-1
2. 設備の重要度によるクラス別分類	添-1-2-1
3. 構造計画	添-1-2-1
3.1 耐震設計の原則	添-1-2-1
3.2 機器類	添-1-2-1
4. 設計用地震力	添-1-2-3
4.1 機器・配管	添-1-2-3
5. 地震荷重と他の荷重の組合せ及び許容応力状態	添-1-2-4
5.1 機器・配管の荷重の組合せ及び許容応力状態	添-1-2-4
6. 許容応力	添-1-2-4
6.1 機器・配管	添-1-2-4

## 1. 概要

今回の申請で改造する機器の耐震設計は、「原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊3」に従って、以下の基本方針に基づき行う。

## 2. 設備の重要度によるクラス別分類

表-1-2.1 耐震重要度分類

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考
S	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添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	制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss	

## 3. 構造計画

### 3.1 耐震設計の原則

機器・配管系は、原則として剛構造となるよう設計する。

### 3.2 機器類

原子炉本体

#### 1) 炉心

主要区分	計画の概要		摘要
	主体構造	支持構造	
炉心構造体	<p>炉心構造体は、格子板、格子板支持胴、プレナム、制御棒案内管、ベースプレートおよび反射体押えで構成し、照射筒、ベリリウム反射体等を保持する。</p> <p>制御棒案内管は炉心部、格子板及び格子板支持胴を通過して、その下端を制御棒案内管受座によって支持、固定する。</p> <p>これら炉心構造体は、外径 2.0m、高さ約 1.7m のアルミニウム合金製（ベースプレートはステンレス鋼製）である。</p>	<p>制御棒案内管は格子板を貫通し、下端を制御棒案内管受座により固定する。</p>	

#### 4. 設計用地震力

##### 4.1 機器・配管

設計用地震力は、表-1-2.2 のとおりとする。

表-1-2.2 機器・配管の設計用地震力

耐震クラス	許容応力 状態	静的地震力		動的地震力	
		水平	鉛直	水平	鉛直
S	IV <sub>A</sub> S	—	—	$K_h(S_s)$	$K_v(S_s)$
	III <sub>A</sub> S	$K_h(3.6C_I)$	$K_v(1.2C_v)$	$K_h(S_d)$	$K_v(S_d)$
B	B <sub>A</sub> S	$K_h(1.8C_I)$	—	$K_h(1/2S_d)$	$K_v(1/2S_d)$

##### 記号の説明

$K_h(3.6C_I)$  : 3.6 $C_I$  等より定まる機器・配管系の水平地震力

$K_v(1.2C_v)$  : 1.2 $C_v$  より定まる機器・配管系の鉛直地震力

$K_h(S_s)$  : 水平方向の基準地震動  $S_s$  に基づく機器・配管系の水平地震力

$K_h(S_d)$  : 水平方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく機器・配管系の水平地震力

$K_v(S_s)$  : 鉛直方向の基準地震動  $S_s$  に基づく機器・配管系の鉛直地震力

$K_v(S_d)$  : 鉛直方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく機器・配管系の鉛直地震力

$K_h(1/2S_d)$  : 水平方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に 2 分の 1 を乗じたものに基づく機器・配管系の水平地震力

$K_v(1/2S_d)$  : 鉛直方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に 2 分の 1 を乗じたものに基づく機器・配管系の鉛直地震力

5. 地震荷重と他の荷重の組合せ

5.1 機器・配管の荷重の組合せ及び許容応力状態

機器・配管の地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態は、表-1-2.3 のとおりとする。

表-1-2.3 地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態

耐震クラス	荷重の組合せ	第3, 4, 5種	第3, 4種
		容器、管	支持構造物
S	$D + P_d + M_d + S_s$	IV <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>
	$D + P_d + M_d + S_d$	III <sub>AS</sub>	III <sub>AS</sub>
B	$D + P_d + M_d + S_B$	B <sub>AS</sub>	B <sub>AS</sub>

記号の説明

D : 死荷重

$P_d$  : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

$M_d$  : 当該設備に設計上定められた機械的荷重（死荷重、地震荷重は除く。）

$S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により求まる地震力

$S_d$  : 弾性設計地震動  $S_d$  により求まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力

$S_B$  : Bクラス設備に適用される地震力

6. 許容応力

6.1 機器・配管

(1) その他の支持構造物等の許容応力

1) その他支持構造物等（ボルト材以外）の許容応力

ボルト材以外の許容応力は、表-1-2.4 のとおりとする。

表-1-2.4 ボルト材以外の許容応力

許容応力状態	許容限界						
	一次応力				一次+二次応力		
	引張	せん断	圧縮	曲げ	引張圧縮	せん断	曲げ
III <sub>AS</sub> , B <sub>AS</sub>	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_c$	$1.5f_b$	$3f_t$	$3f_s$	$3f_b$
IV <sub>AS</sub>	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	$1.5f_c^*$	$1.5f_b^*$			

## 記号の説明

$f_t$ : 許容引張応力 (N/mm<sup>2</sup>)

発電用原子力設備規格 設計・建設規格(日本機械学会)により規定される値。

$f_s$ : 許容せん断応力 (N/mm<sup>2</sup>)

同上

$f_c$ : 許容圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

その他の支持構造物等 (ボルト材以外) に対して発電用原子力設備規格 設計・建設規格(日本機械学会)により規定される値。

$f_b$ : 許容曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)

同上

$f_t^*$ 、 $f_s^*$ 、 $f_c^*$ 、 $f_b^*$ : 許容応力状態IV<sub>A</sub>S に対する許容応力であって、上記の  $f_t$ 、 $f_s$ 、 $f_c$ 、 $f_b$  の値を算出する際に、JSME の SSB-3121.3 の規定に従い、SSB-3121.1(1)a. 本文中  $S_y$  及び  $S_y$ (RT) をそれぞれ  $1.2 S_y$  及び  $1.2 S_y$ (RT) に読み替えて算出した値。ただし、第4種支持構造物及びその他の支持構造物については上記の読み替えを行わない。ここで、 $f_t$ 、 $f_s$ 、 $f_c$ 、 $f_b$ 、 $f_t^*$ 、 $f_s^*$ 、 $f_c^*$ 、 $f_b^*$  における SSB-3121.1(1) の F 値は、次に定める値とする。 $S_y$ 、 $0.7 S_u$  のいずれか小さい方の値。ただし、使用温度が 40 度を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては、 $1.35 S_y$ 、 $0.7 S_u$ 、 $S_y$ (RT) のいずれか小さい方の値。



## 1 - 2 - 1 原子炉本体の地震応答解析

## 目次

1. 一般事項 .....	添-1-2-1-1
1.1. 設計条件 .....	添-1-2-1-1
2. 地震応答解析モデル.....	添-1-2-1-3
3. 解析データ及び解析方法.....	添-1-2-1-5
3.1. 解析データ .....	添-1-2-1-5
3.2. 解析方法 .....	添-1-2-1-5
3.3. スロッシングによる検討.....	添-1-2-1-7
3.3.1. ハウスナーの理論.....	添-1-2-1-7
3.3.2. 外部液体によるスロッシングの検討.....	添-1-2-1-9
4. 解析結果 .....	添-1-2-1-13
5. 参考文献 .....	添-1-2-1-37

## 1. 一般事項

本報告書は、「添付書類 1-1. 耐震性に関する説明書」に基づき、原子炉本体の解析を行うものである。実施した解析は、固有値解析、自重解析、静的地震力解析、地震応答解析およびスロッシング荷重による静的解析である。この解析結果に基づき、原子炉本体の各設備の評価を行った。

解析対象とした原子炉本体の構造を図-1-2-1.1 に示す。

### 1.1. 設計条件

(1) 耐震クラス	S
(2) 据付場所および床面高さ	原子炉建家（基準床レベルを示す） 1FL -0.1(m)
(3) 地震動（原子炉本体）	<静的地震力> 水平方向 0.58 鉛直方向 0.29 <動的地震力> 時刻歴応答解析による
(4) 地震動（原子炉プール水）	<静的地震力> 水平方向 5683.0(mm/s <sup>2</sup> ) (※) <動的地震力> ・ Ss 最大応答加速度 N S 方向 7559.3(mm/s <sup>2</sup> ) (※) E W 方向 8291.8(mm/s <sup>2</sup> ) (※) 床応答スペクトル N S 方向 16495.5(mm/s <sup>2</sup> ) E W 方向 20812.7(mm/s <sup>2</sup> ) ・ Sd 最大応答加速度 N S 方向 4646.4(mm/s <sup>2</sup> ) (※) E W 方向 4561.7(mm/s <sup>2</sup> ) (※) 床応答スペクトル N S 方向 7926.6(mm/s <sup>2</sup> ) E W 方向 10354.4(mm/s <sup>2</sup> )

※プール設置床（原子炉建家の質点3）の応答最大加速度と、プール設置床（原子炉建家の質点3）とその上階床（原子炉建家の質点9）との平均の応答最大加速度の大きい方

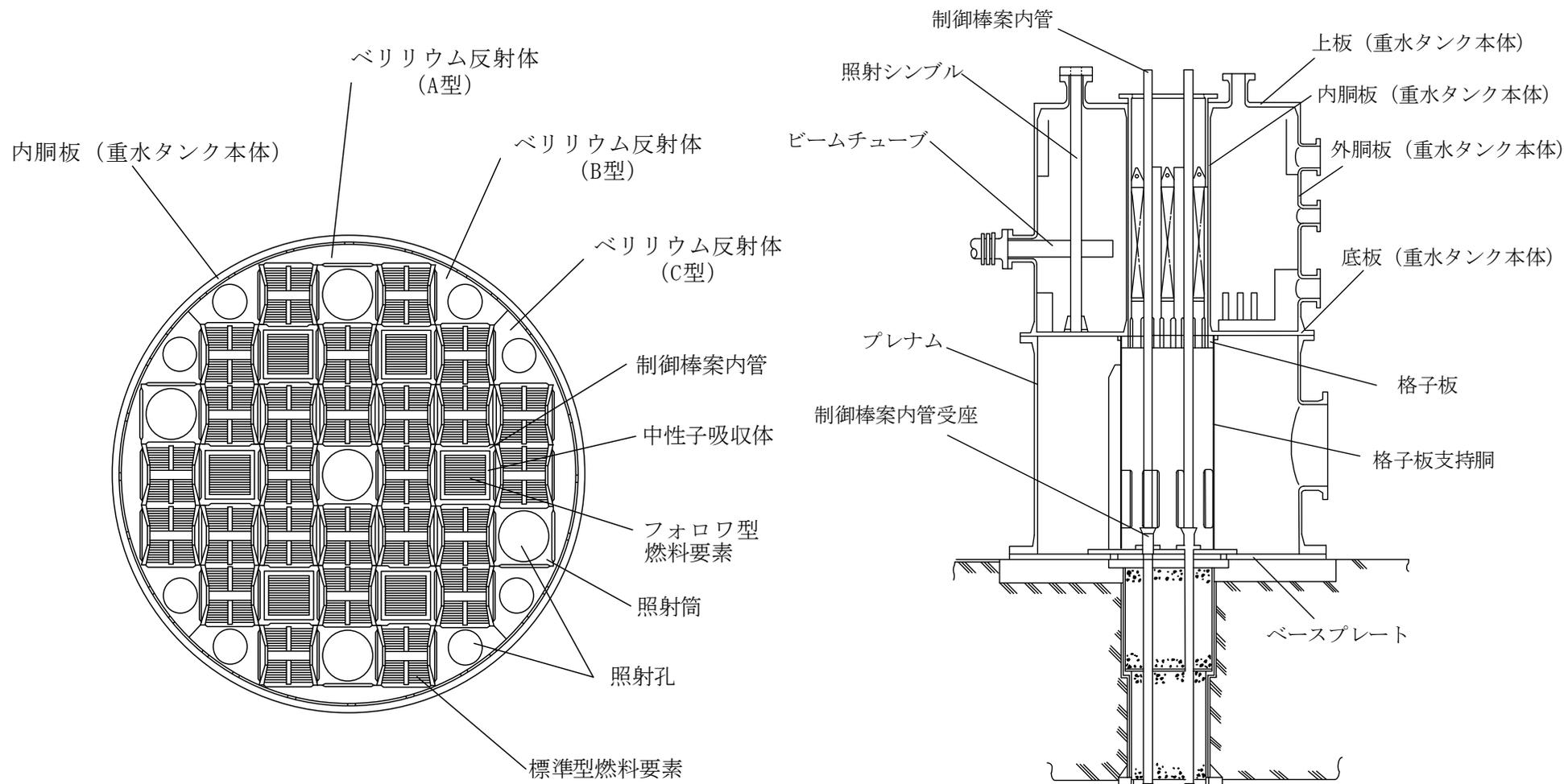


図-1-2-1.1 原子炉本体の構造

## 2. 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図-1-2-1.2 に示すように原子炉本体モデルを設定した。

### (1) 原子炉本体モデル

原子炉本体モデルは、重水タンク本体の内胴板、外胴板、プレナム及び格子板支持胴に節点を設け、各質点間を当該機器と等価な曲げせん断剛性を有する梁要素で連結する多質点モデルとした。燃料要素、ベリリウム反射体、ビームチューブ等の機器については各々の質量を当該質点の重量に振り分け加算した。原子炉本体が内蔵する流体についても同様に、その重量を当該質点に振り分け加算した。なお、固有値解析においては、流体中の物体が物体を押しつけて運動する場合流体から受ける反力を評価するため、この反力に相当する付加質量を考慮する。また、ハウスマーの理論により計算された衝撃圧と揺動圧を外胴板（重水タンク本体）とプレナムの各節点に載荷した静的解析も実施した。

重水タンク本体の上板及び底板と内胴板及び外胴板との間の境界条件はピン結合としてモデル化した。これは内胴板、外胴板に比べて上板、底板の剛性が十分に大きいいため、内胴板、外胴板の曲げ変形に対する拘束が小さいことを考慮したもので、このようにモデル化することにより、固有振動数が小さくなるように考慮した。

さらに、外胴板とプレナムはフランジ構造にて剛に接続されるため1本の軸としたが、内胴板と格子板支持胴間にはめ合いになっているためピン結合とした。このようにして作成した原子炉本体モデルは、原子炉建家に比べて重量及び剛性が小さく、連成効果を考慮する必要はないため、原子炉プール底部への取付け部で境界条件を剛とする単独モデルとした。

- 近傍の数字は質点No.
- □内は部材No.

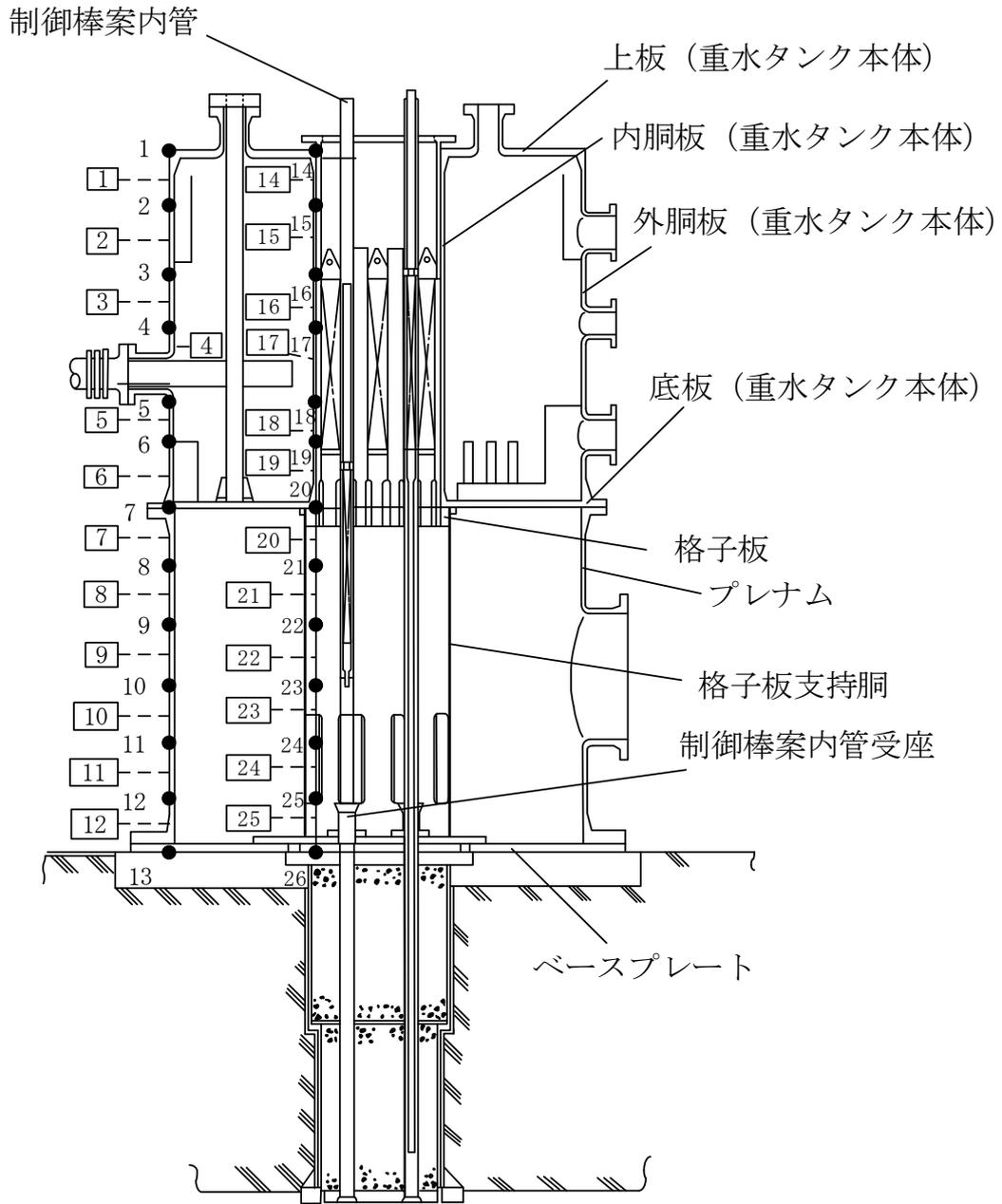


図-1-2-1.2 原子炉本体モデル

### 3. 解析データ及び解析方法

#### 3.1. 解析データ

図-1-2-1.2 に示した地震応答解析モデルの各質点重量、各質点位置、断面二次モーメント及びせん断断面積を表-1-2-1.1 に示す。

#### 3.2. 解析方法

各解析は、解析コード MSC/NASTRAN 2005r2 を用いて行う。

##### (1) 固有値解析

表に示すデータを元に、剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、固有値解析を実施する。

##### (2) 自重解析

表に示すデータを元に、剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、自重解析を実施する。

##### (3) 静的地震力解析

原子炉本体は多質点系モデルとし、静的地震力による静的解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。

##### (4) 地震応答解析

原子炉本体は多質点系モデルとし、時刻歴応答解析による動的解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力及び曲げモーメントを求める。

地震力は建家モデルの質点3での時刻歴応答加速度を用いる。

##### (5) スロッシング荷重による静的解析

ハウスナーの理論により計算された衝撃圧と揺動圧を外胴板（重水タンク本体）とプレナムの各節点に載荷した静的解析を実施する。詳細については次項『3.3 スロッシングによる検討』にて述べる。

表-1-2-1.1 原子炉本体の解析定数

質点 No.	質点 位置 (mm)	質量 (kg)	断面二次 モーメント ( $\times 10^8 \text{mm}^4$ )	せん断 断面積 ( $\times 10^4 \text{mm}^2$ )	断面積 ( $\times 10^4 \text{mm}^2$ )	ヤング率 ( $\text{N/mm}^2$ )	ポアソン 比	備考
1	3135	948				67000	0.33	外胴板 (重水タ ンク本 体)
			610	6.220	12.440			
2	2871	736						
			603	6.155	12.310			
3	2608	788						
			596	6.077	12.154			
4	2345	1238						
			519	5.290	10.580			
5	2081	1162						
			576	5.875	11.750			
6	1818	791						
			610	6.220	12.440			
7	1555	1152						
			610	6.220	12.440			
8	1295	757						
			605	6.171	12.342			
9	1036	722						
			556	5.673	11.346			
10	777	838						
			567	5.789	11.576			
11	518	703						
			610	6.220	12.440			
12	259	693						
			610	6.220	12.440			
13	0	-						
14	3135	91						
			8.92	0.9582	1.9164			
15	2871	87						
			8.92	0.9582	1.9164			
16	2608	429						
			8.92	0.9582	1.9164			
17	2345	17						
			8.92	0.9582	1.9164			
18	2081	17						
			8.92	0.9582	1.9164			
19	1818	17						
			8.92	0.9582	1.9164			
20	1555	423						
			12.9	1.084	2.168			
21	1295	115						
			28.6	2.404	4.808			
22	1036	121						
			28.6	2.404	4.808			
23	777	121						
			22.8	1.914	3.828			
24	518	114						
			23.4	1.967	3.934			
25	259	115						
			28.6	2.404	4.808			
26	0	-						

### 3.3. スロッシングによる検討

#### 3.3.1. ハウスナーの理論

ハウスナー(Housner)は、図-1-2-1.3(a)に示す様な平底の円筒形(または矩形)のタンクの地震時における内部流体の動揺を図-1-2-1.3(b)の様にモデル化し、タンクに作用する力を算定する式を示した。

この方法は速度ポテンシャル理論を用いたものではなく、流体の質量に関する釣合の連続式と運動方程式の解を境界条件に合うように求めたものであり、内部液体の動揺によって生じるタンク壁への動水圧を次に示す2種類に分けて考える。

##### (1) 液体の水平慣性力による衝撃圧

液体の一部をタンク壁と剛に接続された固定質量  $M_0$  (固定水:タンクと同じ動きをする液体の等価質量)として扱い、この固定質量による慣性力が衝撃力であり、単位面積当たりの衝撃力が衝撃圧となる。この際、液面は水平であると仮定している。

##### (2) スロッシングによる揺動圧

液体の一部をタンク壁と弾性バネ  $K$  で接続された自由質量  $M_1$  (自由水:振動する液体の等価質量)として扱い、タンク壁に対する自由質量の最大相対変位から液面の垂直変位(スロッシング波高)とタンク壁に及ぼす水平力が求まり、この自由質量による水平力が振動圧であり、単位面積当たりの水平力が揺動圧となる。この際、液面はスロッシングの1次固有振動モードに等価な直線(静水面に対してある角度を有する)として仮定している。

なお、タンク本体は剛体と仮定し、タンク壁の弾性変形による液体とタンクの連成効果については考慮されない。

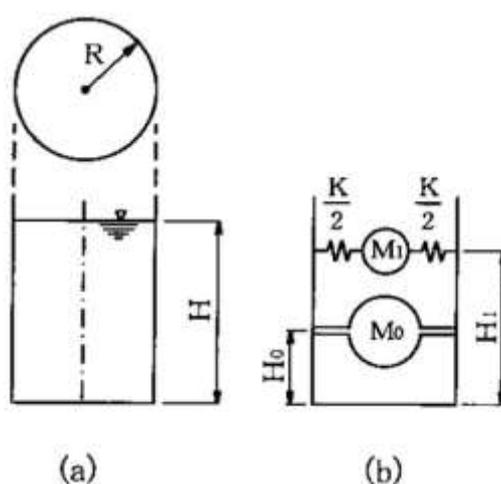


図-1-2-1.3 「ハウスナーの理論」による解析モデル概念図

図-1-2-1.4 にハウスナーの理論における動水圧の分布形状の概念図を示す。図のとおり、動水圧は側壁で最大となるため、保守的に側壁での値を適用することとする。

また、表-1-2-1.2 に矩形タンクのプール側壁における衝撃圧及び揺動圧の算定式を示す。なお、表の式は参考文献[1]の式を参考文献[2]を参考に、 $h/L > 1.5$  のタンクについても考慮できる式へ変更している。

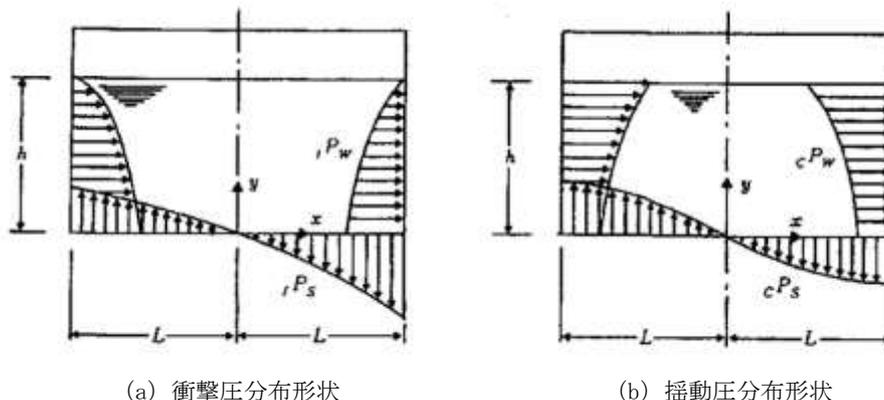


図-1-2-1.4 動水圧分布形状の概念図

表-1-2-1.2 矩形タンクのプールの動水圧の算定式

	側壁
衝撃圧	$h \leq 1.5L$ の場合 $iP_w = \rho L \ddot{X} \frac{\sqrt{3}H}{2L} \left[ 1 - \left( \frac{y}{H} \right)^2 \right] \tanh \left( \sqrt{3} \frac{L}{H} \right)$
	$h > 1.5L$ の場合 $y \geq h - 1.5L$ のとき $iP_w = \rho L \ddot{X} \frac{\sqrt{3}H}{2L} \left[ 1 - \left( \frac{Y}{H} \right)^2 \right] \tanh \left( \sqrt{3} \frac{L}{H} \right)$
	$y < h - 1.5L$ のとき $iP_w = \rho L \ddot{X}$
揺動圧	$cP_w = \rho L S_A(\omega_1) \frac{10 \cosh \left( \frac{\sqrt{5}y}{\sqrt{2}L} \right)}{12 \cosh \left( \frac{\sqrt{5}h}{\sqrt{2}L} \right)}$

$$\omega_1 = \sqrt{\sqrt{\frac{5g}{2L}} \tanh\left(\sqrt{\frac{5h}{2L}}\right)}$$

$\omega_1$ : 自由水の 1 次円振動数	rad/s
$\rho$ : 液体の密度	ton/mm <sup>3</sup>
$h$ : 液体の深さ	mm
$H$ : $H = h$ ( $h \leq 1.5L$ ), $H = 1.5L$ ( $h > 1.5L$ )	mm
$2L$ : 矩形プール幅	mm
$\ddot{X}$ : プール設置床の応答最大加速度又は 設置床とその上階床との平均の応答最大加速度	mm/s <sup>2</sup>
$S_A(\omega_1)$ : $\ddot{X}(t)$ に対する $\omega_1$ の床応答スペクトル	mm/s <sup>2</sup>
$g$ : 重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$x$ : プール底板の中心を原点とする水平方向座標	mm
$y$ : プール底板の中心を原点とする鉛直方向座標	mm
$Y$ : $y = h - 1.5L$ を原点とする鉛直方向座標	mm

### 3.3.2. 外部液体によるスロッシングの検討

#### (1) 検討方法

原子炉本体の外部液体(プール水)のスロッシングによる影響は、以下に示す手順で検討した。

#### a. プール側壁における動水圧の計算

プールの平面形状を図-1-2-1.5に示す様な2つの形状の矩形(長方形 6.25m×3.0m、正方形 4.5m×4.5m)に単純化し、長方形側をNS方向検討用、正方形側をEW方向検討用とした。液面高さは8.0mとし、ハウスナーの理論(表-1-2-1.2参照)により、プール側壁における衝撃圧と揺動圧及びその総和(動水圧)を求める。

#### b. 原子炉本体への動水圧と等価な節点力の計算

2つの形状の矩形について a. で計算された動水圧から、原子炉本体解析モデルの各質点に対する動水圧と等価な節点力を求める。

この際、a. で計算された動水圧が任意の点における単位幅当たりの圧力である為、これを原子炉本体の直径(2.0m)あたりに換算し、さらに原子炉本体解析モデルの各質点の深さ方向の支配長さを考慮して、各質点に対する節点力とした。

#### c. 等価節点力による静的応力解析

b. で計算された動水圧と等価な節点力を各質点で静的に作用させる静的応力解析を行う。そして、外部液体のスロッシングによる原子炉本体の発生断面力と地震時の発生断面力を足し合わせ、耐震評価を行う。

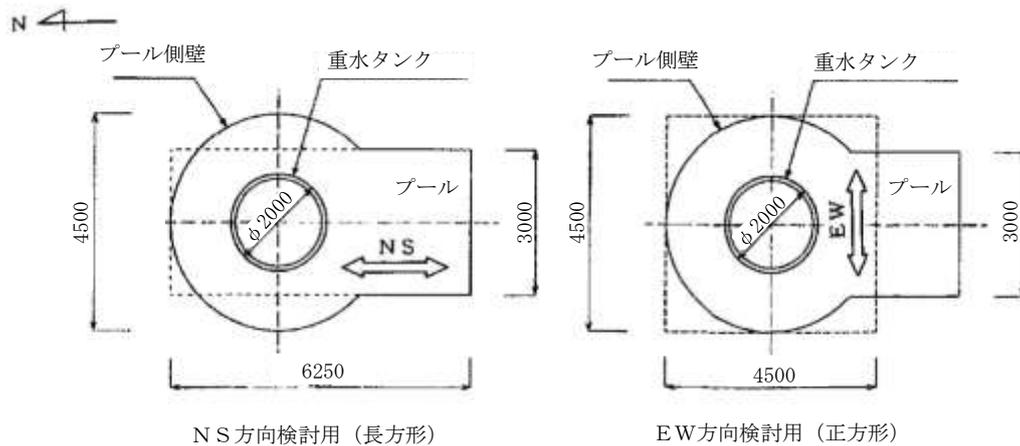


図-1-2-1.5 スロッシングの検討で用いたプール形状

なお、表-1-2-1.2 の、スロッシングの影響で原子炉本体に作用する動水圧の算定には、次の値を用いた。

(a) プール設置床の応答最大加速度

原子炉本体底面位置(フローア:1F(GL-0.175m)、ポイント番号:3)における応答最大加速度と原子炉本体底面位置とその上階床(フローア:1F(GL+3.800m)、ポイント番号:9)との平均の応答最大加速度の大きい方を用いた。ただし、地震動 Sd については静的地震力による加速度と比較し、大きい方の加速度を用いた。

(b) スロッシングの 1 次固有周期における床応答スペクトル値

自由水一次円振動数の式による周期の算定から、スロッシングの 1 次固有周期は NS 方向: 2.822s ; EW 方向: 2.393s になる。本検討においては、原子炉本体底面位置(フローア:1F(GL-0.175m)、ポイント番号:3)における、地震動 Ss 及び Sd の減衰定数 0.5%での各方向周期の床応答スペクトル値を用いた。ただし、地震動 Sd については静的地震力による加速度と比較し、大きい方の加速度を用いた。

ここで、パラメータ H は、液面高さ(h)とプール幅(2L)との関係から、次の様に設定される。

<NS 方向>

・液面高さ:h=8.0×10<sup>3</sup>mm、プール幅 :2L=6.25×10<sup>3</sup>mm

$$H = \begin{cases} h: h \leq 1.5L \\ 1.5L: h > 1.5L \end{cases} \rightarrow H = 1.5L = 4687.5\text{mm}$$

<EW 方向>

・液面高さ:h=8.0×10<sup>3</sup>mm、プール幅 :2L=4.5×10<sup>3</sup>mm

$$H = \begin{cases} h: h \leq 1.5L \\ 1.5L: h > 1.5L \end{cases} \rightarrow H = 1.5L = 3375.0\text{mm}$$

(2) スロッシング荷重

表-1-2-1.3, 表-1-2-1.4 に、ハウスナーの理論により計算されたプール側壁における衝撃圧と揺動圧及びその総和(動水圧)を示し、さらにこれから計算された原子炉本体解析モデルの各質点に対する動水圧と等価な節点力を示す。

表-1-2-1.3 スロッシングによる圧力分布及び等価節点力(Ss)

質点 No.	高さ [mm]	単位幅あたりの圧力分布[MPa]						支配幅考慮[N/mm]		等価接点力[N]	
		NS 方向			EW 方向			NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
		衝撃圧	揺動圧	総和(動水圧)	衝撃圧	揺動圧	総和(動水圧)				
1	3135	0.0236	0.0038	0.0274	0.0187	0.0013	0.0200	3.622	2.633	7244.0	5267.0
2	2871	0.0236	0.0034	0.0270	0.0187	0.0011	0.0197	7.115	5.201	14230.0	10400.0
3	2608	0.0236	0.0030	0.0266	0.0187	0.0009	0.0196	7.003	5.145	14010.0	10290.0
4	2345	0.0236	0.0027	0.0263	0.0187	0.0008	0.0194	6.932	5.116	13860.0	10230.0
5	2081	0.0236	0.0024	0.0260	0.0187	0.0006	0.0193	6.860	5.085	13720.0	10170.0
6	1818	0.0236	0.0022	0.0258	0.0187	0.0005	0.0192	6.786	5.050	13570.0	10100.0
7	1555	0.0236	0.0020	0.0256	0.0187	0.0005	0.0191	6.697	5.001	13390.0	10000.0
8	1295	0.0236	0.0018	0.0255	0.0187	0.0004	0.0191	6.606	4.947	13210.0	9894.0
9	1036	0.0236	0.0017	0.0253	0.0187	0.0004	0.0190	6.561	4.925	13120.0	9851.0
10	777	0.0236	0.0016	0.0252	0.0187	0.0003	0.0190	6.537	4.916	13070.0	9833.0
11	518	0.0236	0.0016	0.0252	0.0187	0.0003	0.0190	6.520	4.910	13040.0	9820.0
12	259	0.0236	0.0015	0.0251	0.0187	0.0003	0.0189	6.510	4.906	13020.0	9813.0
13	0	0.0236	0.0015	0.0251	0.0187	0.0003	0.0189	3.253	2.453	6507.0	4905.0

表-1-2-1.4 スロッシングによる圧力分布及び等価節点力(Sd と静的地震力の大きい方)

質点 No.	高さ [mm]	単位幅あたりの圧力分布[MPa]						支配幅考慮[N/mm]		等価接点力[N]	
		NS 方向			EW 方向			NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
		衝撃圧	揺動圧	総和(動水圧)	衝撃圧	揺動圧	総和(動水圧)				
1	3135	0.0178	0.0018	0.0196	0.0128	0.0006	0.0134	2.586	1.773	5173.0	3546.0
2	2871	0.0178	0.0016	0.0194	0.0128	0.0005	0.0133	5.108	3.511	10220.0	7022.0
3	2608	0.0178	0.0014	0.0192	0.0128	0.0005	0.0132	5.051	3.481	10100.0	6963.0
4	2345	0.0178	0.0013	0.0190	0.0128	0.0004	0.0132	5.020	3.469	10040.0	6938.0
5	2081	0.0178	0.0012	0.0189	0.0128	0.0003	0.0131	4.985	3.453	9970.0	6907.0
6	1818	0.0178	0.0010	0.0188	0.0128	0.0003	0.0131	4.946	3.434	9893.0	6869.0
7	1555	0.0178	0.0010	0.0187	0.0128	0.0002	0.0130	4.894	3.405	9788.0	6809.0
8	1295	0.0178	0.0009	0.0186	0.0128	0.0002	0.0130	4.837	3.371	9674.0	6742.0
9	1036	0.0178	0.0008	0.0186	0.0128	0.0002	0.0130	4.813	3.358	9625.0	6716.0
10	777	0.0178	0.0008	0.0185	0.0128	0.0002	0.0129	4.801	3.354	9602.0	6707.0
11	518	0.0178	0.0007	0.0185	0.0128	0.0001	0.0129	4.793	3.351	9586.0	6701.0
12	259	0.0178	0.0007	0.0185	0.0128	0.0001	0.0129	4.788	3.349	9576.0	6698.0
13	0	0.0178	0.0007	0.0185	0.0128	0.0001	0.0129	2.393	1.674	4786.0	3348.0

4. 解析結果

(1) 固有値解析結果

原子炉本体モデルの固有値解析結果を表-1-2-1.5 に、第一次振動モードを図-1-2-1.6 に示す。

表-1-2-1.5 原子炉本体の固有値

次数	水平方向		鉛直方向	
	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)
1	0.027	36.7	0.008	121.4

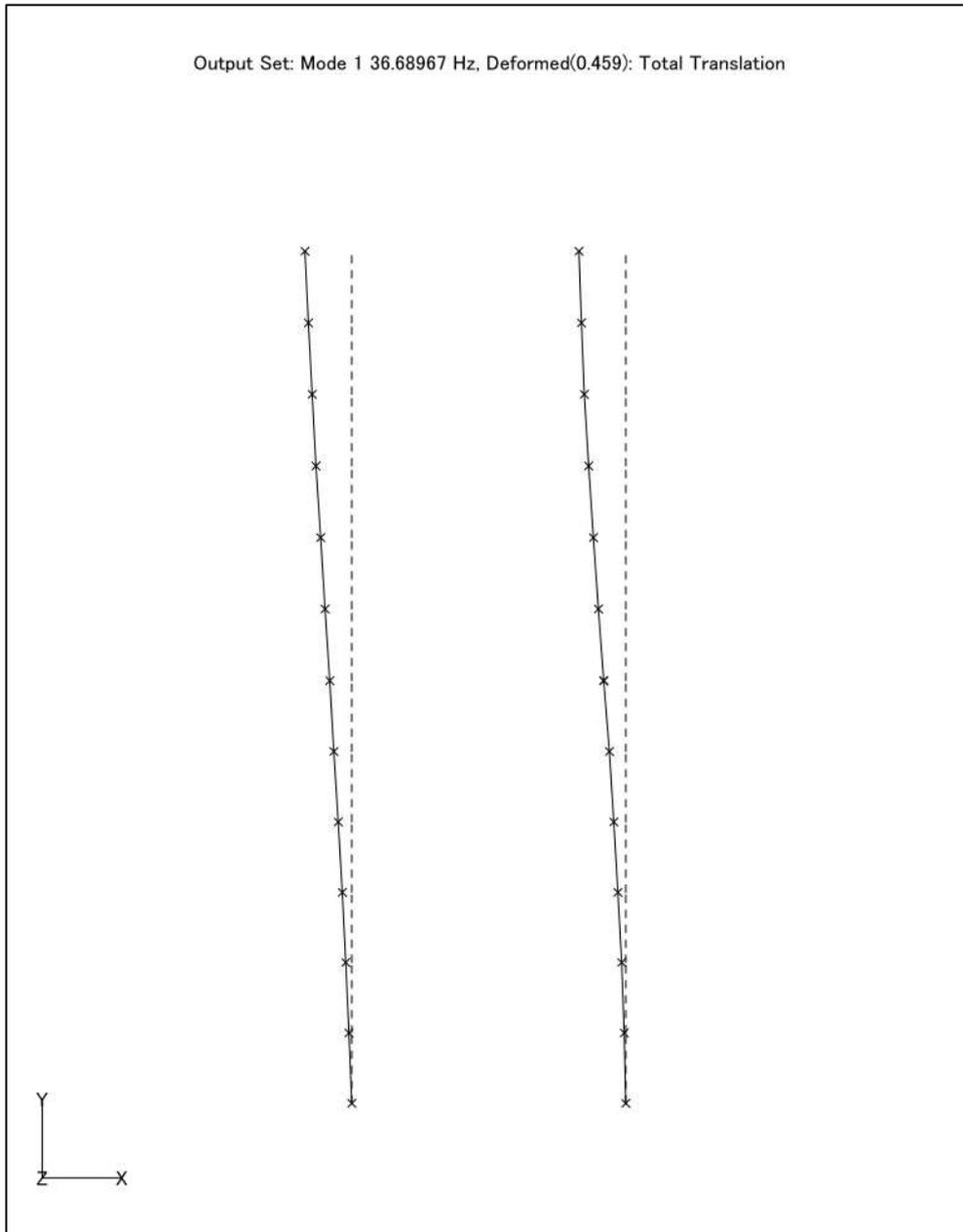
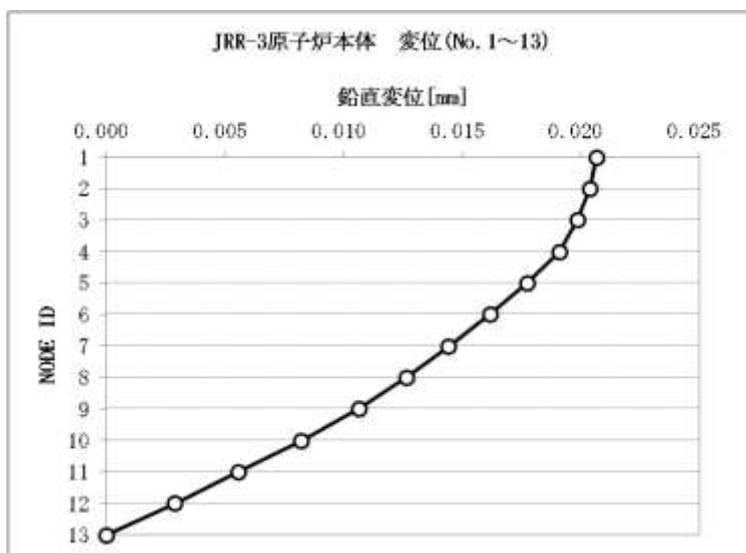


図-1-2-1.6 原子炉本体の第一次振動モード

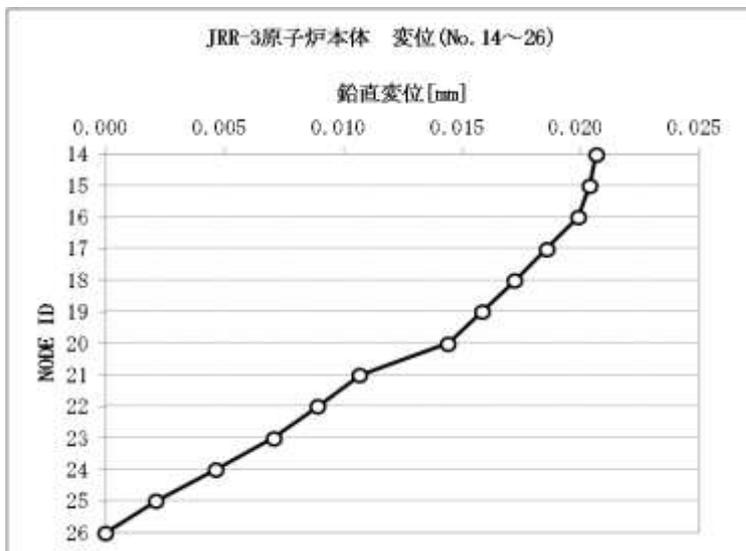
(2) 自重解析結果

自重解析結果による鉛直変位および軸力を図-1-2-1.7～図-1-2-1.10 に示す。



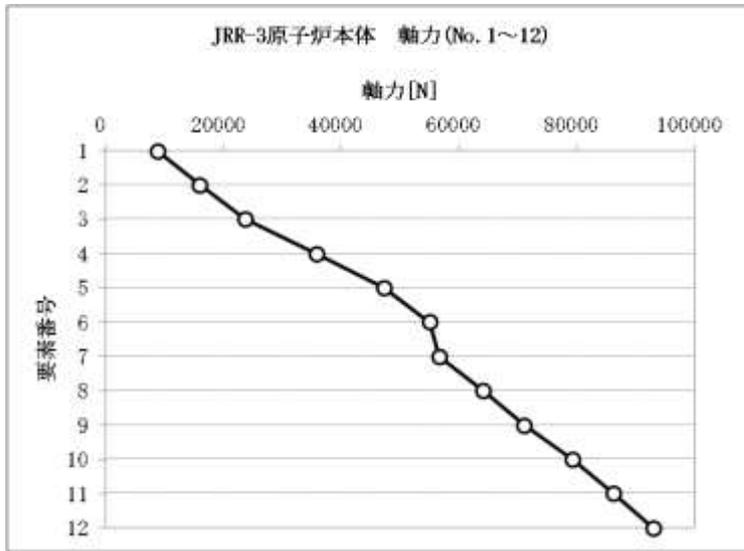
荷重：自重	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.021
2	0.020
3	0.020
4	0.019
5	0.018
6	0.016
7	0.014
8	0.013
9	0.011
10	0.008
11	0.006
12	0.003
13	0.000

図-1-2-1.7 重水タンク外胴・プレナムの鉛直方向変位量（自重解析）



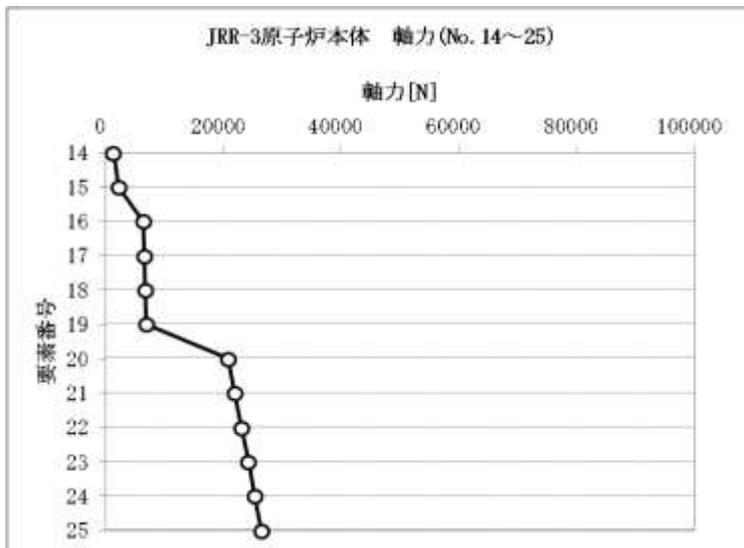
荷重：自重	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.021
15	0.020
16	0.020
17	0.019
18	0.017
19	0.016
20	0.014
21	0.011
22	0.009
23	0.007
24	0.005
25	0.002
26	0.000

図-1-2-1.8 重水タンク内胴・格子板支持胴の鉛直方向変位量（自重解析）



荷重：自重	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	軸力 [N]
1	8821.0
2	16040.0
3	23770.0
4	35910.0
5	47300.0
6	55060.0
7	56650.0
8	64070.0
9	71150.0
10	79370.0
11	86260.0
12	93060.0

図-1-2-1.9 重水タンク外胴・プレナムの軸力 (自重解析)

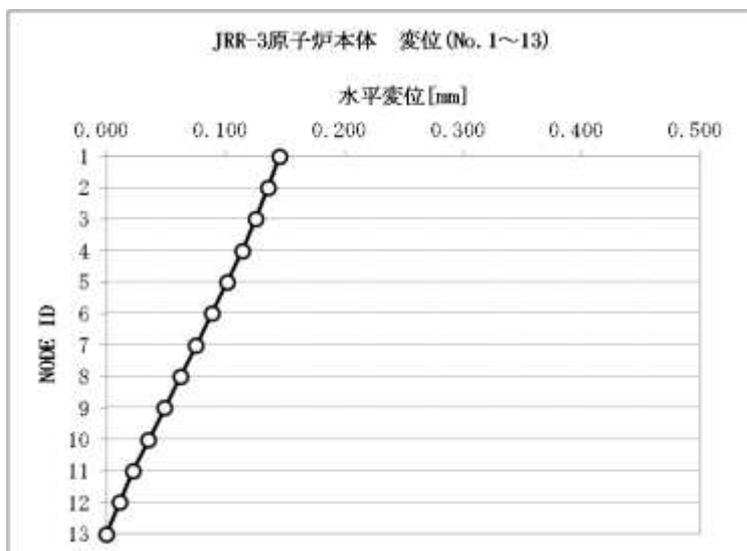


荷重：自重	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	軸力 [N]
14	1368.0
15	2221.0
16	6428.0
17	6595.0
18	6762.0
19	6929.0
20	20780.0
21	21910.0
22	23100.0
23	24290.0
24	25400.0
25	26530.0

図-1-2-1.10 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力 (自重解析)

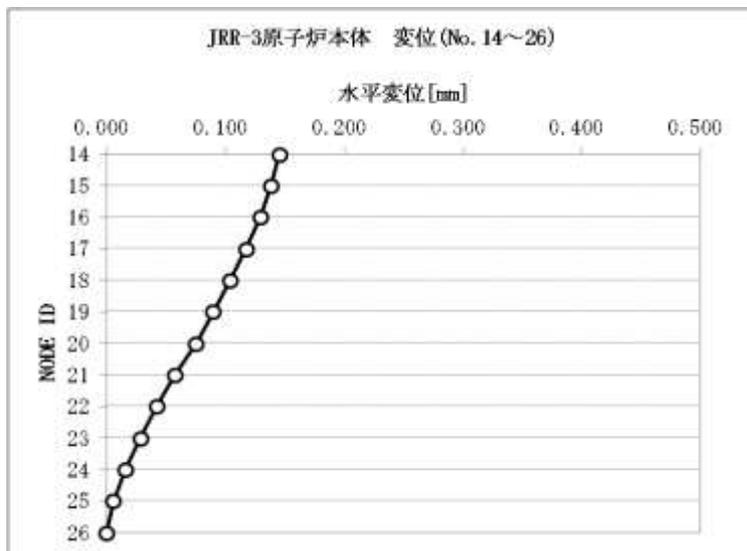
(3) 静的地震力解析

原子炉本体モデルに対し、静的地震力による静的解析を行った。解析結果より、変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを図-1-2-1.11～図-1-2-1.20に示す。



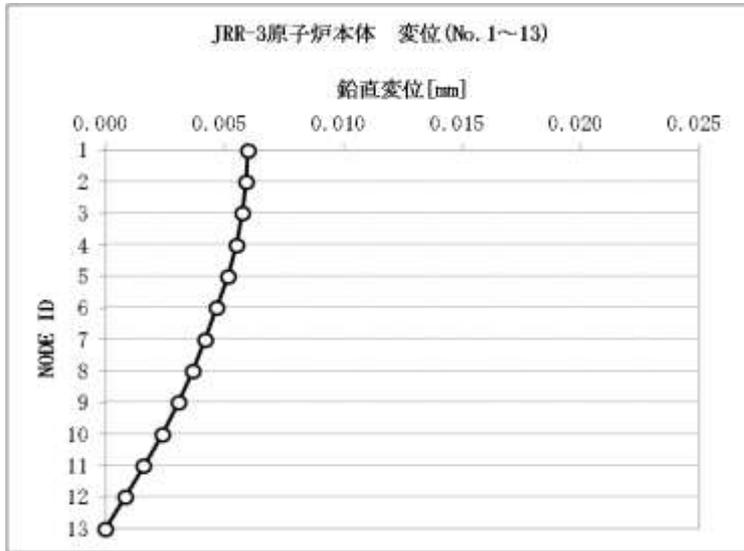
荷重：水平静的地震力	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.146
2	0.136
3	0.126
4	0.115
5	0.102
6	0.089
7	0.075
8	0.062
9	0.049
10	0.036
11	0.023
12	0.011
13	0.000

図-1-2-1.11 重水タンク外胴・プレナムの水平方向変位量(静的地震力解析)



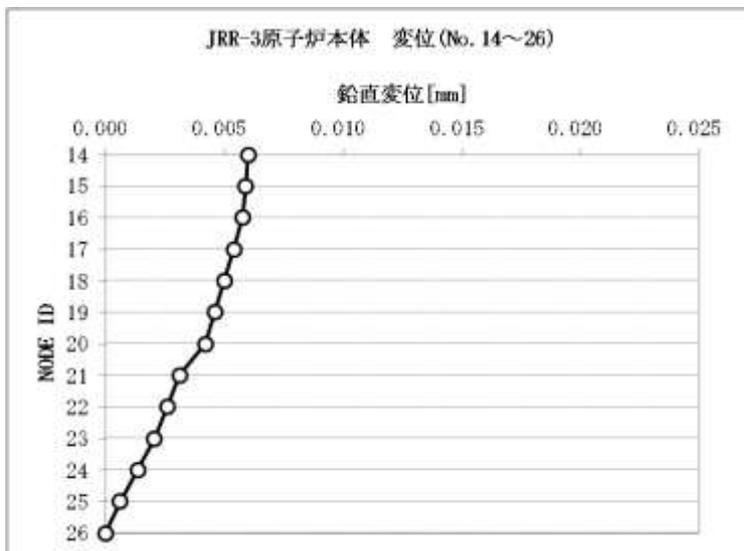
荷重：水平静的地震力	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.146
15	0.138
16	0.130
17	0.117
18	0.104
19	0.090
20	0.075
21	0.057
22	0.043
23	0.029
24	0.016
25	0.006
26	0.000

図-1-2-1.12 重水タンク内胴・格子板支持胴の水平方向変位量(静的地震力解析)



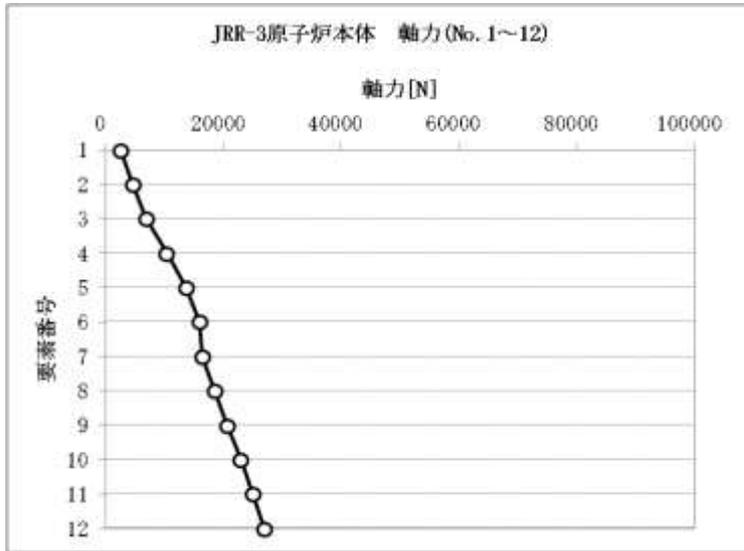
荷重：鉛直静的地震力	
1～7	重水タンク外
7～13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.006
2	0.006
3	0.006
4	0.006
5	0.005
6	0.005
7	0.004
8	0.004
9	0.003
10	0.002
11	0.002
12	0.001
13	0.000

図-1-2-1.13 重水タンク外胴・プレナムの鉛直方向変位量(静的地震力解析)



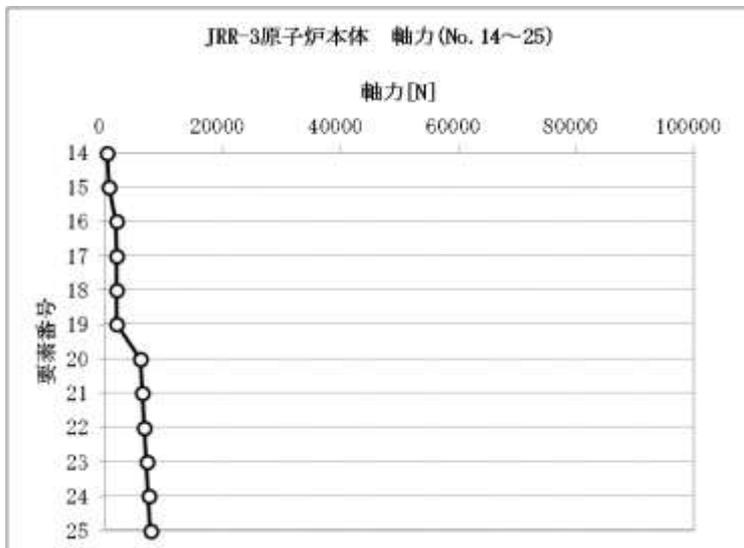
荷重：鉛直静的地震力	
14～20	重水タンク内
20～26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.006
15	0.006
16	0.006
17	0.005
18	0.005
19	0.005
20	0.004
21	0.003
22	0.003
23	0.002
24	0.001
25	0.001
26	0.000

図-1-2-1.14 重水タンク内胴・格子板支持胴の鉛直方向変位量(静的地震力解析)



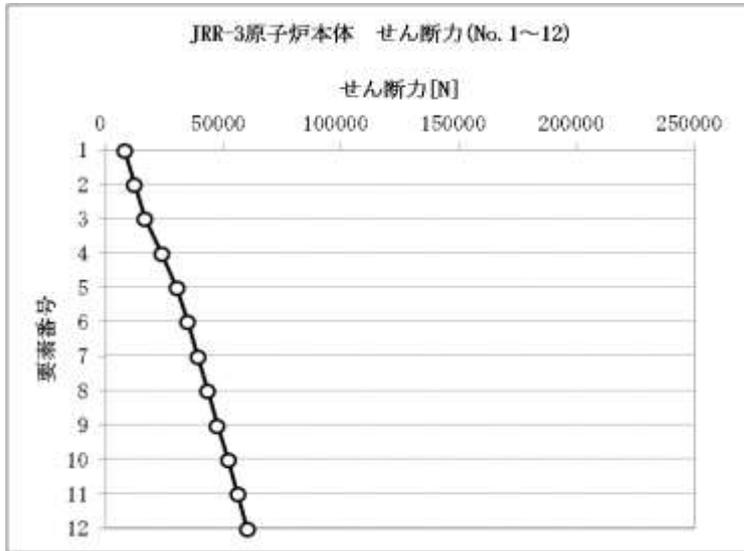
荷重：鉛直静的地震力	
要素	軸力 [N]
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
1	2558.0
2	4651.0
3	6892.0
4	10410.0
5	13720.0
6	15970.0
7	16430.0
8	18580.0
9	20630.0
10	23020.0
11	25020.0
12	26990.0

図-1-2-1.15 重水タンク外胴・プレナムの軸力(静的地震力解析)



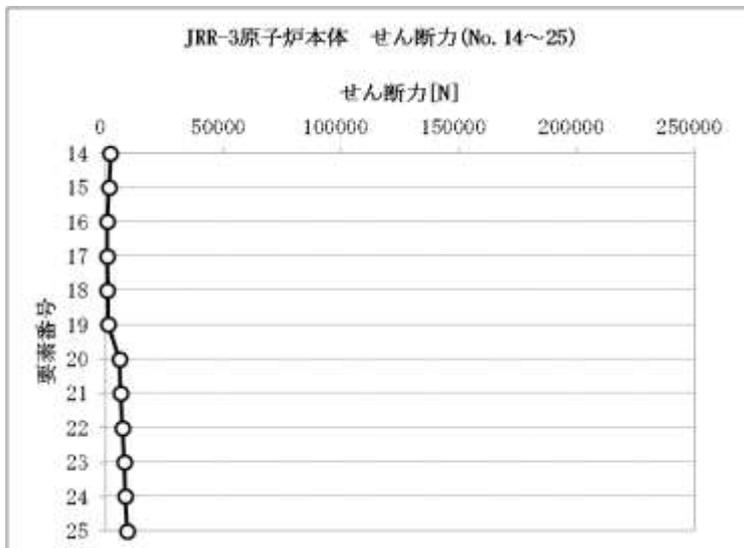
荷重：鉛直静的地震力	
要素	軸力 [N]
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
14	396.8
15	644.2
16	1864.0
17	1913.0
18	1961.0
19	2009.0
20	6028.0
21	6355.0
22	6699.0
23	7043.0
24	7367.0
25	7694.0

図-1-2-1.16 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力(静的地震力解析)



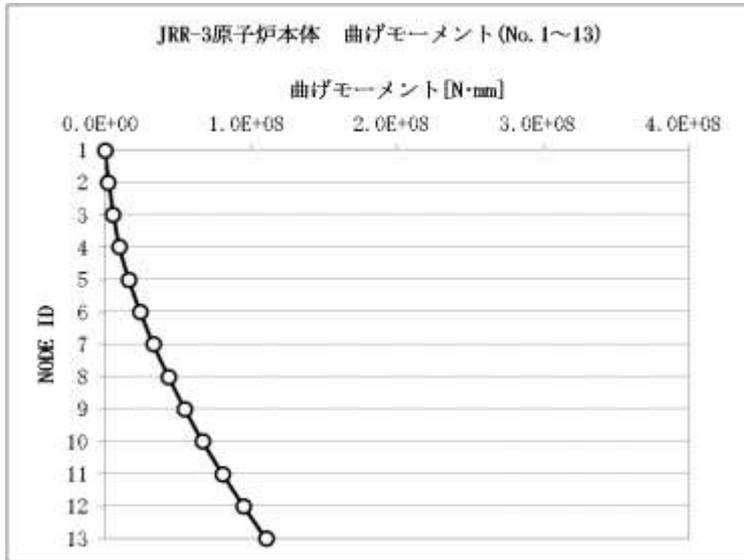
荷重：水平静的地震力	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	8045.0
2	12230.0
3	16710.0
4	23750.0
5	30360.0
6	34860.0
7	39020.0
8	43330.0
9	47440.0
10	52200.0
11	56200.0
12	60140.0

図-1-2-1.17 重水タンク外胴・プレナムのせん断力(静的地震力解析)



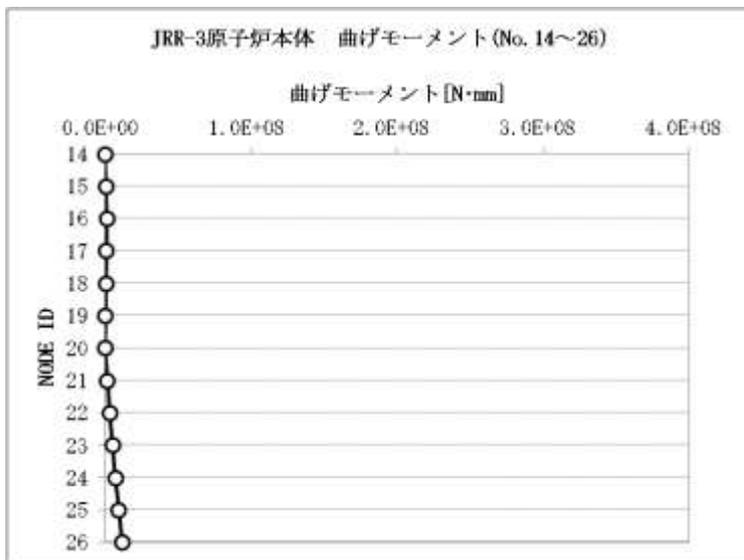
荷重：水平静的地震力	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	2135.0
15	1640.0
16	799.9
17	896.6
18	993.3
19	1090.0
20	5888.0
21	6542.0
22	7230.0
23	7918.0
24	8567.0
25	9221.0

図-1-2-1.18 重水タンク内胴・格子板支持胴のせん断力(静的地震力解析)



荷重：水平静的地震力	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント
1	0
2	2124000
3	5341000
4	9736000
5	16010000
6	23990000
7	33160000
8	43310000
9	54530000
10	66820000
11	80340000
12	94890000
13	110500000

図-1-2-1.19 重水タンク外胴・プレナムの曲げモーメント(静的地震力解析)

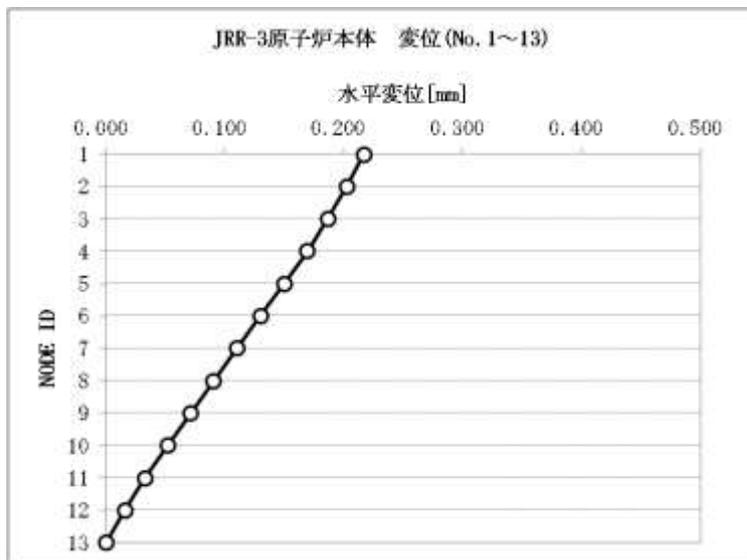


荷重：水平静的地震力	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント
14	0
15	563600
16	995000
17	784600
18	547900
19	286700
20	0
21	1531000
22	3225000
23	5098000
24	7149000
25	9367000
26	11760000

図-1-2-1.20 重水タンク内胴・格子板支持胴の曲げモーメント(静的地震力解析)

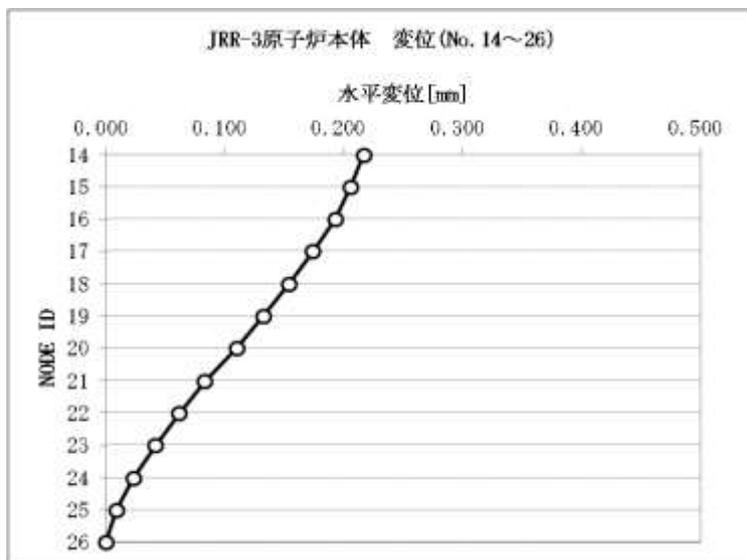
(4) Ss 地震応答解析結果

原子炉本体モデルに対し、時刻歴応答解析による動的解析を行った。Ss 地震動による解析結果より、変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを図-1-2-1.21～図-1-2-1.30 に示す。なお、NS 及び EW のうち大きい方の値を記載する。



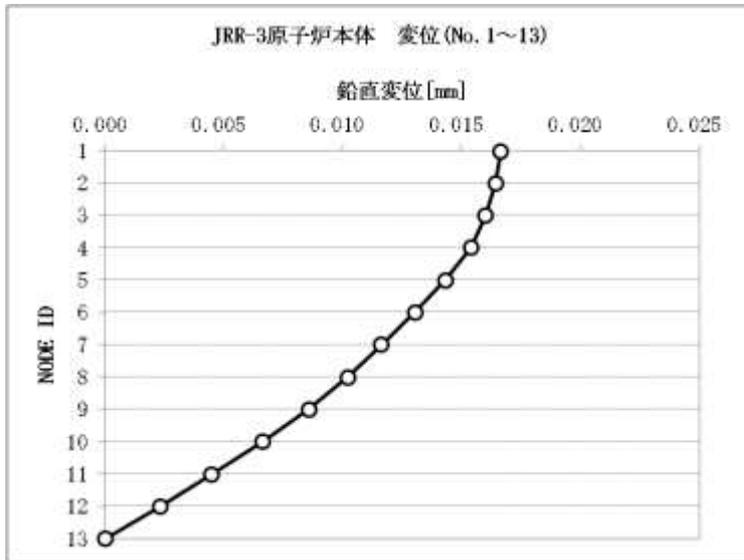
荷重：Ss 地震動	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.217
2	0.202
3	0.186
4	0.169
5	0.150
6	0.130
7	0.110
8	0.090
9	0.071
10	0.051
11	0.033
12	0.016
13	0.000

図-1-2-1.21 重水タンク外胴・プレナムの水平方向変位量 (Ss 地震応答解析)



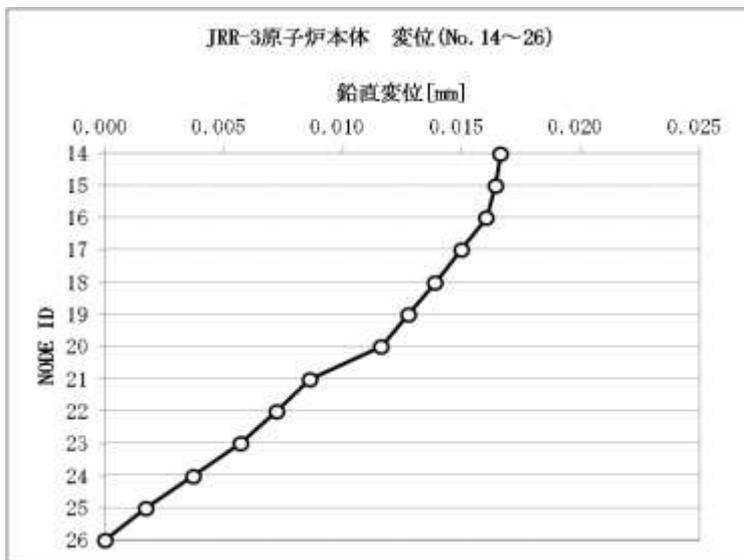
荷重：Ss 地震動	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.217
15	0.206
16	0.193
17	0.174
18	0.154
19	0.132
20	0.110
21	0.083
22	0.062
23	0.042
24	0.023
25	0.008
26	0.000

図-1-2-1.22 重水タンク内胴・格子板支持胴の水平方向変位量 (Ss 地震応答解析)



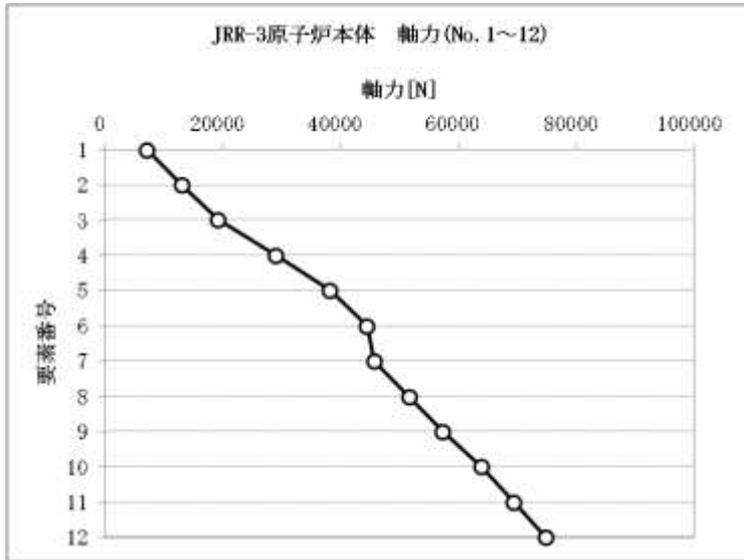
荷重：Ss 地震動	
1～7	重水タンク外
7～13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.017
2	0.016
3	0.016
4	0.015
5	0.014
6	0.013
7	0.012
8	0.010
9	0.009
10	0.007
11	0.004
12	0.002
13	0.000

図-1-2-1.23 重水タンク外胴・プレナムの鉛直方向変位量 (Ss 地震応答解析)



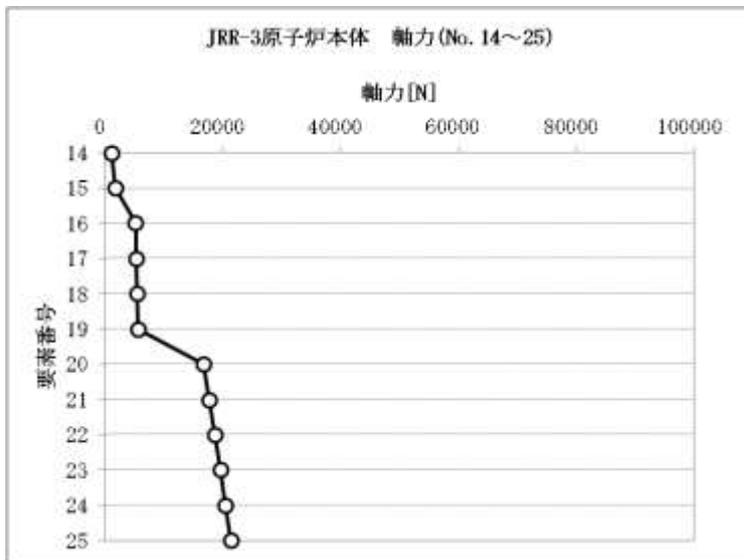
荷重：Ss 地震動	
14～20	重水タンク内
20～26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.017
15	0.016
16	0.016
17	0.015
18	0.014
19	0.013
20	0.012
21	0.009
22	0.007
23	0.006
24	0.004
25	0.002
26	0.000

図-1-2-1.24 重水タンク内胴・格子板支持胴の鉛直方向変位量 (Ss 地震応答解析)



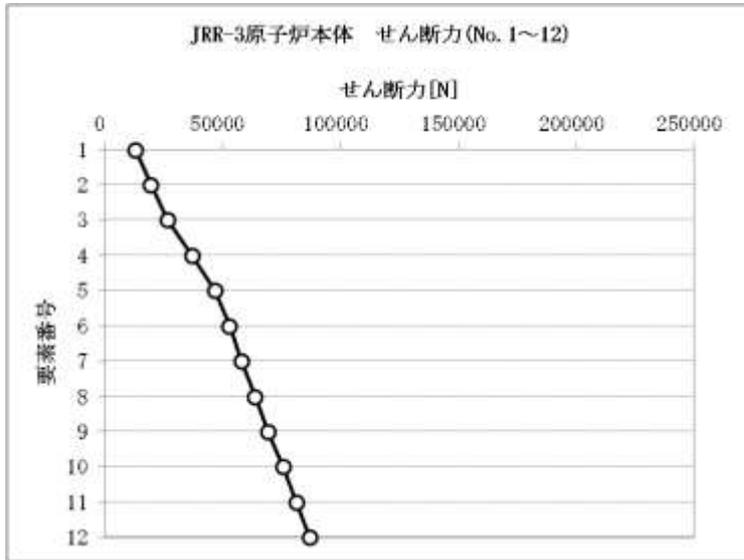
荷重：Ss 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	軸力 [N]
1	7132.0
2	12960.0
3	19200.0
4	29000.0
5	38190.0
6	44440.0
7	45700.0
8	51660.0
9	57330.0
10	63910.0
11	69420.0
12	74840.0

図-1-2-1.25 重水タンク外胴・プレナムの軸力 (Ss 地震応答解析)



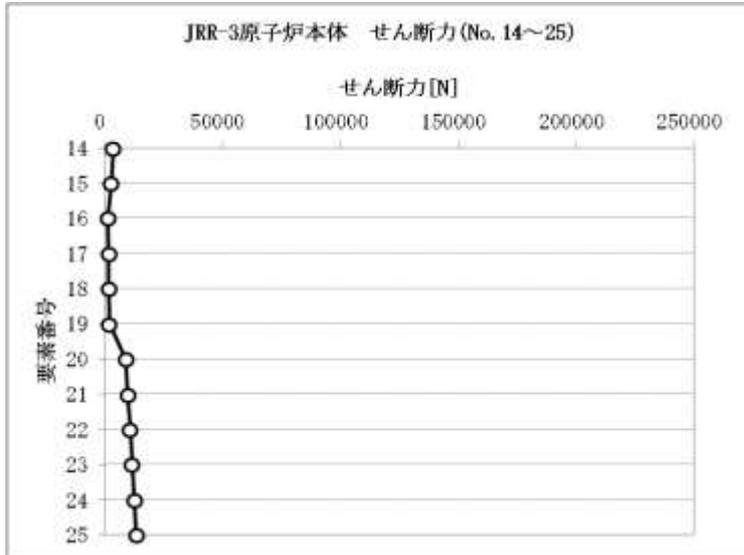
荷重：Ss 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	軸力 [N]
14	1102.0
15	1791.0
16	5193.0
17	5328.0
18	5462.0
19	5596.0
20	16750.0
21	17660.0
22	18610.0
23	19550.0
24	20450.0
25	21350.0

図-1-2-1.26 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力 (Ss 地震応答解析)



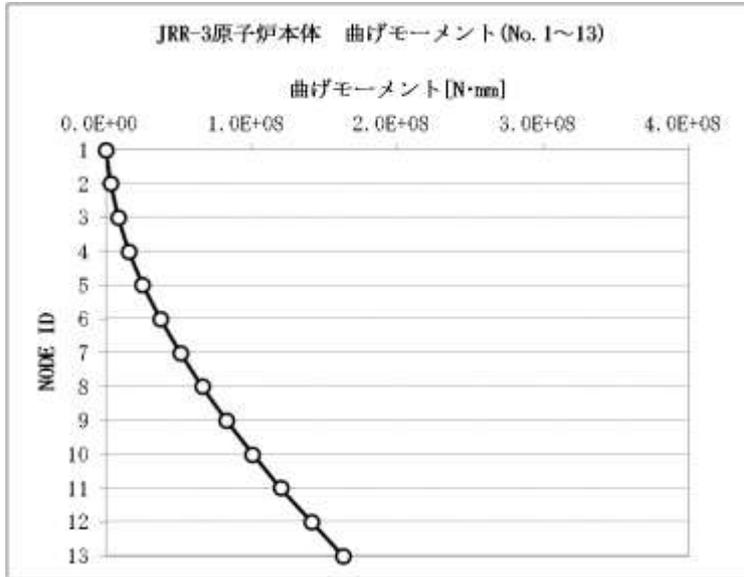
荷重：Ss 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力[N]
1	12880.0
2	19490.0
3	26390.0
4	36940.0
5	46530.0
6	52830.0
7	57930.0
8	63660.0
9	68990.0
10	75470.0
11	81160.0
12	86750.0

図-1-2-1.27 重水タンク外胴・プレナムのせん断力 (Ss 地震応答解析)



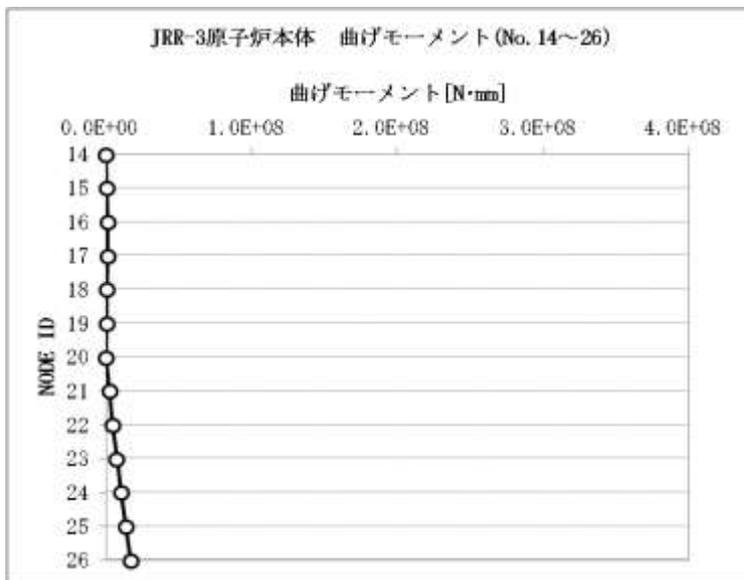
荷重：Ss 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力[N]
14	3328.0
15	2544.0
16	1255.0
17	1401.0
18	1543.0
19	1680.0
20	8811.0
21	9673.0
22	10550.0
23	11450.0
24	12370.0
25	13300.0

図-1-2-1.28 重水タンク内胴・格子板支持胴のせん断力 (Ss 地震応答解析)



荷重 : Ss 地震動	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント
1	0
2	3400000
3	8527000
4	15470000
5	25220000
6	37460000
7	51350000
8	66390000
9	82830000
10	100700000
11	120100000
12	140800000
13	162700000

図-1-2-1.29 重水タンク外胴・プレナムの曲げモーメント (Ss 地震応答解析)



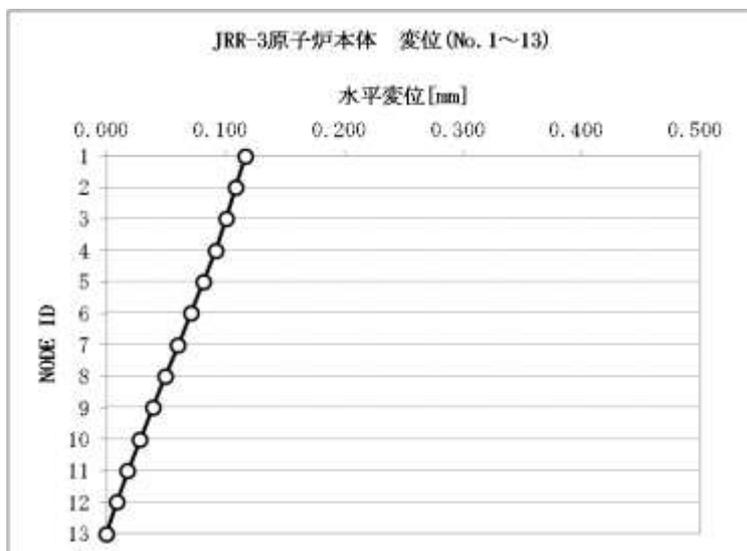
荷重 : Ss 地震動	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント
14	0
15	878600
16	1548000
17	1218000
18	847700
19	441900
20	0
21	2291000
22	4796000
23	7529000
24	10480000
25	13640000
26	17000000

図-1-2-1.30 重水タンク内胴・格子板支持胴の曲げモーメント (Ss 地震応答解析)

(5) Sd 地震応答解析結果

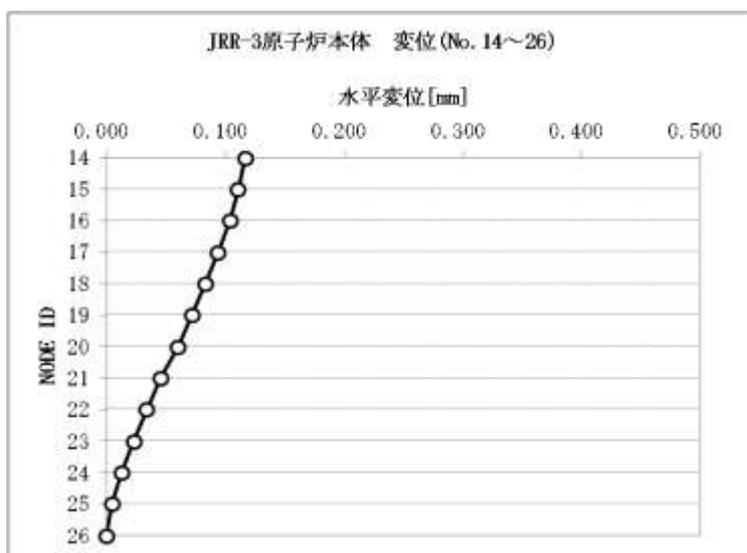
Sd 地震動による解析結果より、変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを図-1-2-1.31～図-1-2-1.40 重水タンク内胴・格子板支持胴の曲げモーメント (Sd 地震応答解析)

に示す。なお、NS 及び EW のうち大きい方の値を記載する。



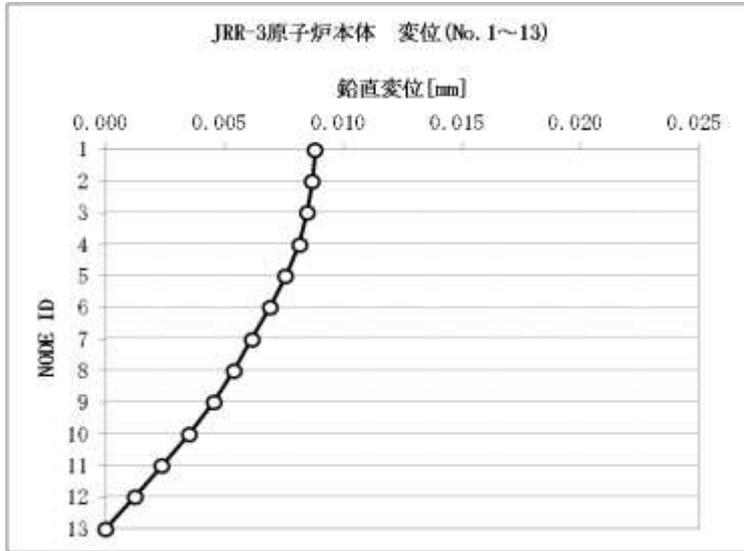
荷重：Sd 地震動	
1～7	重水タンク外
7～13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.117
2	0.109
3	0.101
4	0.092
5	0.081
6	0.071
7	0.060
8	0.050
9	0.039
10	0.028
11	0.018
12	0.009
13	0.000

図-1-2-1.31 重水タンク外胴・プレナムの水平方向変位量 (Sd 地震応答解析)



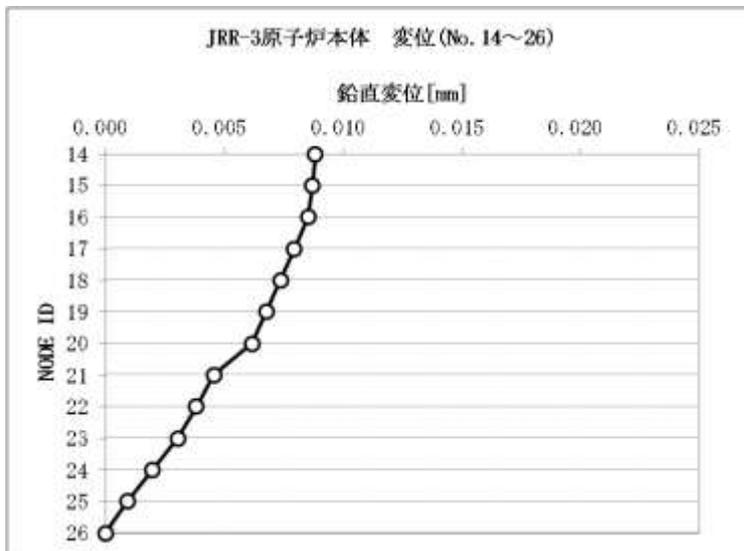
荷重：Sd 地震動	
14～20	重水タンク内
20～26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.117
15	0.111
16	0.104
17	0.094
18	0.083
19	0.072
20	0.060
21	0.046
22	0.034
23	0.023
24	0.013
25	0.005
26	0.000

図-1-2-1.32 重水タンク内胴・格子板支持胴の水平方向変位量 (Sd 地震応答解析)



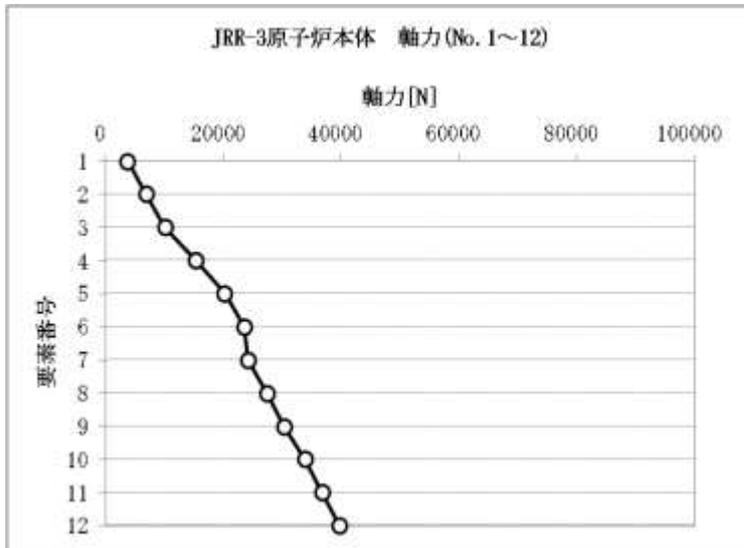
荷重 : Sd 地震動	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.009
2	0.009
3	0.008
4	0.008
5	0.008
6	0.007
7	0.006
8	0.005
9	0.005
10	0.004
11	0.002
12	0.001
13	0.000

図-1-2-1.33 重水タンク外胴・プレナムの鉛直方向変位量 (Sd 地震応答解析)



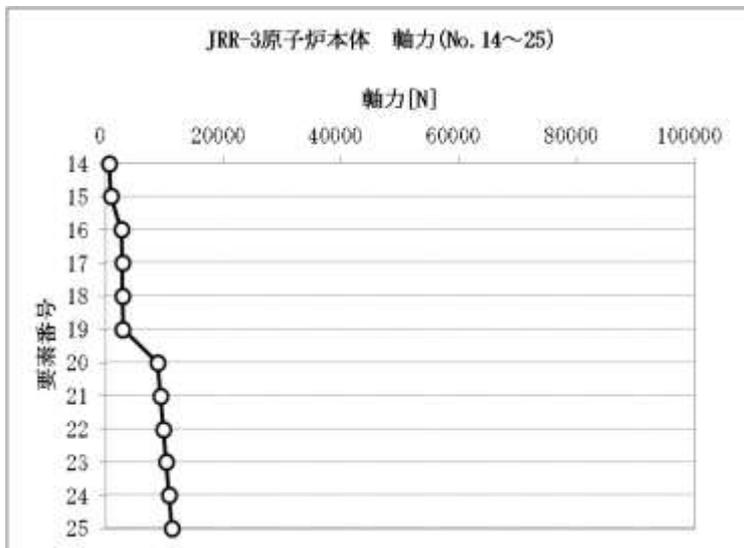
荷重 : Sd 地震動	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.009
15	0.009
16	0.009
17	0.008
18	0.007
19	0.007
20	0.006
21	0.005
22	0.004
23	0.003
24	0.002
25	0.001
26	0.000

図-1-2-1.34 重水タンク内胴・格子板支持胴の鉛直方向変位量 (Sd 地震応答解析)



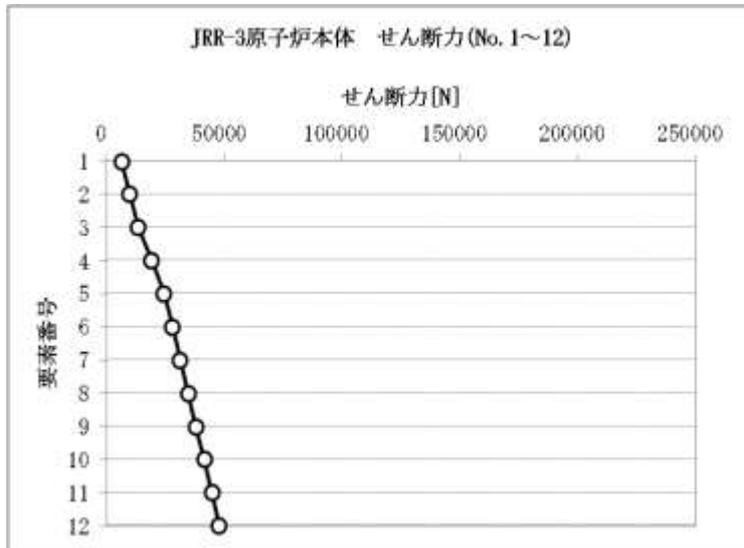
荷重：Sd 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	軸力 [N]
1	3784.0
2	6877.0
3	10190.0
4	15380.0
5	20260.0
6	23570.0
7	24240.0
8	27400.0
9	30410.0
10	33900.0
11	36830.0
12	39700.0

図-1-2-1.35 重水タンク外胴・プレナムの軸力 (Sd 地震応答解析)



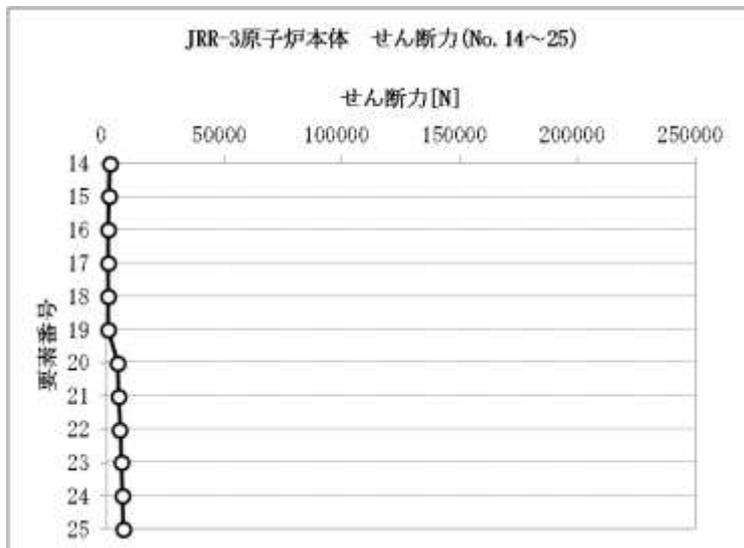
荷重：Sd 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	軸力 [N]
14	584.1
15	950.0
16	2755.0
17	2826.0
18	2898.0
19	2969.0
20	8886.0
21	9366.0
22	9870.0
23	10370.0
24	10850.0
25	11330.0

図-1-2-1.36 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力 (Sd 地震応答解析)



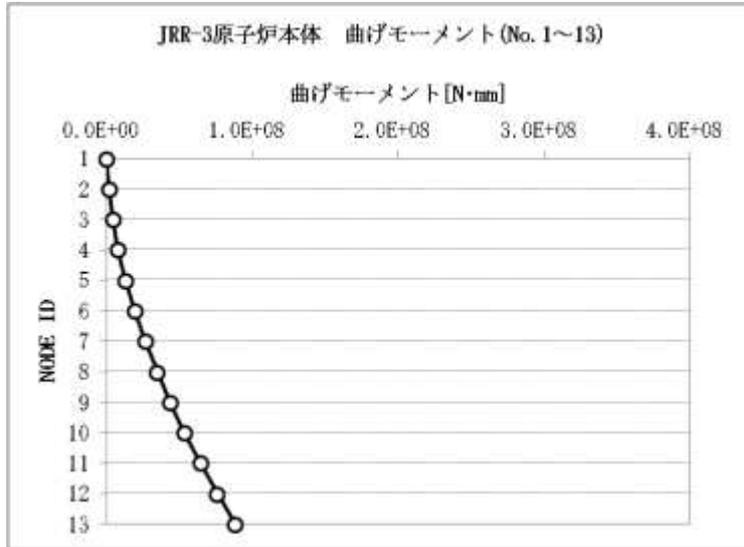
荷重：Sd 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力[N]
1	6473.0
2	9842.0
3	13450.0
4	19100.0
5	24390.0
6	27980.0
7	31250.0
8	34660.0
9	37900.0
10	41640.0
11	44760.0
12	47820.0

図-1-2-1.37 重水タンク外胴・プレナムのせん断力 (Sd 地震応答解析)



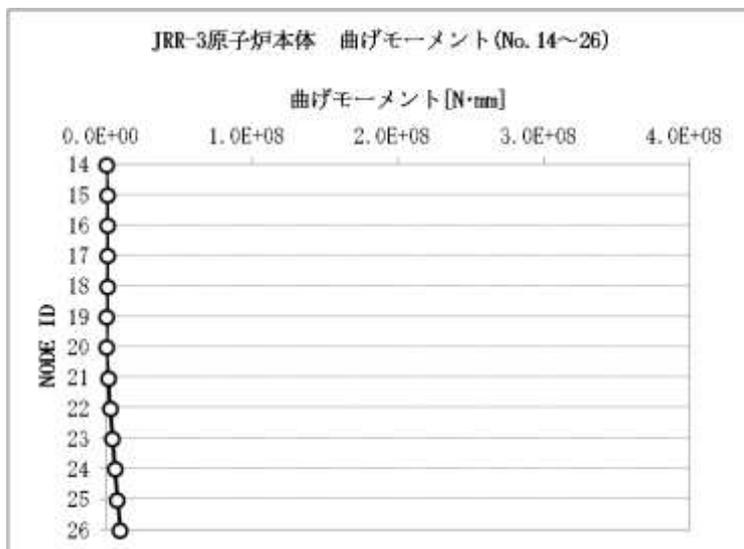
荷重：Sd 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力[N]
14	1709.0
15	1312.0
16	640.7
17	717.9
18	794.9
19	871.9
20	4721.0
21	5238.0
22	5778.0
23	6315.0
24	6818.0
25	7324.0

図-1-2-1.38 重水タンク内胴・格子板支持胴のせん断力 (Sd 地震応答解析)



荷重 : Sd 地震動	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント
1	0
2	1709000
3	4297000
4	7834000
5	12880000
6	19290000
7	26650000
8	34780000
9	43750000
10	53570000
11	64360000
12	75950000
13	88330000

図-1-2-1.39 重水タンク外胴・プレナムの曲げモーメント (Sd 地震応答解析)

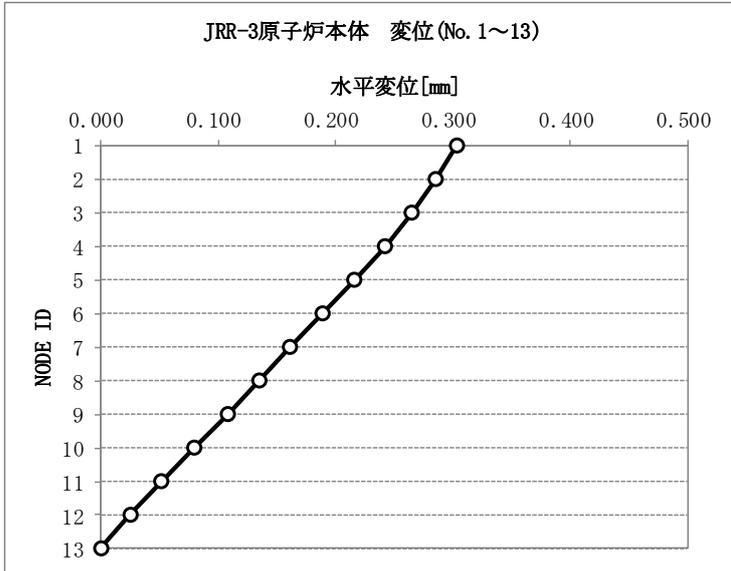


荷重 : Sd 地震動	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント
14	0
15	451300
16	796400
17	627900
18	438400
19	229300
20	0
21	1228000
22	2584000
23	4081000
24	5716000
25	7482000
26	9379000

図-1-2-1.40 重水タンク内胴・格子板支持胴の曲げモーメント (Sd 地震応答解析)

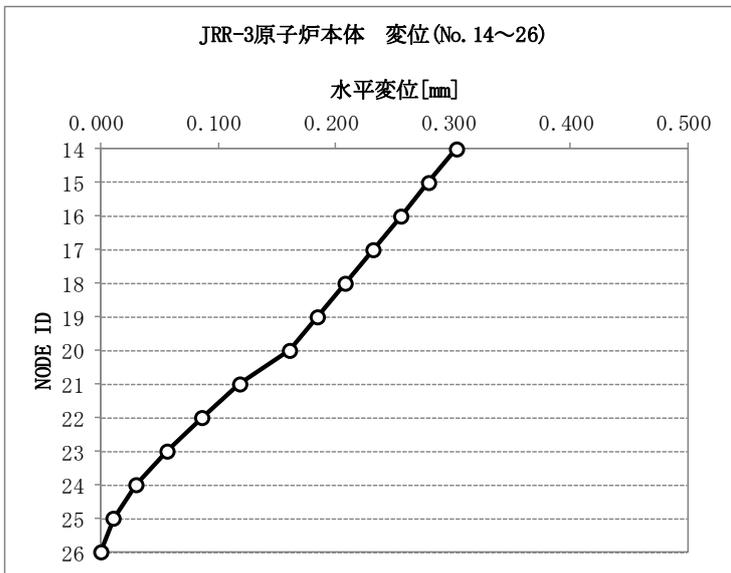
(6) Ss スロッシング荷重による静的解析

Ss スロッシング荷重による静的解析結果より、水平変位、せん断力、曲げモーメントを図-1-2-1.41～図-1-2-1.46 に示す。なお、NS 及び EW の 2 ケースのうち大きい方の値を記載する。



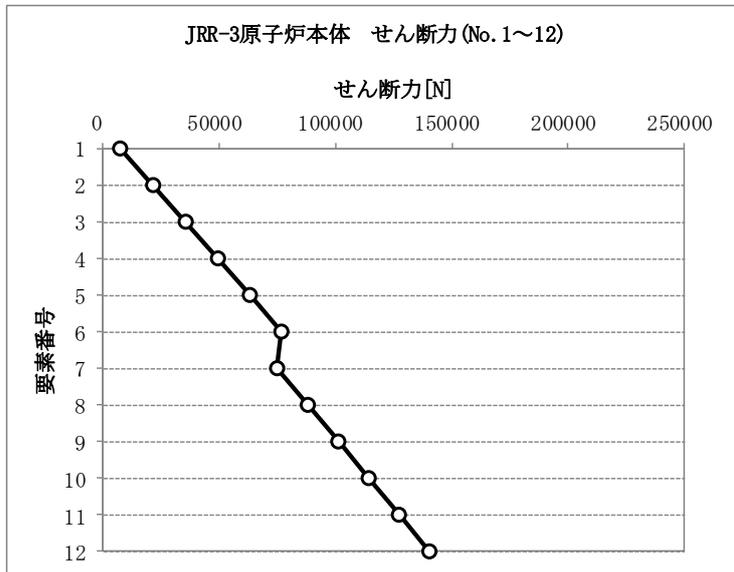
荷重 : Ss スロッシング	
1～7	重水タンク外
7～13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.303
2	0.285
3	0.265
4	0.242
5	0.216
6	0.189
7	0.161
8	0.135
9	0.108
10	0.079
11	0.051
12	0.025
13	0.000

図-1-2-1.41 外胴板・プレナムの変位量(Ss スロッシング荷重による静的解析)



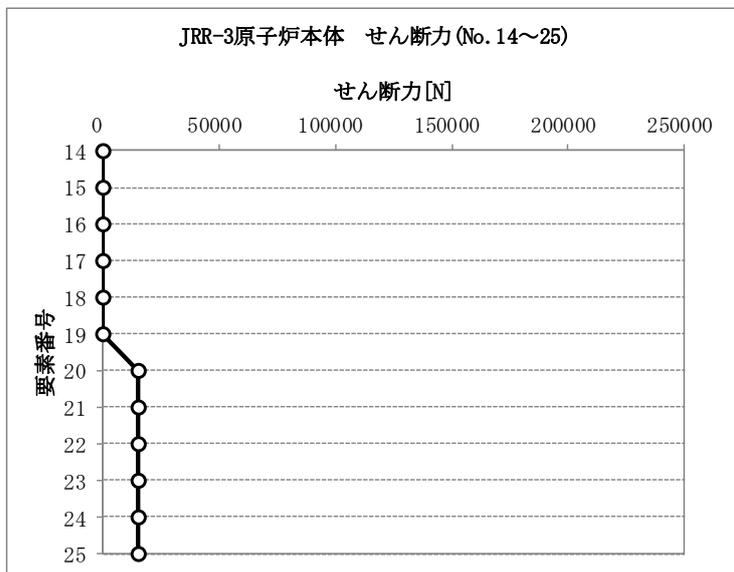
荷重 : Ss スロッシング	
14～20	重水タンク内
20～26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.303
15	0.279
16	0.256
17	0.232
18	0.208
19	0.185
20	0.161
21	0.118
22	0.086
23	0.056
24	0.030
25	0.010
26	0.000

図-1-2-1.42 内胴板・格子板支持胴の変位量(Ss スロッシング荷重による静的解析)



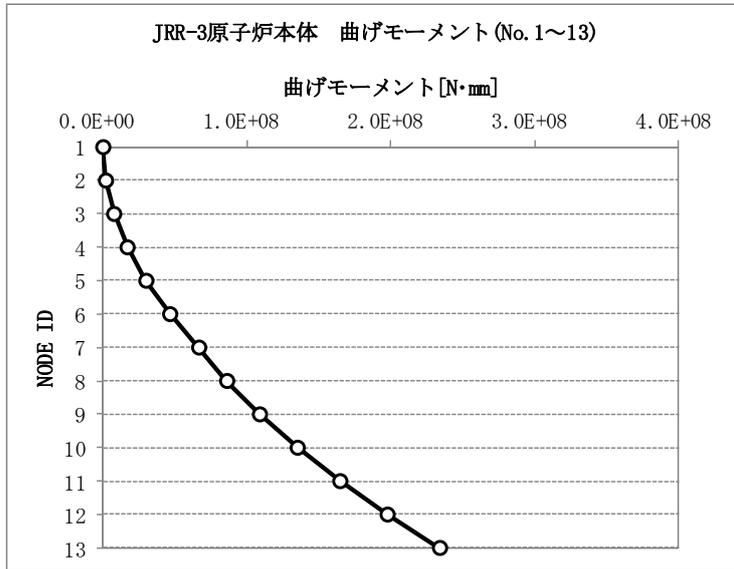
荷重 : Ss スロッシング	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	7244.0
2	21470.0
3	35480.0
4	49340.0
5	63060.0
6	76630.0
7	74800.0
8	88010.0
9	101100.0
10	114200.0
11	127200.0
12	140300.0

図-1-2-1.43 外胴板・プレナムのせん断力(Ss スロッシング荷重による静的解析)



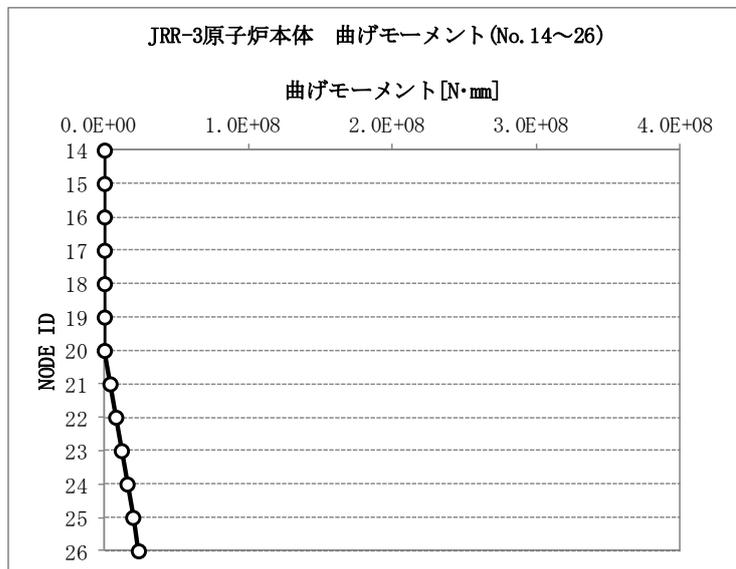
荷重 : Ss スロッシング	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	0.0
15	0.0
16	0.0
17	0.0
18	0.0
19	0.0
20	15220.0
21	15220.0
22	15220.0
23	15220.0
24	15220.0
25	15220.0

図-1-2-1.44 内胴板・格子板支持胴のせん断力(Ss スロッシング荷重による静的解析)



荷重 : Ss スロッシング	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント
1	0
2	19120000
3	75600000
4	168900000
5	299200000
6	465100000
7	666600000
8	861100000
9	1089000000
10	1351000000
11	1647000000
12	1976000000
13	2340000000

図-1-2-1.45 外胴板・プレナムの曲げモーメント (Ss スロッシング荷重による静的解析)

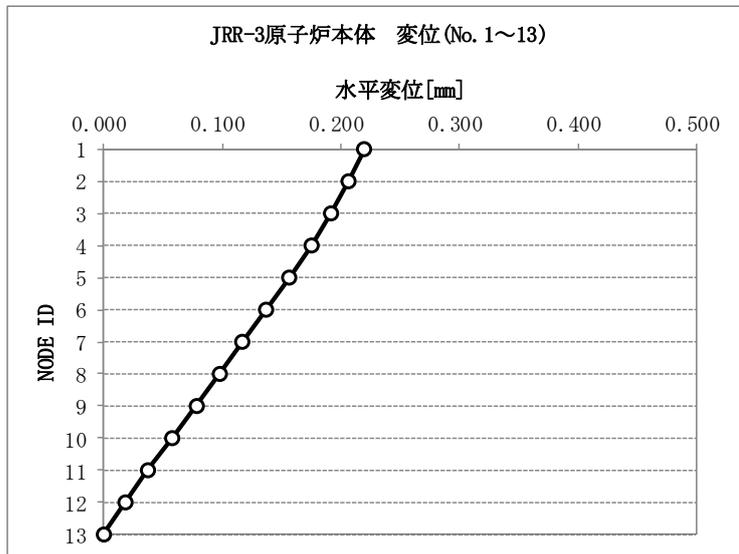


荷重 : Ss スロッシング	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント
14	0
15	0
16	0
17	0
18	0
19	0
20	0
21	39580000
22	79000000
23	118400000
24	157800000
25	197300000
26	236700000

図-1-2-1.46 内胴板・格子板支持胴の曲げモーメント (Ss スロッシング荷重による静的解析)

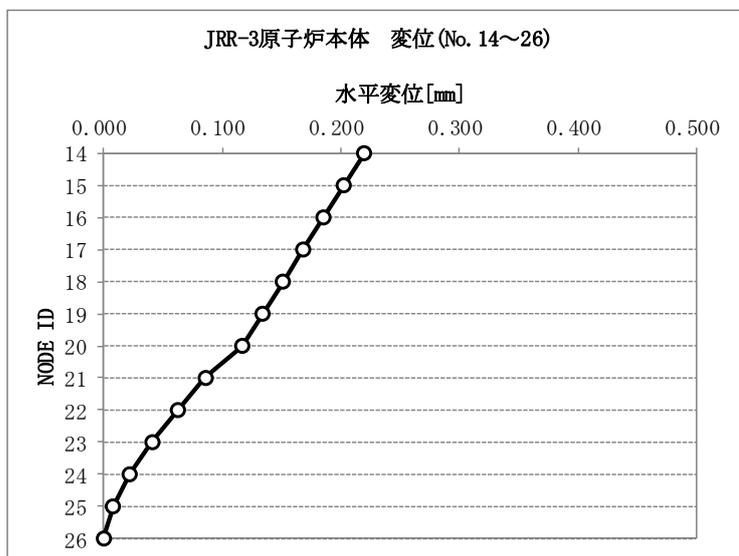
(7) Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析

Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析結果より、水平変位、せん断力、曲げモーメントを図-1-2-1.47～図-1-2-1.52 に示す。なお、NS 及び EW の 2 ケースのうち大きい方の値を記載する。



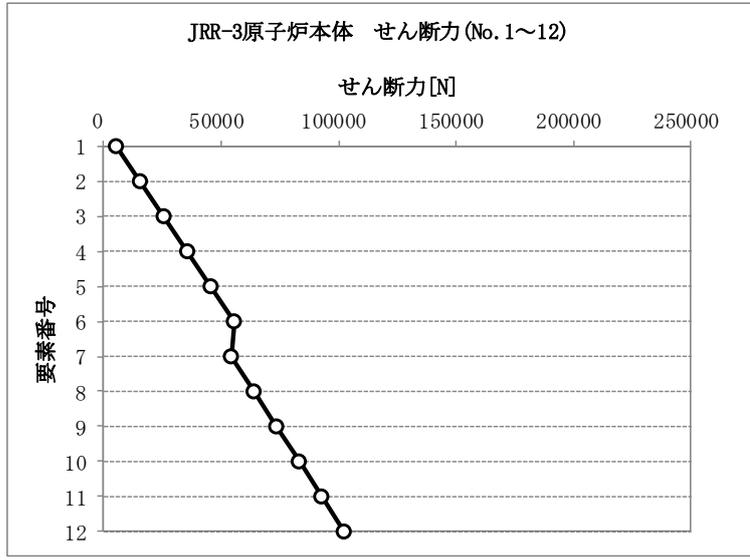
荷重 : Sd 又は静的地震力 によるスロッシング	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.220
2	0.206
3	0.192
4	0.175
5	0.156
6	0.137
7	0.117
8	0.098
9	0.078
10	0.058
11	0.037
12	0.018
13	0.000

図-1-2-1.47 外胴板・プレナムの変位量(Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析)



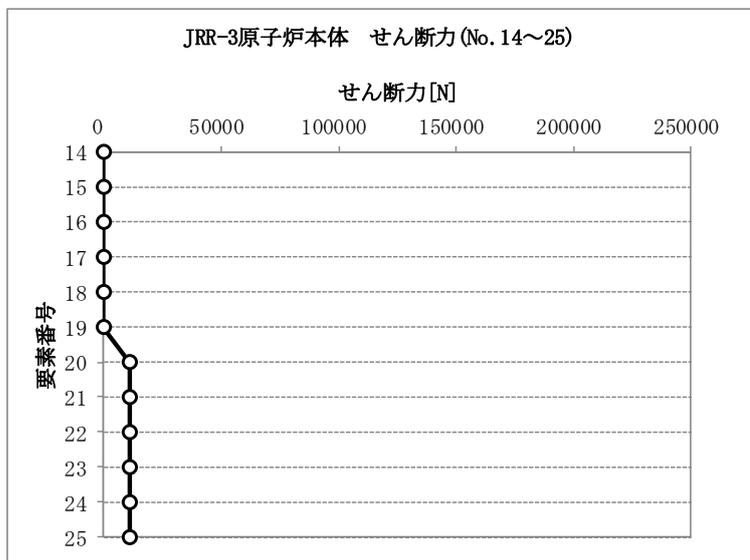
荷重 : Sd 又は静的地震力 によるスロッシング	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.220
15	0.202
16	0.185
17	0.168
18	0.151
19	0.134
20	0.117
21	0.086
22	0.062
23	0.041
24	0.022
25	0.008
26	0.000

図-1-2-1.48 内胴板・格子板支持胴の変位量(Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析)



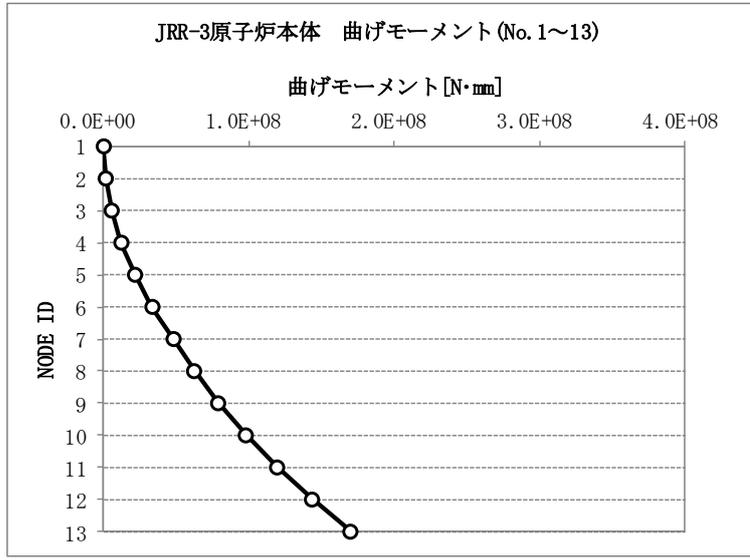
荷重：Sd 又は静的地震力によるスロッシング	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	5173.0
2	15390.0
3	25490.0
4	35530.0
5	45500.0
6	55400.0
7	54140.0
8	63810.0
9	73430.0
10	83040.0
11	92620.0
12	102200.0

図-1-2-1.49 外胴板・プレナムのせん断力(Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析)



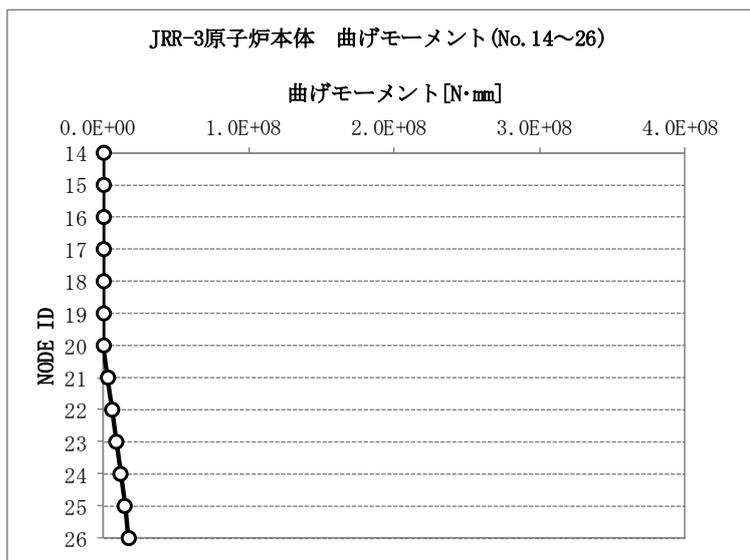
荷重：Sd 又は静的地震力によるスロッシング	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	0.0
15	0.0
16	0.0
17	0.0
18	0.0
19	0.0
20	11050.0
21	11050.0
22	11050.0
23	11050.0
24	11050.0
25	110500.0

図-1-2-1.50 内胴板・格子板支持胴のせん断力(Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析)



荷重 : Sd 又は静的地震力 によるスロッシング	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント
1	0
2	1366000
3	5414000
4	12120000
5	21500000
6	33470000
7	48040000
8	62110000
9	78640000
10	97660000
11	119200000
12	143200000
13	169600000

図-1-2-1.51 外胴板・プレナムの曲げモーメント (Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析)



荷重 : Sd 又は静的地震力 によるスロッシング	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント
14	0
15	0
16	0
17	0
18	0
19	0
20	0
21	2873000
22	5734000
23	8596000
24	11460000
25	14320000
26	17180000

図-1-2-1.52 内胴板・格子板支持胴の曲げモーメント (Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析)

## 5. 参考文献

- [1] 日本電気協会：原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987
- [2] TID-7024, United States Atomic Energy Commission , Nuclear Reactors and Earthquakes, 1963



## 1 - 2 - 2 制御棒案内管の耐震強度評価

## 目次

1. 一般事項	添-1-2-2-1
1.1. 計算条件	添-1-2-2-1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添-1-2-2-1
1.3. 記号の説明	添-1-2-2-2
2. 解析モデル及び解析方法	添-1-2-2-3
2.1. 解析モデル	添-1-2-2-3
2.2. 解析データ及び解析方法	添-1-2-2-4
2.2.1. 解析データ	添-1-2-2-4
2.2.2. 解析方法	添-1-2-2-4
2.2.3. 解析結果	添-1-2-2-6
3. 耐震強度検討の計算方法	添-1-2-2-16
3.1. 応力の計算方法	添-1-2-2-16
3.1.1. 制御棒案内管の応力	添-1-2-2-16
4. 評価方法	添-1-2-2-17
4.1. 応力の評価	添-1-2-2-17
4.1.1. 制御棒案内管の応力評価	添-1-2-2-17
5. 設計条件	添-1-2-2-18
6. 機器要目	添-1-2-2-19
7. 計算数値	添-1-2-2-19
7.1. 許容応力状態Ⅳ <sub>A</sub> S	添-1-2-2-19
7.1.1. 制御棒案内管に生じる応力	添-1-2-2-19
7.2. 許容応力状態Ⅲ <sub>A</sub> S	添-1-2-2-20
7.2.1. 制御棒案内管に生じる応力	添-1-2-2-20
8. 結論	添-1-2-2-22

1. 一般事項

本計算書は、制御棒案内管の耐震強度についての計算方法と計算結果を示す。

1.1. 計算条件

- (1) 地震力は制御棒案内管に対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (2) 制御棒案内管は格子板及び標準型燃料要素上部付近にあるパッドにて水平方向を支持されている。

1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ

本計算書で使用する材料の最高使用温度における設計降伏点及び設計引張強さを以下に示す。

材質名	設計降伏点 $S_y$ (N/mm <sup>2</sup> )	設計引張強さ $S_u$ (N/mm <sup>2</sup> )
A6063T-T6	154	164

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	制御棒案内管の断面積	mm <sup>2</sup>
A <sub>S</sub>	制御棒案内管のせん断断面積	mm <sup>2</sup>
a	制御棒案内管の長さ	mm
b	制御棒案内管の一辺の長さ	mm
C <sub>H</sub>	水平方向の設計震度	—
C <sub>V</sub>	鉛直方向の設計震度	—
F	「添付書類 2. 申請設備に係る耐震設計の基本方針」に示す F 値	N/mm <sup>2</sup>
f <sub>t</sub>	制御棒案内管の許容引張応力	N/mm <sup>2</sup>
S <sub>s</sub>	地震力	—
S <sub>u</sub>	第 1.2 項に示す設計引張強さ	N/mm <sup>2</sup>
S <sub>y</sub>	第 1.2 項に示す設計降伏点	N/mm <sup>2</sup>
t	制御棒案内管の厚さ	mm
H <sub>1</sub>	評価点 A における水平方向地震によるせん断力	N
H <sub>2</sub>	評価点 B における水平方向地震によるせん断力	N
M <sub>1</sub>	評価点 A における水平方向地震による曲げモーメント	N・mm
M <sub>2</sub>	評価点 B における水平方向地震による曲げモーメント	N・mm
W <sub>0</sub>	制御棒案内管の死荷重	N
Z <sub>1</sub>	評価点 A における制御棒案内管の断面係数	mm <sup>3</sup>
Z <sub>2</sub>	評価点 B における制御棒案内管の断面係数	mm <sup>3</sup>
σ <sub>x1</sub>	制御棒案内管の死荷重による圧縮応力	N/mm <sup>2</sup>
σ <sub>x2</sub>	制御棒案内管の鉛直方向地震力による応力	N/mm <sup>2</sup>
σ <sub>x3</sub>	制御棒案内管の水平方向地震力による曲げ応力	N/mm <sup>2</sup>
σ <sub>x0</sub>	制御棒案内管の鉛直方向応力の和	N/mm <sup>2</sup>
σ <sub>s</sub>	制御棒案内管の組合せ応力	N/mm <sup>2</sup>
τ	制御棒案内管の水平方向地震力によるせん断応力	N/mm <sup>2</sup>

## 2. 解析モデル及び解析方法

### 2.1. 解析モデル

解析モデルは、図-1-2-2.1に示すように、制御棒案内管モデルを設定した。

制御棒案内管モデルは、質点と質点を結ぶ曲げせん断剛性を有するはり要素で連結する多質点系モデルとした。

#### (1) 制御棒案内管モデル（水平）

中性子吸収体、フォロー型燃料要素等は制御棒案内管の中を上下する構造となっており、剛性を評価した制御棒案内管に各々の重量を当該質点に振り分け加算するとともに、固有値解析においては流体による影響を考慮するために付加質量を与えた。境界条件は、制御棒案内管受座位置にてピン支持とし、燃料要素上端（パッド位置）、格子板位置にて水平方向のみ支持とした。

#### (2) 制御棒案内管モデル（鉛直）

鉛直の重量は、制御棒案内管の自重のみとして評価した。安全側の評価となるように頂部に全重量を付加させた。境界条件は、制御棒案内管受座にて支持とした。

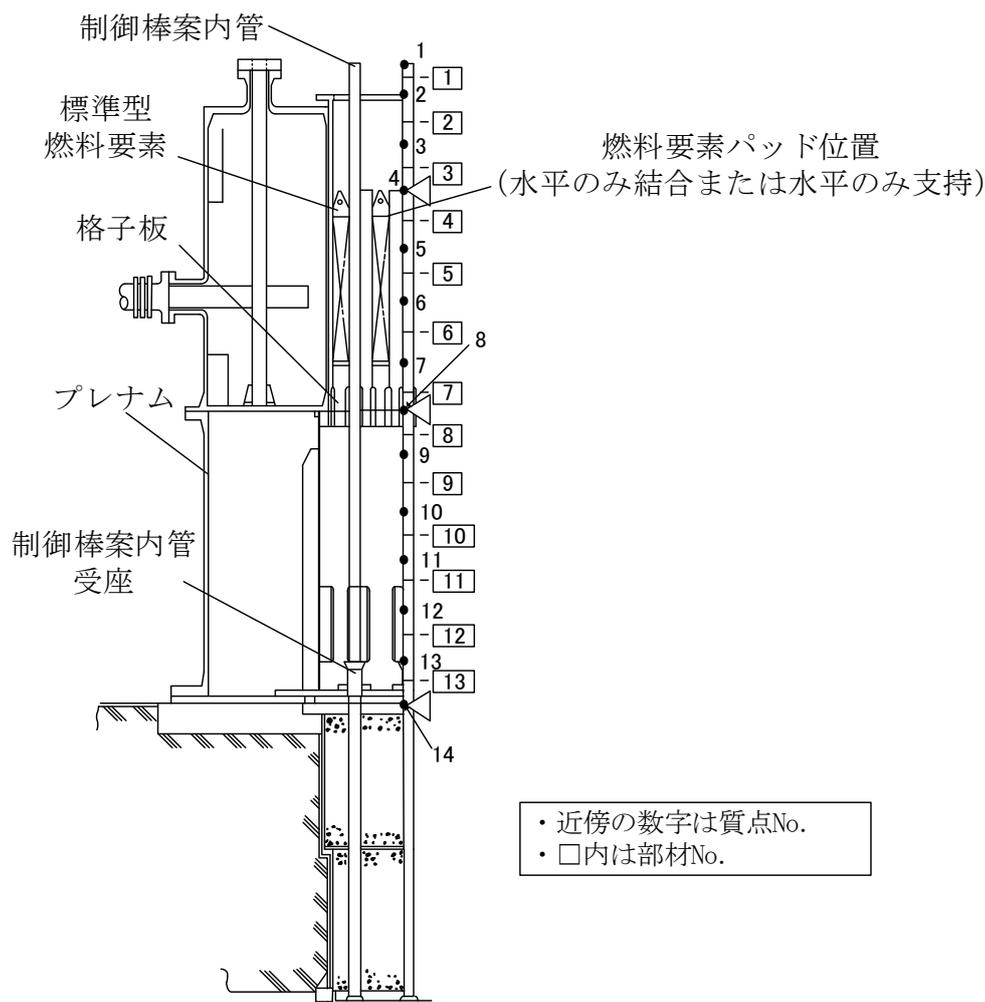


図-1-2-2.1 制御棒案内管モデル

## 2.2. 解析データ及び解析方法

### 2.2.1. 解析データ

図-1-2-2.1 に示した地震応答解析モデルの各質点重量、各質点位置、断面二次モーメント及びせん断断面積等を表-1-2-2.1 に示す。

### 2.2.2. 解析方法

固有値及び地震応答解析は、解析コード MSC/NASTRAN 2005r2 を用いて行う。

#### (1) 固有値解析

表-1-2-2.1 に示すデータをもとに、剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、固有値解析を実施する。

#### (2) 静的地震力解析

制御棒案内管モデルに対し、静的地震力による静的解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。

#### (3) 地震応答解析結果

制御棒案内管モデルに対し、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  による動的応答解析を行う。固有値解析の結果より、水平方向はスペクトルモーダル解析、鉛直方向は 1.2ZPA を用いた静的応力解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力及び曲げモーメントを求める。

地震力については、水平方向は原子炉建家モデルの質点 3 及び原子炉本体モデルの質点 15、16 並びに 20 の応答加速度を、鉛直方向は原子炉建家モデルの質点 3 のみを用いる。

表-1-2-2.1 制御棒案内管の解析定数

質点 No.	質点 位置 EL. (mm)	質量 (kg)		断面二 次 モーメ ント (× 10 <sup>4</sup> mm <sup>4</sup> )	せん 断 断面 積 (mm <sup>2</sup> )	断面積 (mm <sup>2</sup> )	ヤング 率 (N/mm <sup>2</sup> )	ポア ソン 比	備考	
		水平	鉛直							
1	3350	3.12	16.3				66000	0.33		
2	3200	5.98	0.0	119	698.6	1397.2				
3	2926	7.72		121	712.0	1424.0				
4	2652	6.77		121	712.0	1424.0				
5	2378	4.83		121	712.0	1424.0				
6	2103	5.03		121	712.0	1424.0				
7	1829	5.00		121	712.0	1424.0				
8	1555	4.90		121	712.0	1424.0				
9	1295	4.66		121	712.0	1424.0				
10	1036	4.45		121	712.0	1424.0				
11	777	4.45		117	688.2	1376.4				
12	518	4.80		110	646.5	1293.0				
13	203	4.36		120	704.5	1409.0				
14	0	1.71								

2.2.3. 解析結果

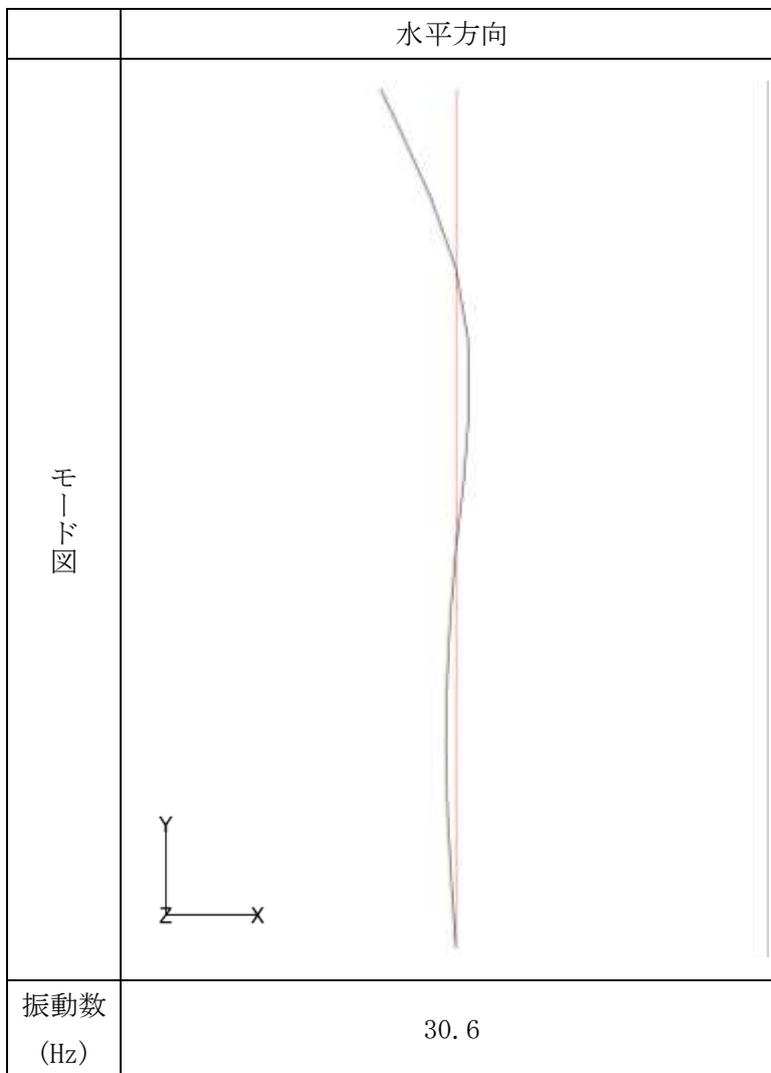
(1) 固有値解析結果

制御棒案内管モデルの固有値の解析結果を表-1-2-2.2 に、第1次振動モードを表-1-2-2.3 に示す。

表-1-2-2.2 固有値解析結果

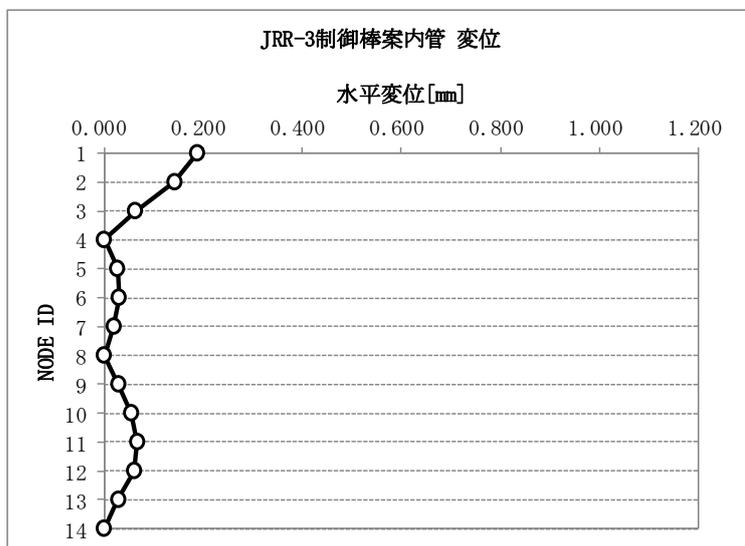
次数	固有周期(s)		固有振動数(Hz)	
	水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向
1	0.033	0.005	30.6	207.4

表-1-2-2.3 制御棒案内管の水平方向1振動モード



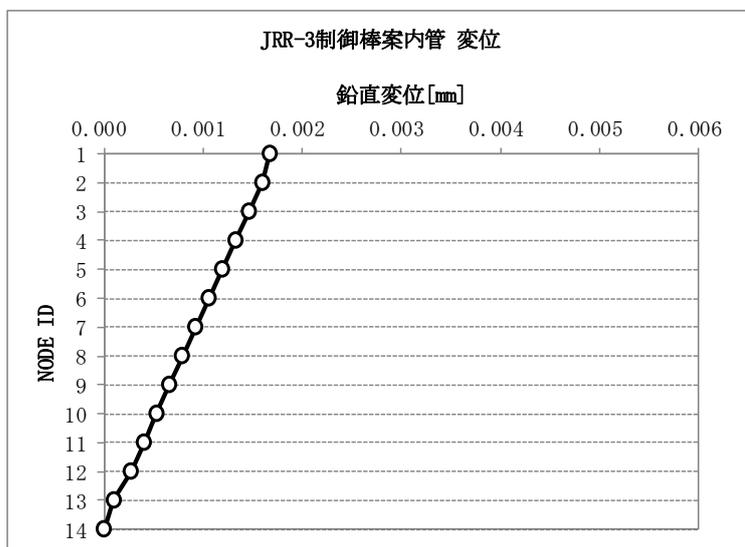
(2) 静的地震力解析

静的地震力による解析結果の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを図-1-2-2.2～図-1-2-2.6に示す。



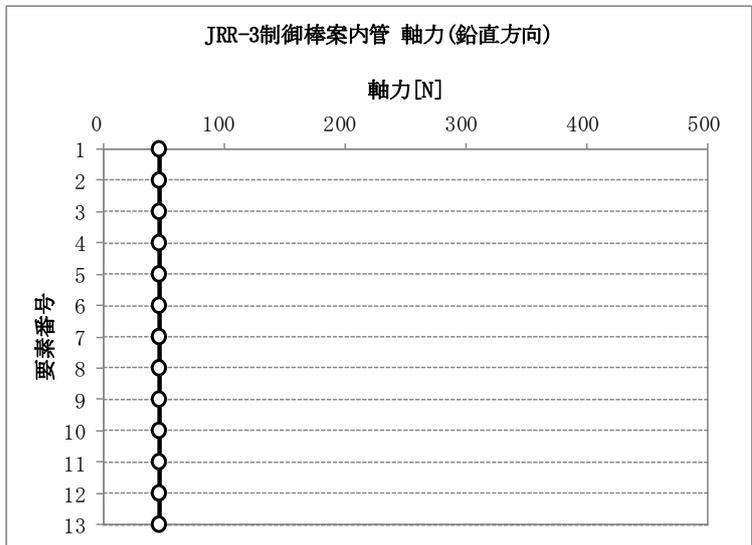
荷重：水平静的地震力 制御棒案内管	
質点	水平変位 [mm]
1	0.1883
2	0.1427
3	0.0628
4	0.0000
5	0.0268
6	0.0300
7	0.0200
8	0.0000
9	0.0293
10	0.0552
11	0.0674
12	0.0611
13	0.0292
14	0.0000

図-1-2-2.2 制御棒案内管の水平方向変位量（静的地震力解析）



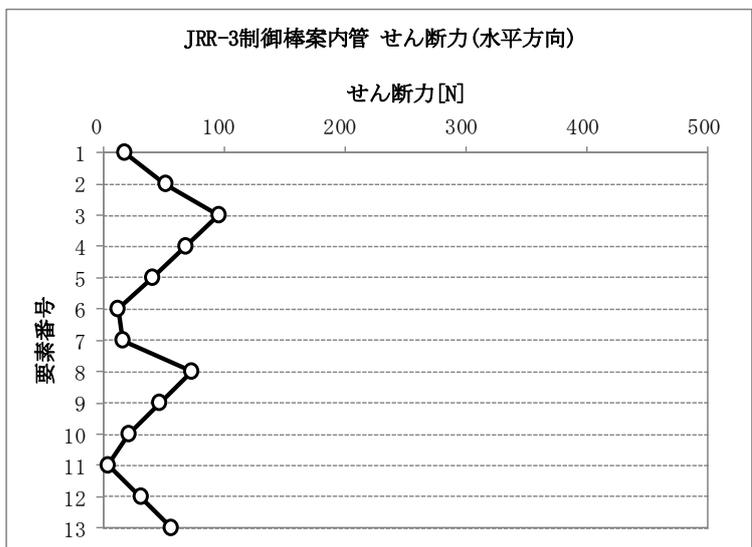
荷重：鉛直静的地震力 制御棒案内管	
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.0017
2	0.0016
3	0.0015
4	0.0013
5	0.0012
6	0.0011
7	0.0009
8	0.0008
9	0.0007
10	0.0005
11	0.0004
12	0.0003
13	0.0001
14	0.0000

図-1-2-2.3 制御棒案内管の鉛直方向変位量（静的地震力解析）



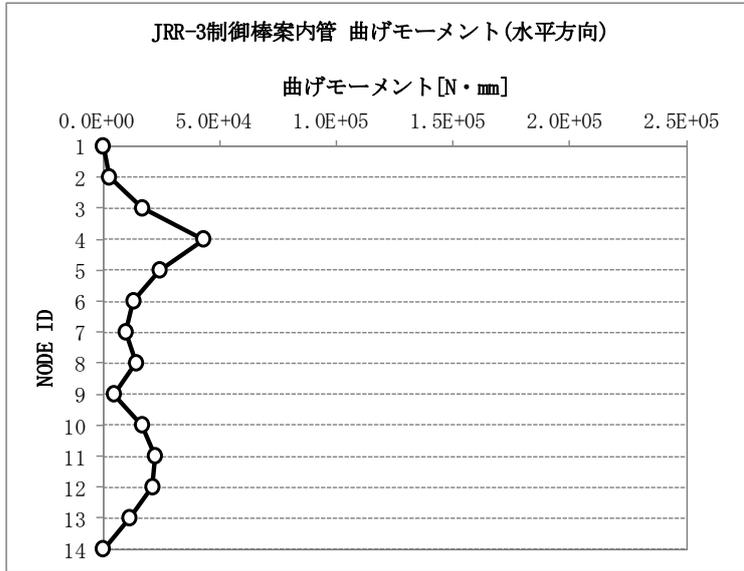
荷重：鉛直静的地震力 制御棒案内管	
要素	軸力[N]
1	46.36
2	46.36
3	46.36
4	46.36
5	46.36
6	46.36
7	46.36
8	46.36
9	46.36
10	46.36
11	46.36
12	46.36
13	46.36

図-1-2-2.4 制御棒案内管の軸力（静的地震力解析）



荷重：水平静的地震力 制御棒案内管	
要素	せん断力[N]
1	17.75
2	51.76
3	95.67
4	68.26
5	40.79
6	12.18
7	16.26
8	73.08
9	46.58
10	21.27
11	4.046
12	31.35
13	56.15

図-1-2-2.5 制御棒案内管のせん断力（静的地震力解析）



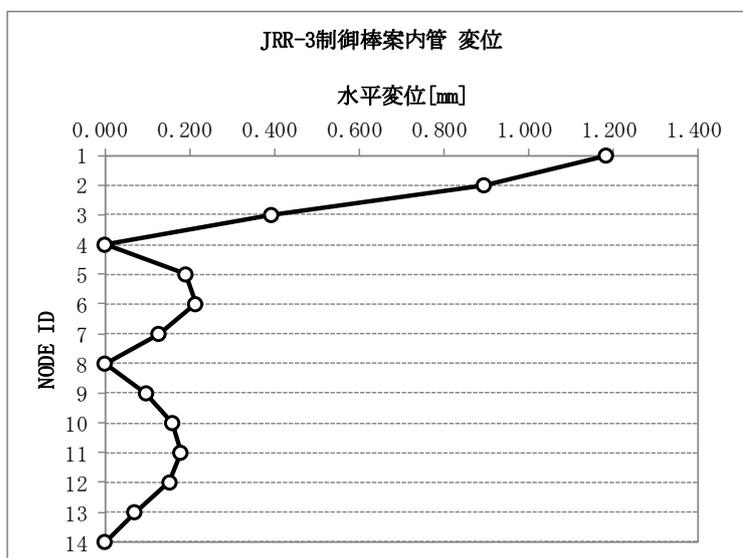
荷重：水平静的地震	
制御棒案内管	
質点	曲げモーメント
1	0
2	2662
3	16840
4	43060
5	24350
6	13140
7	9797
8	14250
9	4749
10	16810
11	22320
12	21270
13	11400
14	0

図-1-2-2.6 制御棒案内管の曲げモーメント（静的地震力解析）

(3) 地震応答解析結果

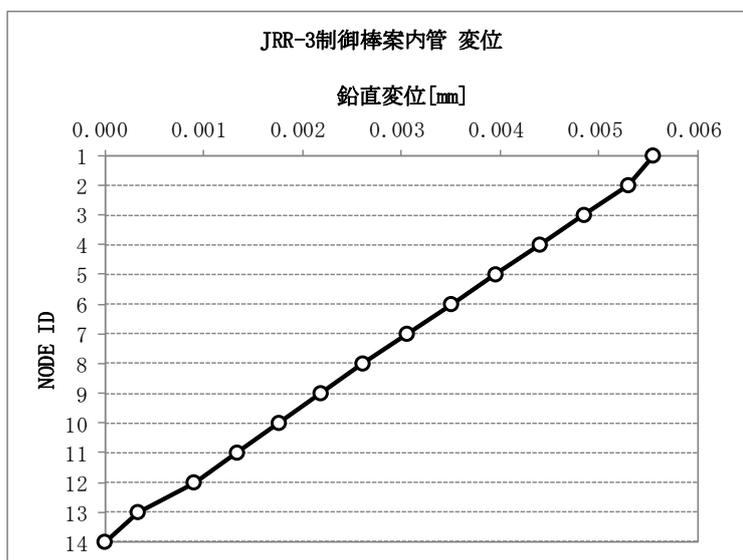
a. 基準地震動 Ss

基準地震動 Ss による解析結果の変位、軸力、せん断力、曲げモーメント及び応答加速度を図-1-2-2.7～図-1-2-2.12 に示す。



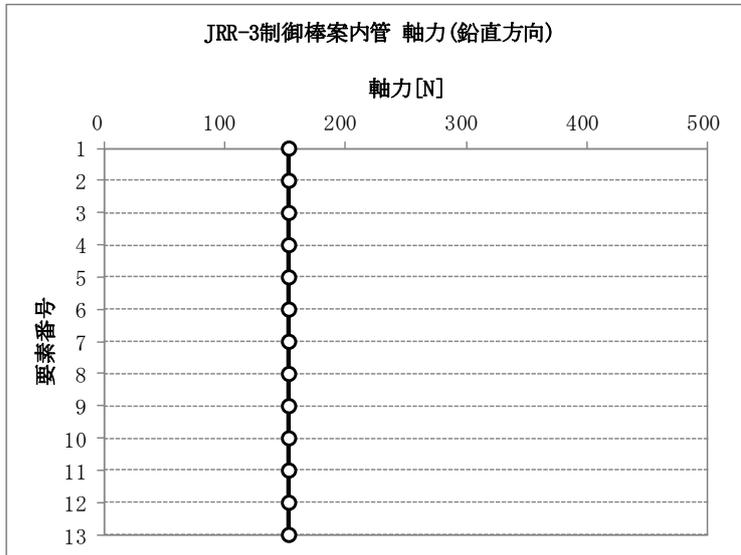
荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
質点	水平変位 [mm]
1	1.1830
2	0.8948
3	0.3931
4	0.0000
5	0.1909
6	0.2138
7	0.1272
8	0.0000
9	0.0979
10	0.1596
11	0.1789
12	0.1533
13	0.0702
14	0.0000

図-1-2-2.7 制御棒案内管の水平方向変位量 (スペクトルモーダル解析)



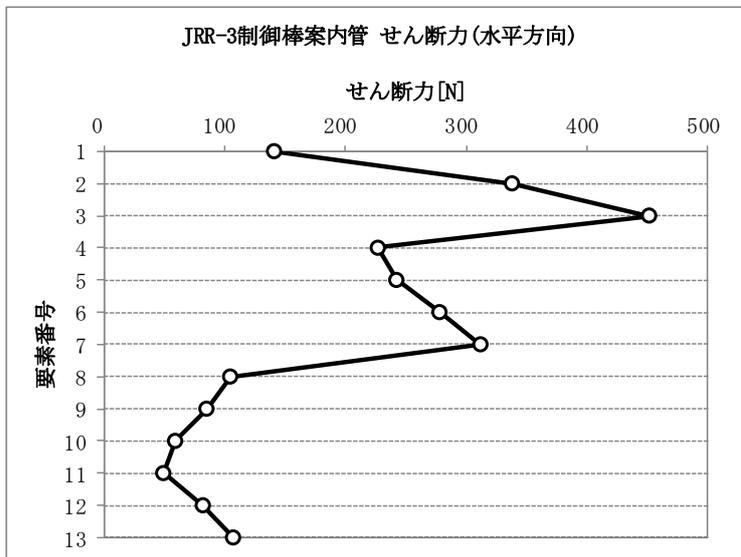
荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.0055
2	0.0053
3	0.0048
4	0.0044
5	0.0040
6	0.0035
7	0.0031
8	0.0026
9	0.0022
10	0.0018
11	0.0013
12	0.0009
13	0.0003
14	0.0000

図-1-2-2.8 制御棒案内管の鉛直方向変位量 (1.2ZPA)



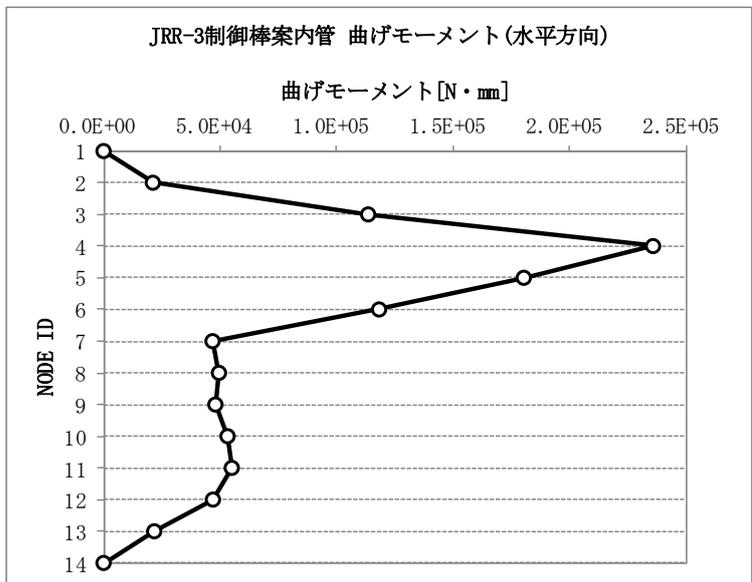
荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
要素	軸力 [N]
1	153.5
2	153.5
3	153.5
4	153.5
5	153.5
6	153.5
7	153.5
8	153.5
9	153.5
10	153.5
11	153.5
12	153.5
13	153.5

図-1-2-2.9 制御棒案内管の軸力(1. 2 Z P A)



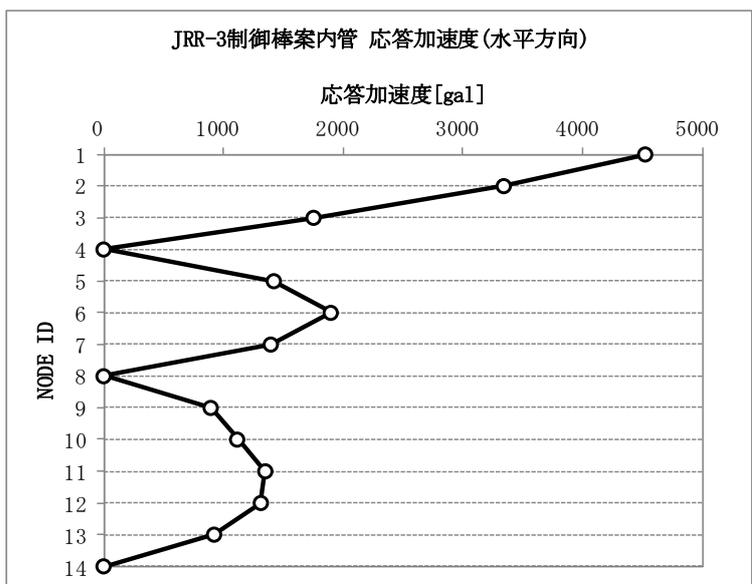
荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
要素	せん断力 [N]
1	141.1
2	338.0
3	451.5
4	227.0
5	242.3
6	278.0
7	311.9
8	104.8
9	85.19
10	59.24
11	49.41
12	82.17
13	107.2

図-1-2-2.10 制御棒案内管のせん断力(スペクトルモデル解析)



荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
質点	曲げモーメント
1	0
2	21170
3	113600
4	235900
5	180400
6	118300
7	46810
8	49550
9	48030
10	53250
11	55060
12	46980
13	21770
14	0

図-1-2-2.11 制御棒案内管の曲げモーメント(スペクトルモーダル解析)

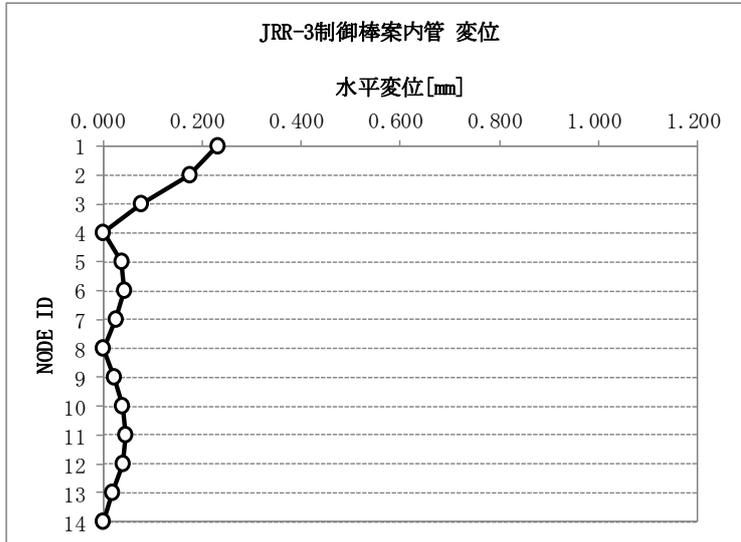


荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
質点	応答加速度 [gal]
1	4523.54
2	3342.14
3	1753.67
4	0.00
5	1422.11
6	1897.22
7	1396.61
8	0.00
9	895.02
10	1115.83
11	1350.74
12	1313.86
13	923.24
14	0.00

図-1-2-2.12 制御棒案内管の応答加速度(スペクトルモーダル解析)

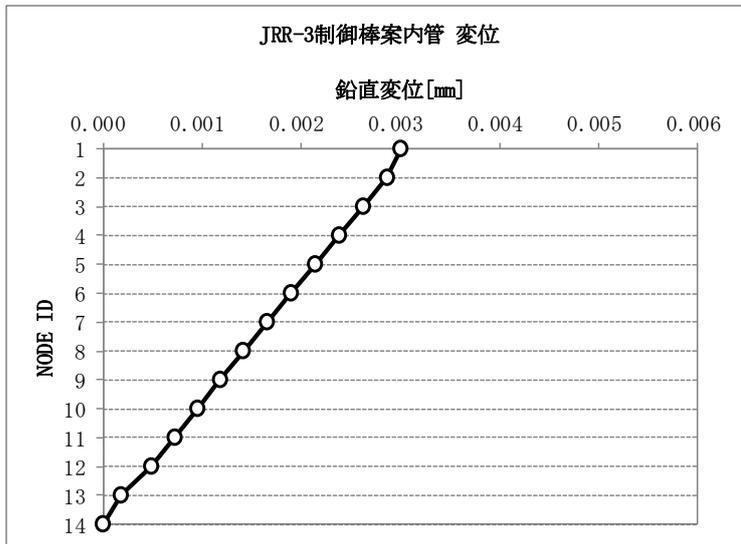
a. 弾性設計用地震動 Sd

弾性設計用動地震動 Sd による解析結果の変位、軸力、せん断力、曲げモーメント及び応答加速度を図-1-2-2.13～図-1-2-2.18 に示す。



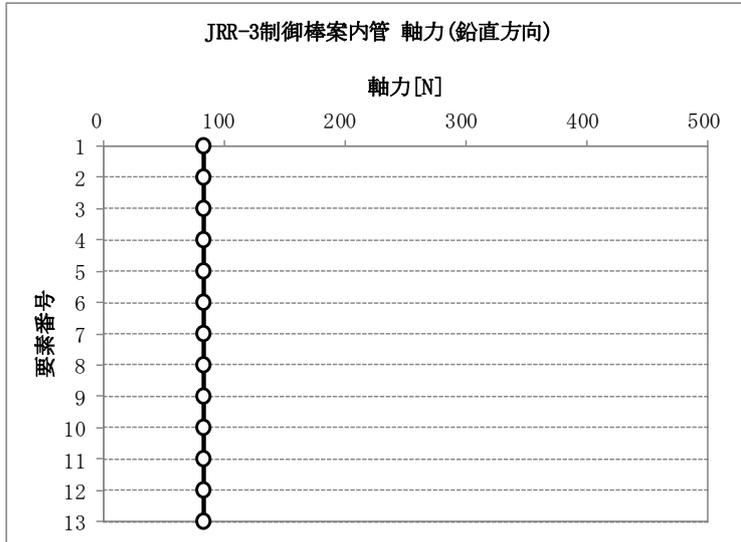
荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
質点	水平変位 [mm]
1	0.2316
2	0.1752
3	0.0769
4	0.0000
5	0.0378
6	0.0430
7	0.0261
8	0.0000
9	0.0223
10	0.0386
11	0.0453
12	0.0401
13	0.0188
14	0.0000

図-1-2-2.13 制御棒案内管の水平方向変位量 (スペクトルモーダル解析)



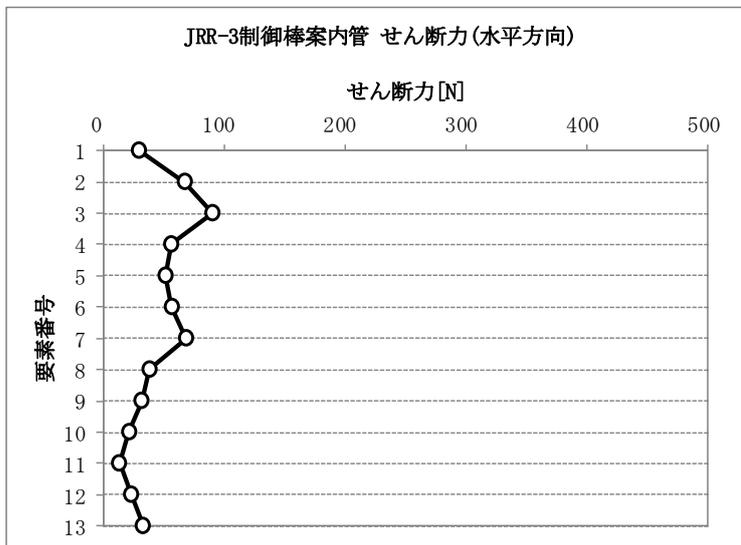
荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.0030
2	0.0029
3	0.0026
4	0.0024
5	0.0021
6	0.0019
7	0.0017
8	0.0014
9	0.0012
10	0.0010
11	0.0007
12	0.0005
13	0.0002
14	0.0000

図-1-2-2.14 制御棒案内管の鉛直方向変位量 (1.2ZPA)



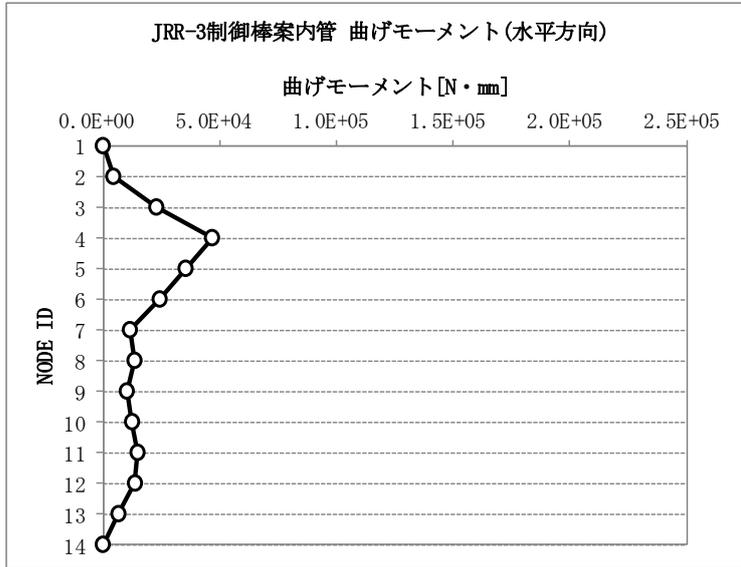
荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
要素	軸力 [N]
1	83.12
2	83.12
3	83.12
4	83.12
5	83.12
6	83.12
7	83.12
8	83.12
9	83.12
10	83.12
11	83.12
12	83.12
13	83.12

図-1-2-2.15 制御棒案内管の軸力(1. 2 Z P A)



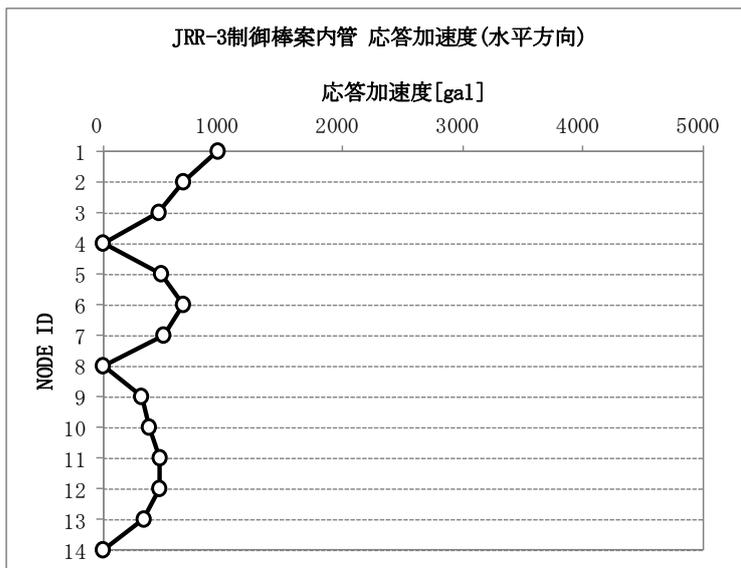
荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
要素	せん断力 [N]
1	29.86
2	67.79
3	90.59
4	56.54
5	51.88
6	57.08
7	68.83
8	38.65
9	31.95
10	21.82
11	13.43
12	23.39
13	33.02

図-1-2-2.16 制御棒案内管のせん断力(スペクトルモデル解析)



荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
質点	曲げモーメント
1	0
2	4479
3	22910
4	46780
5	35450
6	24360
7	11600
8	13570
9	10270
10	12540
11	14880
12	13780
13	6702
14	0

図-1-2-2.17 制御棒案内管の曲げモーメント(スペクトルモーダル解析)



荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
質点	応答加速度 [gal]
1	957.15
2	669.17
3	465.64
4	0.00
5	485.27
6	668.46
7	504.43
8	0.00
9	319.10
10	384.00
11	473.95
12	470.27
13	340.77
14	0.00

図-1-2-2.18 制御棒案内管の応答加速度(スペクトルモーダル解析)

### 3. 耐震強度検討の計算方法

#### 3.1. 応力の計算方法

##### 3.1.1. 制御棒案内管の応力

###### (1) 外荷重による応力

制御棒案内管の第一パッド部（評価点A）及び制御棒案内管のプレナム中央部（評価点B）に作用する荷重について各評価点の応力を計算する。

###### a. 死荷重による応力

$$\sigma_{x1} = \frac{W_0}{A_1}$$

###### b. 地震力による応力

鉛直方向地震力による応力は次式により求める。

$$\sigma_{x2} = \frac{C_v \cdot W_0}{A_1}$$

水平方向地震力による応力は次式により求める。

$$\sigma_{x3} = \frac{M_1}{Z_1}$$

また、水平方向地震力によるせん断応力は次式により求める。

$$\tau = \frac{H_1}{A_{s1}}$$

ここで、 $A_1$ 、 $A_{s1}$ 、 $M_1$ 、 $W_0$ 、 $Z_1$ 、 $H_1$ は評価点Aにおける値であり、評価点Bはそれぞれ  $A_2$ 、 $A_{s2}$ 、 $M_2$ 、 $W_0$ 、 $Z_2$ 、 $H_2$ に置き換える。

###### (2) 組合せ応力

組合せ応力  $\sigma_s$  は次式により求める。

$$\sigma_{x0} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3}$$
$$\sigma_s = \sqrt{\sigma_{x0}^2 + 3\tau^2}$$

#### 4. 評価方法

##### 4.1. 応力の評価

##### 4.1.1. 制御棒案内管の応力評価

3.1.1(2)項で求めた制御棒案内管の組合せ応力が許容引張応力  $f_t$  以下であること。  
ただし、 $f_t$  は下表による。

部位		上段（格子板上側）		下段（格子板下側）	
許容応力状態		Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
長さ L	(mm)	1795		1555	
断面積 A	(mm <sup>2</sup> )	1424		1124	
最小断面 2 次 モーメント	(mm <sup>4</sup> )	1.21×10 <sup>6</sup>		9.19×10 <sup>5</sup>	
基準強度 F	(N/mm <sup>2</sup> )	114	114	114	114
許容引張応力 $f_t$	(N/mm <sup>2</sup> )	114	114	114	114
許容せん断応力 $f_s$	(N/mm <sup>2</sup> )	65	65	65	65
許容圧縮応力 $f_c$	(N/mm <sup>2</sup> )	26	26	87	87
許容曲げ応力 $f_b$	(N/mm <sup>2</sup> )	114	114	114	114

5. 設計条件

機器名称	耐震クラス	据付場所及び床面高さ(m)	固有振動数(Hz)		基準地震動 $S_s$ (注2)		弾性設計用地震動 $S_d$ (注2)		静的地震力		最高使用温度(°C)
			水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	
制御棒案内管	S	原子炉建家(注1) FL-1.0	30.6	207.4	スペクトルモデル解析による	$C_V=0.96$	スペクトルモデル解析による	$C_V=0.52$	$C_H=0.58$	$C_V=0.29$	100

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：水平方向は原子炉建家モデルの質点3及び原子炉本体モデルの質点15、16並びに20の応答加速度とし、鉛直方向は原子炉建家モデルの質点3の1.2ZPAとした。

外荷重条件					
条件	荷重作用点	鉛直力(N)	水平力H(N)	モーメントM(N・mm)	備考
死荷重	A	159.8	-	-	16.3(kg) × 9.80665(mm/s <sup>2</sup> )より算出した。
	B	159.8	-	-	
地震荷重 $S_s$	A	153.5	451.5	235900	評価点Aは制御棒案内管モデルの質点4、評価点Bは質点11に対応するが、荷重はそれぞれ上部・下部の最大値とした。
	B	153.5	107.2	55060	
地震荷重 $S_d$	A	83.12	90.59	46780	
	B	83.12	38.65	14880	
静的地震力	A	46.36	95.67	43060	
	B	46.36	73.08	22320	

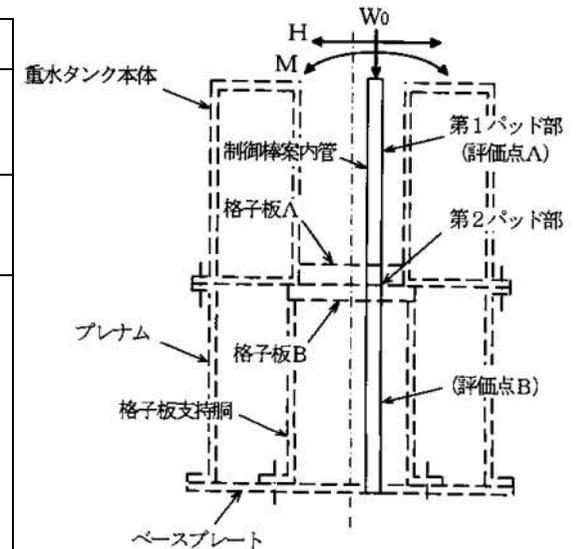


図-1-2-2.19 制御棒案内管の荷重説明図

6. 機器要目

W <sub>0</sub> (N)	a (mm)	b (mm)	t (mm)	A <sub>1</sub> (mm <sup>2</sup> )	A <sub>2</sub> (mm <sup>2</sup> )	A <sub>s1</sub> (mm <sup>2</sup> )	A <sub>s2</sub> (mm <sup>2</sup> )	I <sub>1</sub> (mm <sup>4</sup> )	I <sub>2</sub> (mm <sup>4</sup> )	Z <sub>1</sub> (mm <sup>3</sup> )	Z <sub>2</sub> (mm <sup>3</sup> )	F (N/mm <sup>2</sup> )	
												IV <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S
160	3350	76.2	5	1424	1124	634.9	602.0	1.21 × 10 <sup>6</sup>	9.19 × 10 <sup>5</sup>	1.59 × 10 <sup>4</sup>	1.21 × 10 <sup>4</sup>	114	114

7. 計算数値

7.1. 許容応力状態IV<sub>A</sub>S

7.1.1. 制御棒案内管に生じる応力

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

地震力の種類	評価場所	応力	死荷重(運転時重量)による応力	鉛直方向地震力による応力	水平方向地震力による応力	応力の和	組合せ応力
S <sub>s</sub>	第一パッド部 (評価点A)	水平方向	-	-	-	-	σ <sub>s</sub> =17
		鉛直方向	σ <sub>x1</sub> =1	σ <sub>x2</sub> =1	σ <sub>x3</sub> =15	σ <sub>x0</sub> =17	
		せん断	-	-	τ=1	τ=1	
	プレナム中央部 (評価点B)	水平方向	-	-	-	-	σ <sub>s</sub> =8
		鉛直方向	σ <sub>x1</sub> =1	σ <sub>x2</sub> =1	σ <sub>x3</sub> =5	σ <sub>x0</sub> =7	
		せん断	-	-	τ=1	τ=1	

7.2. 許容応力状態Ⅲ<sub>AS</sub>

7.2.1. 制御棒案内管に生じる応力

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

地震力の種類	評価場所	応力	死荷重(運転時重量) による応力	鉛直方向地震力 による応力	水平方向地震力 による応力	応力の和	組合せ応力
Sd と静的地震力の 大きい方	第一パッド部 (評価点A)	水平方向	-	-	-	-	$\sigma_s=6$
		鉛直方向	$\sigma_{x1}=1$	$\sigma_{x2}=1$	$\sigma_{x3}=3$	$\sigma_{x0}=5$	
		せん断	-	-	$\tau=1$	$\tau=1$	
	プレナム中央部 (評価点B)	水平方向	-	-	-	-	$\sigma_s=4$
		鉛直方向	$\sigma_{x1}=1$	$\sigma_{x2}=0$	$\sigma_{x3}=2$	$\sigma_{x0}=3$	
		せん断	-	-	$\tau=1$	$\tau=1$	

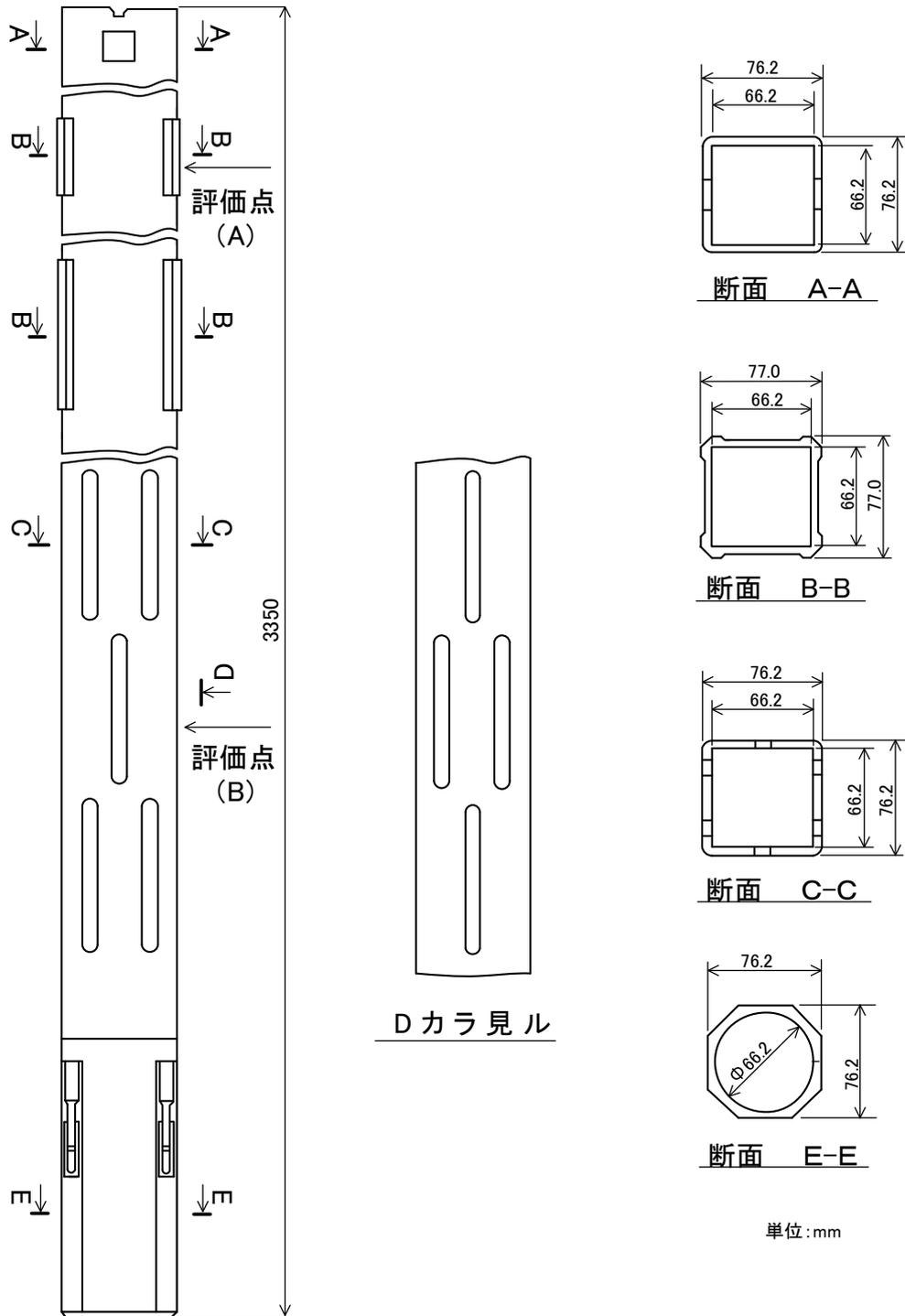


図-1-2-2.20 制御棒案内管構造図

## 8. 結論

下表に示すように、算出応力は全て許容応力以下であり、強度は十分である。なお、表では水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、7項の算出応力を1.42倍している。

(単位:N/mm<sup>2</sup>)

許容応力 状態	評価場所	材料	応力	算出応力		許容応力
IV <sub>A</sub> S	第一パッド部 (評価点A)	A6063T-T6	組合せ	$\sigma_s=25$		$f_t=114$
	プレナム中央部 (評価点B)	A6063T-T6	組合せ	$\sigma_s=12$		$f_t=114$
	制御棒案内管	A6063T-T6	圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価) $\frac{\sigma_{x1} + \sigma_{x2}}{f_c} + \frac{\sigma_{x3}}{f_b}$	評価点A	0.297	1
				評価点B	0.096	1
III <sub>A</sub> S	第一パッド部 (評価点A)	A6063T-T6	組合せ	$\sigma_s=9$		$f_t=114$
	プレナム中央部 (評価点B)	A6063T-T6	組合せ	$\sigma_s=6$		$f_t=114$
	制御棒案内管	A6063T-T6	圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価) $\frac{\sigma_{x1} + \sigma_{x2}}{f_c} + \frac{\sigma_{x3}}{f_b}$	評価点A	0.147	1
				評価点B	0.042	1

## 2. 制御棒案内管の耐熱及び耐放射線強度について

本申請に係る制御棒案内管の耐熱及び耐放射線強度の計算書は、昭和61年8月20日付け61安（原規）第78号をもって認可された設計及び工事の方法の認可申請書〔JRR-3の改造（その3）〕の「添付書類（1）添付計算書」のうち、「添付計算書Ⅱ-1 耐熱計算書の2.5 制御棒案内管の耐熱計算」及び「添付計算書Ⅲ-1 耐放射線強度計算書」から内容に変更はない。

3. 制御棒案内管に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性

本申請に係る設計及び工事の方法と「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」に掲げる技術上の基準への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な方法による施設	—	—	—
第四条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第五条	機能の確認等	有	第1項	別添-1に示すとおり
第五条の二	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—	—
第六条	地震による損傷の防止	有	第1～2項	別添-1に示すとおり
第六条の二	津波による損傷の防止	無	—	—
第六条の三	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第六条の四	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—	—
第七条	材料、構造等	有	第1項 第4項	別添-1に示すとおり
第八条	遮蔽等	無	—	—
第九条	換気設備	無	—	—
第十条	逆止め弁	無	—	—
第十一条	放射性物質による汚染の防止	無	—	—
第十二条	試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第十三条	安全設備	有	第1項 第一～四号	別添-1に示すとおり
第十三条の二	溢水による損傷の防止	有	第1項	別添-1に示すとおり
第十三条の三	安全避難通路等	無	—	—
第十四条	炉心等	有	第1～3項	別添-1に示すとおり
第十四条の二	熱遮蔽材	無	—	—
第十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第十七条	一次冷却材	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第十八条	一次冷却材の排出	無	—	—
第十九条	冷却設備等	無	—	—
第二十条	液位の保持等	無	—	—
第二十一条	計装	無	—	—
第二十一条の二	警報装置	無	—	—
第二十一条の三	通信連絡設備等	無		
第二十二条	安全保護回路	無	—	—
第二十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	有	第2項 第6項	別添-1に示すとおり
第二十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第二十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第二十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第二十七条	放射線管理施設	無	—	—
第二十八条	原子炉格納施設	無	—	—
第二十九条	保安電源設備	無	—	—
第三十条	実験設備等	無	—	—
第三十条の二	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第三十一条～第四十一条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	無	—	—
第四十一条の二～第四十一条の八	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	無	—	—
第四十二条～第五十一条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	無	—	—

第五条（機能の確認等）

試験研究用等原子炉施設は、原子炉容器その他の試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。

1. 制御棒案内管は、通常運転時では内側にある制御棒を上下に案内し、原子炉スクラム時に適切に制御棒を炉心へ挿入させる機能を持っている。

当該設備は、原子炉プール内に設置されているため、外観検査ができ、制御棒駆動試験等より、当該設備の持つ機能の確認が可能である。

また、炉心部、格子板及び格子板支持胴を通過して、その下端を格子板支持胴下部の制御棒案内管受座によって支持、固定する構造となっていることから交換ができ、健全性を維持することが可能である。

第六条（地震による損傷の防止）

試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないように施設しなければならない。

2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。）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つて作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。

3 耐震重要施設が試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生じる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

1. 制御棒案内管は、その損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないように耐震Sクラスに作用する地震力が作用した場合において、健全性を維持できる設計としている。

2. 制御棒案内管は、耐震Sクラスに作用する地震力が作用した場合において、その安全性が損なわれるおそれがない設計としている。

3. 当該原子炉施設の周辺には地震により崩壊するような斜面が存在しない。

#### 第七条（材料、構造等）

試験研究用等原子炉施設に属する容器、管、弁及びポンプ（以下「機器」という。）並びにこれらを支持する構造物並びに炉心支持構造物（以下この項において「機器等」という。）の材料及び構造は、その安全機能の重要度に応じて、当該機器等がその設計上要求される強度を確保できるものでなければならない。

- 2 試験研究用等原子炉施設には、その安全機能の重要度に応じて、機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止する性能を有する逃がし弁、安全弁、破壊板又は真空破壊弁（第十一条において「逃がし弁等」という。）を必要な箇所に設けなければならない。
- 3 試験研究用等原子炉施設に属する機器は、その安全機能の重要度に応じて、適切な耐圧試験又は漏えい試験を行つたとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないように施設しなければならない。
- 4 試験研究用等原子炉施設に属する容器であつて、その材料が中性子照射を受けることにより著しく劣化するおそれがあるものの内部には、監視試験片を備えなければならない。

1. 制御棒案内管の材料には、設計上要求される強度を確保できるよう、耐震評価、耐熱、耐放射線強度について評価を実施し、設計上要求される強度をもつことを確認している。
2. 制御棒案内管は、大気開放の原子炉プール内に設置されており、作用する圧力が過度に上昇することはないため、本条項の適用を受けない。
3. 制御棒案内管は、大気開放の原子炉プール内に設置されているため、耐圧を考慮する必要はない。また、閉じられた容器ではないため、漏えい防止を考慮する必要もない。このため本条項の適用を受けない。
4. 制御棒案内管は、容器には該当せず、中性子照射を受けることより著しく劣化するおそれはないが、監視試験片を備えている。

#### 第十三条（安全設備）

安全設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。

- 一 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、二以上の原子力施設において共用し、又は相互に接続するものであつてはならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。
- 二 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（試験炉許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考

慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保すること。ただし、原子炉格納容器その他多重性、多様性及び独立性を有することなく試験研究用等原子炉の安全を確保する機能を維持し得る設備にあつては、この限りでない。

三 安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものであること。

四 火災により損傷を受けるおそれがある場合には、次に掲げるところによること。

イ 火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用すること。

ロ 必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備を設けること。

ハ 火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずること。

五 前号ロの消火を行う設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。

六 蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置を講ずること。

- 一. 制御棒案内管は、JRR-3原子炉施設以外の原子力施設と共用することはない。
- 二. 制御棒案内管は、JRR-3原子炉施設の制御棒系を構成する機器の一つである。制御棒系はその単一故障が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるようにフェールセーフで設計され、独立した6本の制御棒を設け、多重性及び独立性を確保している。
- 三. 制御棒案内管は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間において、その最高使用温度を超えることはなく、本機能を発揮することができる。
- 四. イ 制御棒案内管は、常時水中に設置されているため、火災による影響を受けることはないため、本条項の適用を受けない。  
ロ 制御棒案内管は、常時水中に設置され、火災による影響を受けることはないが、制御棒案内管が設置される原子炉建家1階に、消防法に基づき火災報知器及び消火設備を設けている。  
ハ 制御棒案内管は、常時水中に設置され、火災による影響を受けることはないため、本条項の適用を受けない。
- 五. 制御棒案内管は、消火を行う設備に該当しないため、本条項の適用を受けない。
- 六. 制御棒案内管の周辺には飛散物となりうるものが存在しないため、本条項の適用を受けない。

#### 第十三条の二（溢水による損傷の防止）

試験研究用等原子炉施設が、当該試験研究用等原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設が、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。

1. 制御棒案内管は常時水中に設置されているため、溢水によりその安全性を損なうことはない。
2. 制御棒案内管は、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管に該当しないため本条項の適用を受けない。

#### 第十四条（炉心等）

燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、運転時における圧力、温度及び放射線につき想定される最も厳しい条件の下において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

2 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、冷却材の循環その他の要因により生じる振動により損傷を受けることがないように施設しなければならない。

1. 制御棒案内管は、運転時における圧力、温度及び放射線につき想定される最も厳しい条件の下において、必要な物理的及び化学的性質を保持できるよう設計している。
2. 制御棒案内管は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるよう設計している。
3. 制御棒案内管は、制御棒案内管受座、格子板及び燃料要素上端で支持されるため、1次冷却材の循環その他の要因による振動が発生しない。

## 第二十三条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）

試験研究用等原子炉施設には、通常運転時において、燃料の許容設計限界を超えることがないように反応度を制御できるよう、次に掲げるところにより反応度制御系統を施設しなければならない。

一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものであること。

二 制御棒を用いる場合にあつては、次のとおりとすること。

イ 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものであること。

ロ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものであること。

2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより原子炉停止系統を施設しなければならない。

一 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものであること。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であつて、次に掲げるときは、この限りでない。

イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。

ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。

二 運転時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料の許容設計限界を超えることなく試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものであること。

三 試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、速やかに試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものであること。

四 制御棒を用いる場合にあつては、一本の制御棒が固着した場合においても、前二号の機能を有するものであること。

3 制御材は、運転時における圧力、温度及び放射線につき想定される最も厳しい条件の下において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

4 制御材を駆動する設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。

一 試験研究用等原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動し得るものであること。

二 制御材を駆動するための動力の供給が停止した場合に、制御材が反応度を増加させる方向に動かないものであること。

三 制御棒の落下その他の衝撃により燃料体、制御棒その他の設備を損壊することがないものであること。

5 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。以下同じ。）に対して炉心冠水維持バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心又は炉心支持構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

6 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。

1. 一 制御棒案内管は、反応度変化を制御する設備に該当しない。  
二 制御棒案内管は、制御棒には該当しない。
2. 一 JRR-3原子炉施設の原子炉停止系統は、6本の独立した制御棒と制御棒案内管等で構成される制御棒系及び重水ダンプ系の2系統を有する。  
二 燃料の許容設計限界を超えることなくJRR-3原子炉施設を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるよう原子炉停止系統として制御棒案内管等で構成される制御棒系を設ける。  
三 施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、速やかに原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるよう原子炉停止系統として制御棒案内管等で構成される制御棒系を設ける。  
四 1本の制御棒が固着した場合においても、燃料の許容設計限界を超えることなく速やかに原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるよう制御棒案内管等で構成される。
3. 制御棒案内管は、制御材に該当しないため、本条項の適用を受けない。
4. 制御棒案内管は、制御材を駆動する設備に該当しないため、本条項の適用を受けない。
5. 制御棒案内管は、制御棒には該当しないため、本条項の適用を受けない。
6. 原子炉停止系統と反応度制御系統で共用する制御棒系の故障を考慮して、原子炉停止系統はそれぞれ独立した制御棒案内管等で構成される制御棒系と重水ダンプ系の2系統を有する。



4. 制御棒案内管に係る「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」との適合性

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理の方法等は、「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書」（平成29年4月1日付け制定（平成30年7月18日付け改訂） 文書番号：QS-P10）（以下「品質保証計画書」という。）により、申請に係る設計及び工事の品質管理を行う。

なお、今後「品質保証計画書」が変更された際には、変更後の「品質保証計画書」に基づき品質保証活動を行うものとする。

5. JRR-3原子炉施設に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性説明の要否について

本申請に当たり、JRR-3原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器について、試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則への適合性説明の可否を取りまとめたJRR-3設工認要否判定表を別表に示す。





















添付書類 5 別表 JRR-3 設工認要否判定表 注記一覧

注) 関連する設備機器の番号を「\$○」で示す

- \* 1 外部事象影響評価にて申請する。
- \* 2 核物質防護規定等の運用にて管理する。
- \* 3 既設の放射線エリアモニタを用いる。
- \* 4 \* 1に加えて避雷針及びばい煙対策について申請する。
- \* 5 構築物であり、動的機能は有していない。
- \* 6 安全にヘリウムを廃棄できるよう排気筒及び排風機を設ける。
- \* 7 水中に設置しているため、火災により損傷するおそれはない。
- \* 8 水中に設置されているため溢水による影響を受けない。
- \* 9 制御棒案内管受座自体は安全機能を有していない。また、制御棒案内管の耐震評価においても受座による支持は期待しない。
- \* 10 各設備機器の設工認申請書の中で使用する内部流体を明らかにし、最高使用温度、最高使用圧力を用いて設備機器の評価を行っているため、各設備機器において適合性を示す。
- \* 11 設置時の炉心構造物の添付計算書にて最高使用状態において評価し、問題ないことを確認している。
- \* 12 \$ 329-1 (消火設備の設置) にて説明する。
- \* 13 動的機能は有しておらず、構造上 (鉄筋コンクリートまたはステンレス製) 溢水による影響を受けないことは明らかである。
- \* 14 耐震重要度見直しに伴い、耐震クラス変更の申請を行う。
- \* 15 使用済燃料は自然対流により十分に除熱できるため、強制冷却を要しない。
- \* 16 (欠番)
- \* 17 守るべき機能は1次冷却材の保持であり、動的機能に期待するものではなく、構造上 (金属製) 直ちに溢水による影響を受けないことは明らかである。
- \* 18 1次冷却材補助ポンプの基礎高さについては\$ 348 にて申請する。
- \* 19 動的機能は有しておらず、構造上 (金属製) 直ちに溢水による影響を受けないことは明らかである。
- \* 20 守るべき機能は重水の保持であり、動的機能に期待するものではなく、構造上 (金属製) 直ちに溢水による影響を受けないことは明らかである。
- \* 21 溢水により損傷を受けたとしても、フェールセーフの設計としているため、守るべき安全機能は達成される。

- \*22 試料採取設備は旧設置許可書の記載内容から変更はなく、許可基準規則・設工規則とも要求事項はないが、発電炉の需要度分類審査指針の解釈に事故時の試料採取系が例示されており、それを参考に従来から JRR-3 の重要度分類表に含まれているものである。
- \*23 制御室に溢水源は無く、制御室外で発生した溢水により影響を受けるおそれがある場合には運転員の操作により原子炉を停止することが出来るため、必要な安全機能は達成される。
- \*24 設計基準事故時に制御室の環境が変化するようなことはない。
- \*25 設備機器の異常検知のためであり、安全機能喪失を検知するためのものでない。
- \*26 \$ 105 安全系、\$ 106 対数出力炉周期系、\$ 110 1 次冷却材流量、\$ 112 1 次冷却材炉心出口温度、\$ 113 1 次冷却材炉心出入口温度差 (炉心入口温度)、\$ 114 重水温度、\$ 115 重水流量、\$ 116 重水溢流タンク水位、\$ 117 原子炉プール水位、\$ 118 燃料事故モニタ、\$ 125 2 次冷却塔入口温度、\$ 126 2 次冷却系流量、\$ 128 ヘリウム流量、\$ 129 重水再結合器温度、\$ 371 1 次冷却材モニタ、\$ 372 2 次冷却材モニタ、\$ 373 炉上面排気モニタ、\$ 374 実験利用設備モニタ、\$ 136 破損燃料検出装置、\$ 141 安全スイッチ、\$ 2 地震感知器
- \*27 制御棒駆動装置として一式での評価を実施する (その 1 3)。
- \*28 当該設備の故障により、正の反応度が添加されることはない。
- \*29 外部電源喪失や単一故障に対し、制御棒系として安全機能を達成するために必要なものは制御棒、制御棒駆動装置管内駆動部、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管の機能である。これらは制御棒がそれぞれ独立に6体設置されていることをもって多重性を担保している。制御棒駆動装置管外駆動部は、制御棒系を構成する機器ではあるが、その構造、動作原理から故障時に非安全側に働くものではないことが明らかであり、13条2号が要求される設備ではない。
- \*30 10/21 の審査会合でクラス 2 以上が対象と整理する以前に認可を受けているため。
- \*31 設置時の設工認に記載はないが、使用前検査には合格している。
- \*32 \$ 109 中性子計装盤、\$ 123 安全保護系制御盤、\$ 138 原子炉停止回路、\$ 139 スクラム遮断器、\$ 145 工学的安全施設作動設備監視装置、\$ 166 自然循環運転インターロック、\$ 171 手動停止スイッチ、\$ 375 プロセス計装盤、\$ 376 原子炉制御操作卓
- \*33 制御室は原子炉建家と別建家である原子炉制御棟に設けられているため、設計基準事故時においても従事者が退避する必要はない。
- \*34 制御室は原子炉建家と別建家である原子炉制御棟に設けられているため、遮蔽設備等は要しない。
- \*35 JRR-3 原子炉施設では液体放射性廃棄物の保管廃棄は行わないが、設備の特性を考慮し設工規則第 26 条に準ずる。

- \*36 放射性液体廃棄物の廃棄は放射性廃棄物処理場にて行うため、JRR-3 では放射性液体廃棄物の廃棄は行っていない。廃液貯槽に溜められた廃液は保安規定に基づき排出前に放射性物質の濃度を測定し、基準値以下の場合には一般排水を行っている。
- \*37 該当する技術基準の条項は無いが、許可基準規則への対応のためその1にて申請する。
- \*38 \$ 246 の申請にて説明する。
- \*39 非常用電源設備の溢水防護のため、マンホール蓋を設ける(\$ 246 の申請にて説明)。
- \*40 \$ 259~268 で構成される(その13では配管の耐震評価を申請する)。
- \*41 \$ 270~279 で構成される(その13では配管の耐震評価を申請する)。
- \*42 \$ 281~285 で構成される(その13では配管の耐震評価を申請する)。
- \*43 基準地震動  $S_s$  により上位クラス設備に影響を及ぼさないことを確認する。
- \*44 一般設備であり、要求される技術基準はない。
- \*45 その他試験研究用等原子炉の附属施設として設置時に認可を受けている。
- \*46 森林火災に対しては、屋外消火栓に期待しなくとも必要な安全機能は防護されることを評価にて示す。
- \*47 原子炉建家避雷針についてはその4、原子炉制御棟避雷針についてはその13にて申請する。
- \*48 JRR-3 は航空機落下に対する考慮をする必要はない。
- \*49 上位波及影響評価については原子炉プール躯体の評価において、サブプール、詰替セル躯体の重量を考慮し、原子炉プール躯体に影響を及ぼさないことを確認している。



品質マネジメントシステム文書	
文書番号	QS - P 1 0
改訂番号	05 (2018年7月18日改訂)
管理番号	1
配付先	原子力科学研究所

管理外文書

原子力科学研究所  
原子炉施設及び核燃料物質使用施設等  
品質保証計画書

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

## 目 次

1.	目的	1
2.	適用範囲	1
3.	定義	1
4.	品質マネジメントシステム	2
4.1	一般要求事項	2
4.2	文書化に関する要求事項	3
4.2.1	一般	3
4.2.2	品質保証計画書	3
4.2.3	文書管理	3
4.2.4	記録の管理	4
5.	経営者の責任	4
5.1	経営者のコミットメント	4
5.2	原子力安全の重視	4
5.3	品質方針	4
5.4	計画	4
5.4.1	品質目標	4
5.4.2	品質マネジメントシステムの変更	5
5.5	責任、権限及びコミュニケーション	5
5.5.1	責任及び権限	5
5.5.2	管理責任者	5
5.5.3	プロセス責任者(品質管理技術基準規則の 要求事項)	5
5.5.4	内部コミュニケーション	6
5.6	マネジメントレビュー	6
5.6.1	一般	6

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

5.6.2	マネジメントレビューへのインプット	6
5.6.3	マネジメントレビューからのアウトプット	6
6.	資源の運用管理	6
6.1	資源の提供	6
6.2	人的資源	6
6.2.1	一般	6
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	7
6.3	原子炉施設等	7
6.4	作業環境	7
7.	業務の計画及び実施	7
7.1	業務の計画	7
7.2	業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス	8
7.2.1	業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化	8
7.2.2	業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー	8
7.2.3	外部コミュニケーション	8
7.3	設計・開発	8
7.3.1	設計・開発の計画	8
7.3.2	設計・開発へのインプット	9
7.3.3	設計・開発からのアウトプット	9
7.3.4	設計・開発のレビュー	9
7.3.5	設計・開発の検証	9
7.3.6	設計・開発の妥当性確認	10
7.3.7	設計・開発の変更管理	10
7.4	調達管理	10
7.4.1	調達プロセス	10
7.4.2	調達要求事項	10
7.4.3	調達製品の検証	11

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

7.5	業務の実施	11
7.5.1	業務の管理	11
7.5.2	業務に関するプロセスの妥当性確認	11
7.5.3	識別及びトレーサビリティ	12
7.5.4	組織外の所有物	12
7.5.5	調達製品の保存	12
7.6	監視機器及び測定機器の管理	12
8.	評価及び改善	13
8.1	一般	13
8.2	監視及び測定	13
8.2.1	原子力安全の達成	13
8.2.2	内部監査	13
8.2.3	プロセスの監視測定	14
8.2.4	検査及び試験	14
8.3	不適合管理	14
8.4	データの分析	15
8.5	改善	15
8.5.1	継続的改善	15
8.5.2	是正処置	15
8.5.3	予防処置	16
別図1	品質保証組織体制図	17
別図2	品質マネジメントシステムプロセス関連図	18

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

## 1. 目的

原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書（以下「本品質保証計画書」という。）は、原子力科学研究所（以下「研究所」という。）における原子炉施設及び核燃料物質使用施設等（以下「原子炉施設等」という。）における原子力安全に係る活動に関して、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」（以下「保安規定」という。）並びに「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」（以下「品質管理技術基準規則」という。）に基づき、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を参考に要求事項を定めたものである。別図1に示す品質保証組織（以下「組織」という。）は、この要求事項に従って、原子炉施設等の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を含む。）を構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することによって、原子炉施設等の安全の達成・維持・向上を図る。

## 2. 適用範囲

本品質保証計画書は、運転段階及び廃止段階の研究所の原子炉施設等において、組織が実施する保安活動に適用する。設計・開発については、原子炉施設の設計及び工事の方法の認可（以下「設工認」という。）及び核燃料物質使用施設等の施設検査の対象となるものに適用する。

## 3. 定義

本品質保証計画書における用語の定義は、次の事項を除き、「JIS Q 9000：2006 品質マネジメントシステム—基本及び用語」及び「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」に従うものとする。

### (1) 原子力安全

原子炉施設等の適切な運転状態を確保すること、事故の発生を防止すること、あるいは事故の影響を緩和することにより、研究所員と公衆と自然環境を放射線の災害から守ることをいう。

### (2) 保安活動

原子力安全を確保するために必要な保安のための活動であって、保安規定で定める運転管理、核燃料物質等の管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理及び非常時の措置をいう。

### (3) 業務

保安活動を構成する個々のプロセスをいう。

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

#### 4. 品質マネジメントシステム

##### 4.1 一般要求事項

- (1) 組織は、原子炉施設等の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、かつ維持すること。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善すること。
- (2) 組織は、次の事項を実施すること。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。
  - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を明確にする。  
別図2に品質マネジメントシステムプロセス関連図を示す。
  - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な判断基準及び方法を定める。
  - d) これらのプロセスの運用及び監視のために必要な資源及び情報が利用できることを確実にする。
  - e) これらのプロセスを監視、測定及び分析する。ただし、測定することが困難な場合は、測定を省略できる。
  - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果が得られるように、かつ、継続的改善のための必要な処置をする。
  - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。
  - h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、保安活動を促進する。
- (3) 組織は、それぞれの責任に応じ、本品質保証計画書の要求事項に従って品質マネジメントシステムのプロセスを運営管理すること。
- (4) 保安活動のプロセスをアウトソースする場合は、組織はアウトソースした保安活動のプロセスに関して管理を確実にすること。アウトソースした保安活動のプロセスの管理について、組織の品質マネジメントシステムの中で明確にすること。
- (5) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、原子力安全に対する重要性に応じて、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行い、資源の適切な配分を行うこと。また、グレード分けの決定に際しては、原子力安全に対する重要性に加えて次の事項を考慮することができる。
  - a) プロセス及び原子炉施設等の複雑性、独自性、又は新規性の度合い
  - b) プロセス及び原子炉施設等の記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 原子炉施設等に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

## 4.2 文書化に関する要求事項

### 4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書には、次の各項を含める。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 一次文書（本品質保証計画書）

(3) 二次文書

組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、一次文書が要求する文書及び組織が必要と判断した規則等の文書

(4) 三次文書

組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、一次文書及び二次文書以外の組織が必要と判断した手順書や手引等の文書

(5) (1)から(4)の文書が要求する記録

### 4.2.2 品質保証計画書

理事長は、次の事項を含む本品質保証計画書を策定し、必要に応じて見直し、維持すること。

a) 品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項

b) 品質マネジメントシステムの適用範囲

c) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報

d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述

### 4.2.3 文書管理

安全・核セキュリティ統括部長は、監査プロセス及び安全・核セキュリティ統括部（以下「本部」という。）の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、研究所の部長（以下「部長」という。）は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次の管理を行う。

(1) 品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理すること。ただし、記録は文書の一つではあるが、4.2.4に規定する要求事項に従って管理すること。

(2) 次の活動に必要な管理を規定すること。

a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。

b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在の改定版の識別を確実にする。

d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

e) 文書が読みやすく、容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

#### 4.2.4 記録の管理

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次の管理を行う。

- (1) 記録は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために、作成する対象を明確にし、維持すること。
- (2) 記録は、読みやすく、容易に識別可能で、検索可能とすること。
- (3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定すること。

### 5. 経営者の責任

#### 5.1 経営者のコミットメント

理事長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントとして次の事項を行うこと。

- a) 品質方針を設定する。
- b) 品質目標が設定されることを確実にする。
- c) 安全文化を醸成するための活動を促進する(品質管理技術基準規則の要求事項)。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。
- f) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。

#### 5.2 原子力安全の重視

原子力安全を最優先に位置付け、理事長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にすること。

#### 5.3 品質方針

理事長は、品質方針について次の事項を確実にすること。

- a) 組織の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューする。

#### 5.4 計画

##### 5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長及び所長に品質目標を設定させること。その品質目標には、業務・原子炉施設等に対する要求事項を満たすために必要なものがあれば含めること。

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合性がとれていること。
- (3) 上記事項を確実にするため、所長は、「原子力科学研究所品質目標管理要領」を定めること。

#### 5.4.2 品質マネジメントシステムの変更

理事長は、品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にすること。

### 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

#### 5.5.1 責任及び権限

- (1) 理事長は、別図1に定めた品質保証組織体制を、組織全体に周知することを確実にすること。なお、組織の要員は、自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を有する。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質保証活動の円滑な運営及び推進を図ること。
- (3) 部長は、部内の品質保証審査機関についての要領を定め、品質保証活動の円滑な運営及び推進を図ること。

#### 5.5.2 管理責任者

- (1) 管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては原子力科学研究所担当理事とする。
- (2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、次に示す責任及び権限を持つこと。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について理事長に報告する。
  - c) 組織全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全を確保するための認識を高めることを確実にする。

#### 5.5.3 プロセス責任者(品質管理技術基準規則の要求事項)

理事長は、設工認に係る業務のプロセスを管理する者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与える。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善すること。
- b) 業務に従事する要員のプロセスに関する業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高めること。
- c) 成果を含む実施状況について評価すること。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進すること。

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

#### 5.5.4 内部コミュニケーション

理事長は、会議（臨時の会議を含む。）、業務連絡書等を利用して情報交換を行わせる。また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にすること。

#### 5.6 マネジメントレビュー

理事長は、「マネジメントレビュー実施要領」を定め、次の管理を行う。

##### 5.6.1 一般

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上マネジメントレビューを実施すること。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行うこと。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

##### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

管理責任者は、マネジメントレビューへのインプットに、次の情報を含めること。

- a) 内部監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) 保安活動の成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）並びに検査及び試験の結果
- d) 安全文化を醸成するための活動の実施状況(品質管理技術基準規則の要求事項)
- e) 関係法令の遵守状況(品質管理技術基準規則の要求事項)
- f) 是正処置及び予防処置の状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- h) 品質保証活動に影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 品質保証活動の改善のための提案

##### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

理事長は、マネジメントレビューからのアウトプットに、次の事項に関する決定及び処置を含めること。

- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画及び実施に必要な改善
- c) 資源の必要性

#### 6. 資源の運用管理

##### 6.1 資源の提供

組織は、保安活動に必要な資源を明確にし、提供すること。

##### 6.2 人的資源

###### 6.2.1 一般

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

組織は、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、要員の力量を確保すること。

#### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

部長は、各部の教育・訓練管理要領を定め、当該要領において、次の事項を明確にすること。

- a) 業務に従事する要員に必要な力量
- b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はOJT等の処置
- c) 教育・訓練又はOJT等の有効性の評価
- d) 自らの活動のもつ意味と重要性の認識及び品質目標の達成に向けて自らどのように貢献できるかの認識を確実にする。
- e) 教育・訓練、技能及び経験についての記録を管理すること(4.2.4参照)。

#### 6.3 原子炉施設等

組織は、保安規定で定めた原子炉施設等を維持管理するために必要な設備機器等を明確にし、維持すること。

#### 6.4 作業環境

組織は、業務に必要な作業環境を明確にし、運営管理すること。

### 7. 業務の計画及び実施

#### 7.1 業務の計画

- (1) 所長は、業務に必要なプロセスを計画して、保安活動の二次文書の他、必要な三次文書の中で明確にすること。
- (2) 部長は、業務に必要なプロセスを計画して、各部の業務の計画及び実施に関する要領の他、必要な二次文書又は三次文書の中で明確にすること。
- (3) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性がとれていること。
- (4) 所長及び部長は、業務の計画にあたっては、次の事項のうち該当するものについてその内容を明確にすること。
  - a) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
  - b) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
  - c) 業務・原子炉施設等のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
  - d) 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録
- (5) 業務の計画のアウトプットは、組織の計画の実行に適した様式であること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

## 7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス

### 7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を明確にすること。

- a) 地方自治体等と合意した要求事項
- b) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設等に不可欠な要求事項であって既知のもの
- c) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
- d) 組織が必要と判断する追加要求事項

### 7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューしなければならない。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施すること。

(2) レビューでは以下の事項について確認すること。

- a) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。
- b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を管理すること(4.2.4参照)。

(4) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認すること。

(5) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正すること。

また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にすること。

### 7.2.3 外部コミュニケーション

組織は、保安検査、施設定期検査、及び立入検査等を通じて監督官庁及び地方自治体との外部コミュニケーションを図ること。

## 7.3 設計・開発

設計・開発を行う部長は、各部の設計・開発管理要領を定め、次の事項を管理する。

### 7.3.1 設計・開発の計画

(1) 課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画を策定し、管理すること。

(2) 課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にすること。

- a) 設計・開発の段階
- b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性の確認
- c) 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限

(3) 組織は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てとを確実に

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

にするために、設計・開発に關与するグループ間のインタフェースを運営管理すること。

(4) 課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適宜更新すること。

#### 7.3.2 設計・開発へのインプット

(1) 課長は、原子炉施設等の要求事項に關連するインプットを明確にし、記録を管理すること(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含めること。

- a) 機能及び性能に關する要求事項
- b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
- c) 適用される法令・規制要求事項
- d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

(2) 課長は、これらのインプットについては、その適切性をレビューし承認すること。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないこと。

#### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式であること。また、次の段階に進める前に、承認を受けること。

(2) 設計・開発のアウトプットは、次の状態であること。

- a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
- b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用のために適切な情報を提供する。
- c) 關係する検査及び試験の合否判定基準を含むか又はそれを参照する。
- d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。

#### 7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行うこと。

- a) 設計・開発の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価する。
- b) 評価の結果、問題があった場合は明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者として、レビューの対象となっている設計・開発段階に關連する部署の代表者及び当該設計・開発に係る専門家が含まれていること。このレビューの結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

#### 7.3.5 設計・開発の検証

(1) 課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施すること。この検証の結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施すること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 課長は、結果として得られる原子炉施設等が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施すること。
- (2) 課長は、原子炉施設等を使用するに当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了すること。ここで、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合においても、設計開発妥当性確認を行わない限りは、使用を開始できない。
- (3) 課長は、妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を管理すること(4.2.4参照)。

#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 課長は、設計・開発の変更を明確にし、その記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (2) 組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認すること。
- (3) 組織は、設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設等を構成する要素及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を含めること。
- (4) 組織は、変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を管理すること(4.2.4参照)。

#### 7.4 調達管理

所長は、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。

##### 7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にすること。
- (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式と程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定し必要な場合には再評価すること。要領に選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (5) 組織は、設工認に係る調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を定めること。

##### 7.4.2 調達要求事項

- (1) 課長は、調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含めること。
  - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

- b) 要員の適格性確認に関する要求事項
- c) 供給者の品質マネジメントシステムに関する要求事項
- d) 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項
- e) 安全文化を醸成するための活動に関する必要な事項
- f) その他調達製品に関し必要な事項

- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にすること。
- (3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させること。

#### 7.4.3 調達製品の検証

- (1) 課長は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施すること。
- (2) 供給者先で検証を実施することにした場合には、課長は、その検証の要領及び調達製品のリリース(出荷許可)の方法を調達要求事項の中に明確にすること。

#### 7.5 業務の実施

部長は、各部の業務の計画及び実施に関する要領を定め、次の事項を管理する。

##### 7.5.1 業務の管理

組織は、業務を管理された状態で実施すること。管理された状態には、該当する次の状態を含むこと。

- a) 原子力安全との関わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 規定された監視及び測定が実施されている。
- f) リリース(次工程への引渡し)が規定されたとおりに実施されている。

##### 7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行うこと。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。
- (2) 課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証すること。
- (3) 課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立すること。
  - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
  - c) 所定の方法及び手順の適用
  - d) 記録に関する要求事項

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

e) 妥当性の再確認

#### 7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 課長は、必要な場合には、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設等を識別すること。
- (2) 課長は、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・原子炉施設等の状態を識別すること。
- (3) 課長は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設等について固有の識別を管理し、その記録を管理すること(4.2.4参照)

#### 7.5.4 組織外の所有物

- (1) 課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、必要に応じ、当該機器等に対する紛失、損傷等の記録を含めてリスト化し、識別し、照合すること(4.2.4参照)。
- (2) 課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱うこと。

#### 7.5.5 調達製品の保存

課長は、調達製品の検収後、受入から据付(使用)までの間、調達製品を適合した状態のまま保存すること。この保存には、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含めること。なお、保存は、取替品、予備品にも適用すること。

#### 7.6 監視機器及び測定機器の管理

監視機器及び測定機器の管理を行う部長は、各部の監視機器及び測定機器の管理要領を定め、部長及び課長は次の管理を行う。

- (1) 部長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にすること。課長は、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にすること。
- (2) 課長は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立すること。
- (3) 課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすこと。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、その記録を管理すること(4.2.4参照)。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態が明確にできる識別をする。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守、保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 課長は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録すること。その機器

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日		改訂日：2018年7月18日	
		改訂番号：05	

及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置をとること。校正及び検証の結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。

- (5) 課長は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認すること。この確認は、最初に使用するのに先立って実施すること。また、必要に応じて再確認すること。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施すること。
- 業務・原子炉施設等に対する要求事項の適合性を実証する。
  - 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
  - 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含めること。

### 8.2 監視及び測定

#### 8.2.1 原子力安全の達成

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手すること。
- (2) 組織は、この情報をマネジメントレビュー等で使用すること。

#### 8.2.2 内部監査

理事長は、「原子力安全監査実施要領」を定め、次の事項を管理する。

- (1) 統括監査の職は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため内部監査員の選定を含む監査計画を策定し、毎年度1回以上内部監査を実施すること。内部監査の実施においては、客観性を確保すること。
- 品質マネジメントシステムが、業務の計画に適合しているか、本品質保証計画書の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
  - 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 統括監査の職は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態と重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して監査の基準、範囲及び方法を規定した内部監査プログラムを策定すること。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保すること。監査員は自らの業務は監査しないこと。
- (3) 原子力安全監査実施要領には、監査の計画の策定及び実施、結果の報告、記録の管理について、それらの責任及び権限並びに要求事項を定めること。

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05

- (4) 監査及びその結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、発見された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置並びに予防処置がとられることを確実にすること。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含めること。

#### 8.2.3 プロセスの監視測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う適切な方法を適用しなければならない。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものであること。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、原子力安全の達成のために、適宜、修正及び是正処置をとること。

#### 8.2.4 検査及び試験

検査及び試験を行う部長は、各部の試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。

- (1) 組織は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、原子炉施設等を検査及び試験すること。検査及び試験は、業務の計画に従って、適切な段階で実施すること。その結果の記録を管理すること(4.2.4参照)。
- (2) 合否判定基準への適合の証拠を管理すること(4.2.4参照)。記録には、リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を明記すること。
- (3) 業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該対象を原子炉施設等の運転に供してはならない。ただし、運転中であって、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。
- (4) 業務・原子炉施設等の重要度に応じて、検査試験を行う者を定めなければならない。検査及び試験要員の独立の程度を定めること。
- (5) 部長は(1)から(4)項について各部の試験・検査の管理要領において詳細化を図る。

#### 8.3 不適合管理

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「不適合管理並びに是正及び予防処置要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」を定め、次の事項を管理する。

- (1) 組織は、業務・原子炉施設等に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にすること。
- (2) 組織は、不適合の処理に関する管理及びそれに関する責任と権限を定めること。
- (3) 組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理すること。
  - a) 発見された不適合を除去するための処置をとる。
  - b) 権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することができる。

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 引渡し後に不適合が検出された場合には、組織は、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとること。

(4) 組織は、不適合の性質の記録を管理すること(4.2.4参照)。

(5) 組織は、不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合性を実証するための再検証を行うこと。

#### 8.4 データの分析

(1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析すること。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の該当する情報源からのデータを含めること。

(2) 組織は、データの分析によって、次の事項に関連する情報を得ること。

a) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方

b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性

c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセスと原子炉施設等の特性及び傾向

d) 供給者の能力

#### 8.5 改善

##### 8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善すること。

##### 8.5.2 是正処置

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「不適合管理並びに是正及び予防処置要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」を定め、次の事項を管理する。

(1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとること。

(2) 是正処置は、発見された不適合のもつ影響に見合うものであること。

(3) 次の事項に関する要求事項を規定すること。

(設工認に係る是正処置は、根本原因分析に関する要求事項を含む。)

a) 不適合の内容確認

b) 不適合の原因の特定

c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

d) 必要な処置の決定及び実施

e) 是正処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた是正処置の結果の記録

f) 是正処置において実施した活動のレビュー

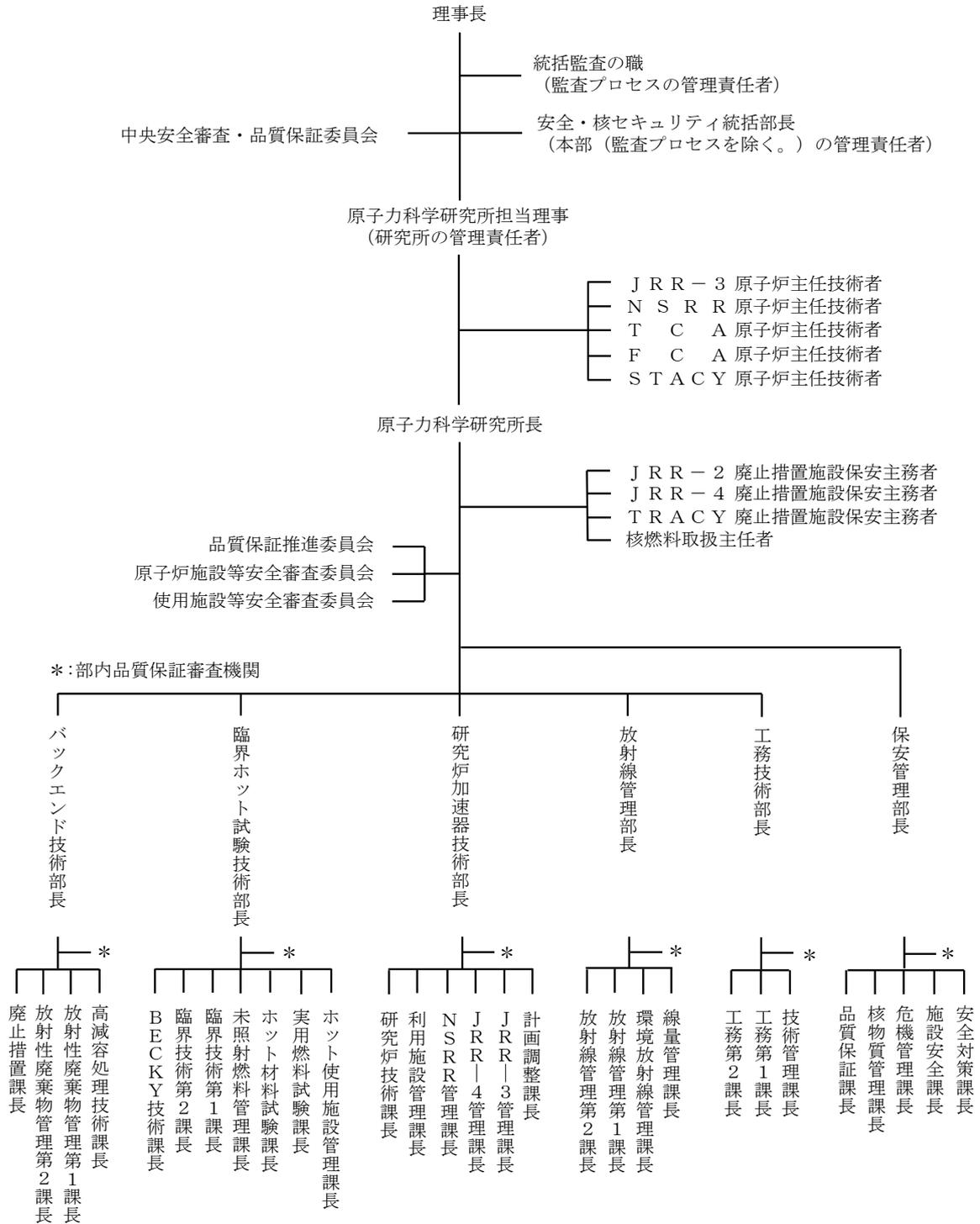
日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書			
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05	

### 8.5.3 予防処置

安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「不適合管理並びに是正及び予防処置要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」を定め、次の事項を管理する。

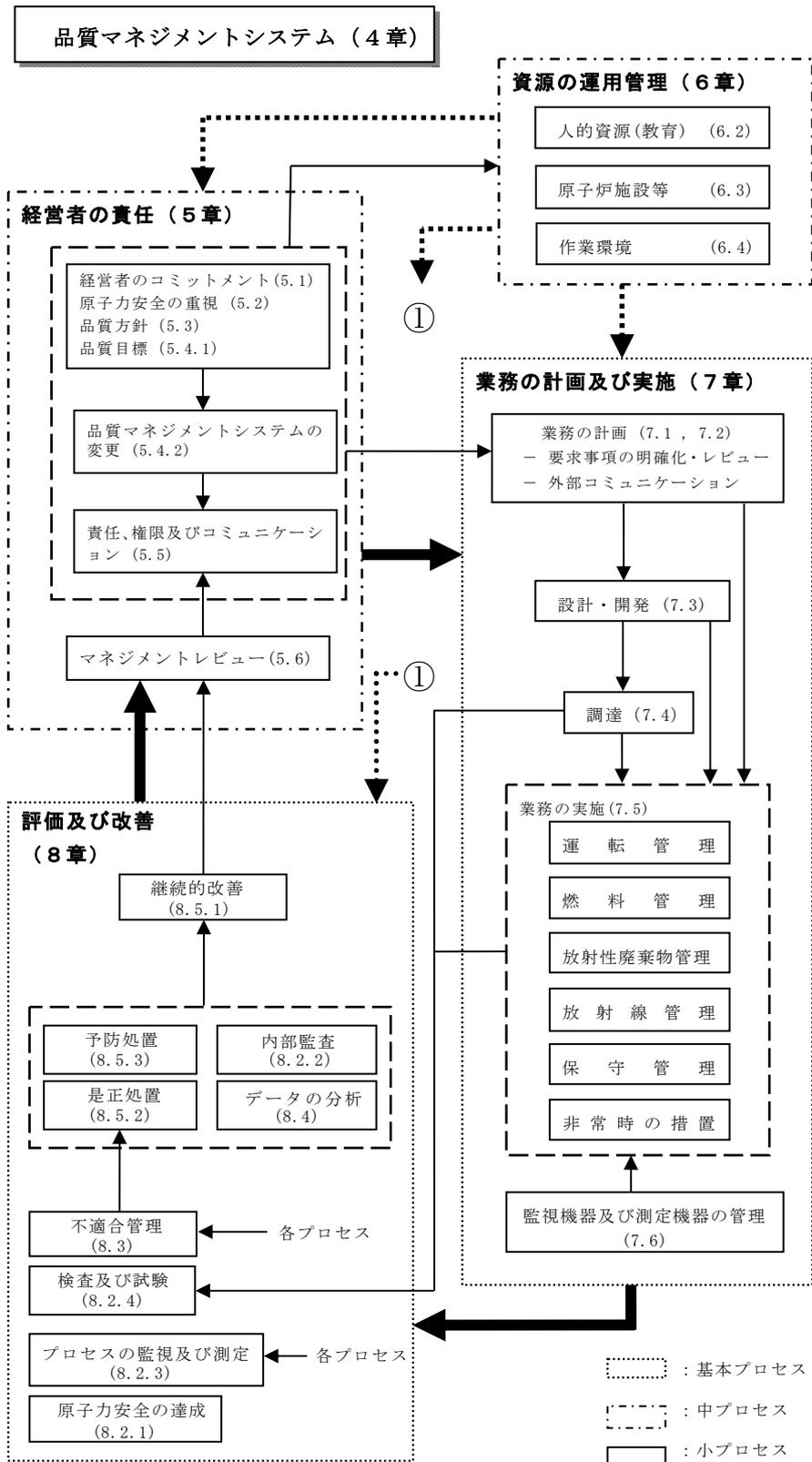
- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び研究所外から得られた原子炉の運転等及び核燃料物質の使用等に係る技術情報の取得・活用を含め、その原因を除去する処置を決めること。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の組織と共有することも含まれる。
  - (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に見合ったものであること。
  - (3) 組織は、次の事項に関する要求事項を規定すること。  
(設工認に係る予防処置は、根本原因分析に関する要求事項を含む。)
- a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定及び実施
  - d) 予防処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた予防処置の結果の記録
  - e) 予防処置において実施した活動のレビュー
  - f) 他の組織から得られた核燃料物質の使用等に係る技術情報について、自らの使用施設等の保安の向上にいかすための措置

日本原子力研究開発機構		文書番号：QS-P10
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05



別図1 品質保証組織体制図

日本原子力研究開発機構	文書番号：QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質保証計画書		
制定日：2017年4月1日	改訂日：2018年7月18日	改訂番号：05



別図2 品質マネジメントシステムプロセス関連図