

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
（その 1 1）の一部補正について

（ 原子炉本体の構造及び設備、
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備
及び原子炉冷却系統施設の構造及び設備の一部変更 ）

令和 2 年 8 月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令02原機(科研)008

令和2年8月21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（その11）の一部補正について

原子炉本体の構造及び設備、
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備
及び原子炉冷却系統施設の構造及び設備の一部変更

令和元年8月8日付け令01原機（科研）008をもって申請（令和2年5月8日付け令02原機（科研）001をもって一部補正）しました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（その11）について、下記のとおり一部補正いたします。

記

1. 工事工程表の追加

申請書記載事項第4号「設計及び工事に係る品質管理の方法等」を削除し、申請書記載事項第4号として「工事工程表」を次のとおり追加する。

(変更前)

(記載なし)

(変更後)

本申請は既設設備の耐震評価に関するものであり、工事を伴うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事の状況を踏まえ、適切な時期に必要な検査を実施する。

2. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの追加

申請書記載事項第5号「変更理由」を申請書記載事項第6号とし、申請書記載事項第5号に「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」を次のとおり追加する。なお、申請書記載事項第6号「分割申請の理由」は削除する。

(変更前)

(記載なし)

(変更後)

「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（令和2年原子力規制委員会規則第2号）の規定に適合するよう令和2年4月22日付け令02原機（科保）010をもって届け出た保安活動に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を踏まえて策定した「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マネジメント計画書」（QS-P10）により、設計及び工事の品質管理を行う。

3. 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（その11）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（第1編、第2編、第3編）、添付書類1、添付書類3-1、添

付書類 3-2、添付書類 3-7-1、添付書類 5、添付書類 6 及び添付書類 8 を別添のとおり変更し、添付書類 9 を追加する。

なお、添付書類 2、添付書類 3-3 から添付書類 3-6、添付書類 4 及び添付書類 7 は変更しない。

以上

別紙

設計及び工事の方法

- 第1編 原子炉プールの構造（耐震性）
- 第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性）
- 第3編 炉心等の構造（耐震性）

第 1 編 原子炉プールの構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 1-1
1.1 原子炉本体	本 1-1
1.2 原子炉冷却系統施設	本 1-1
2. 準拠した基準及び規格	本 1-3
3. 設計	本 1-4
3.1 設計条件	本 1-4
3.2 設計仕様	本 1-5
4. 工事の方法	本 1-5
4.1 工事の方法及び手順	本 1-5
4.2 工事上の留意事項	本 1-5
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 1-5

1. 構成及び申請範囲

1.1 原子炉本体

JRR-3 原子炉施設の原子炉本体は、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、(4) 原子炉容器は、次の各設備から構成される。

- イ. 原子炉プール
- ロ. プールゲート (No.1 ゲート)

1.2 原子炉冷却系統施設

JRR-3 原子炉施設の原子炉冷却系統施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 1次冷却設備
- (2) 2次冷却設備
- (3) その他の主要な事項

上記のうち、(3) その他の主要な事項は、次の各設備から構成される。

- イ. 重水冷却設備
- ロ. 冠水維持設備
 - (イ) 原子炉プール躯体及びライニング
 - (ロ) 原子炉プール貫通部のシール構造
 - (ハ) サイフォンブレイク弁
 - (ニ) 制御棒駆動機構案内管
- ハ. 自然循環弁
- ニ. プール水浄化系設備
- ホ. 軽水貯留設備

今回申請する範囲は、1.1 原子炉本体の(4) 原子炉容器のうちイ. 原子炉プール及び1.2 原子炉冷却系統施設の(3) その他の主要な事項のうちロ. 冠水維持設備 (イ) 原子炉プール躯体及びライニングの耐震性を確認するものである。原子炉プール、原子炉プール躯体及びライニングの概略図及び申請範囲を図-1.1に示す。

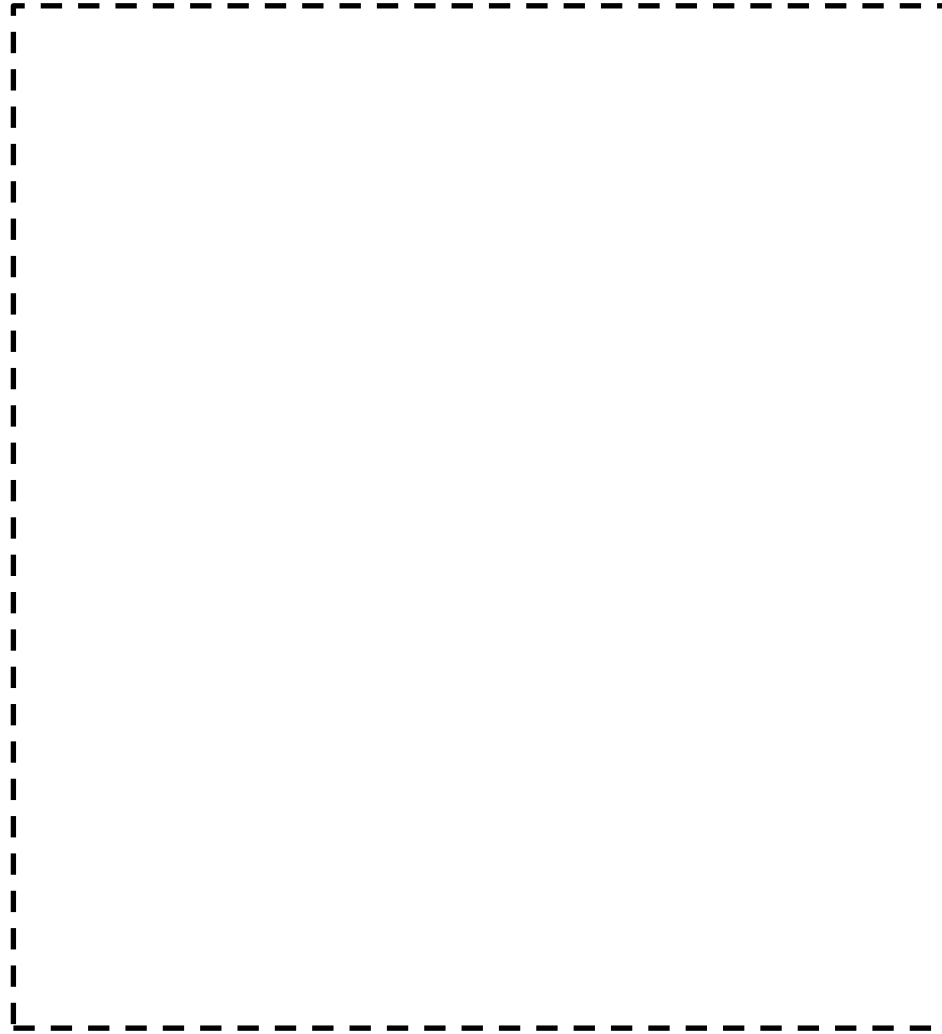


図-1.1 原子炉プール、原子炉プール躯体及びライニングの概略図及び申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号）

「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）

「建築基準法・同施行令」（昭和 25 年法律第 201 号）

「日本産業規格（JIS）」

「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」（日本電気協会）

「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）」（日本電気協会）

「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（日本建築学会）

「発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格」（日本機械学会）

「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕」（土木学会）

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」（15 科原安第 13 号）

3. 設計

3.1 設計条件

名称	原子炉プール ^{※1}
機器種別	第3種容器相当
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	43℃
備考	隣接する耐震 B クラスであるサブプールによる原子炉プールへの影響を考慮するため、サブプールの構造や重量を解析モデルに反映し、耐震性を評価する ^{※2} 。

^{※1} 原子炉プール躯体及びライニングを含む。

^{※2} 原子炉プールの外殻となる原子炉建家（円筒壁及び屋根）（耐震 B クラス）からの上位波及影響については、原子炉建家（円筒壁及び屋根）が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保している（JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 4）（平成 31 年 4 月 5 日付け原規規発第 1904051 号をもって認可））。また、原子炉建家に隣接する建家（使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟及び排気筒）からの原子炉建家への影響については、各建家が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保している（JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 3）（平成 31 年 3 月 14 日付け原規規発第 1903142 号をもって認可）、JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 5）（平成 31 年 3 月 14 日付け原規規発第 1903143 号をもって認可））。

3.2 設計仕様

名称			原子炉プール	
構造			鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形	
概略寸法	ライニング	内寸法 (mm)	幅及び長さ	幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250
			高さ	8500
		厚さ (mm)	側壁	20
			底部	20、100
主要材料	ライニング		SM 41B+SUS 316L、SUS 316L	
個数			1	

なお、原子炉プールについて、耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

検査は、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、次の項目について適切な時期に実施する。なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

- (1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査
該当なし
- (2) 機能及び性能の確認に係る検査
該当なし
- (3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「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マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「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マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 2-1
1.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	本 2-1
1.2 原子炉冷却系統施設	本 2-1
2. 準拠した基準及び規格	本 2-4
3. 設計	本 2-5
3.1 設計条件	本 2-5
3.2 設計仕様	本 2-6
4. 工事の方法	本 2-6
4.1 工事の方法及び手順	本 2-6
4.2 工事上の留意事項	本 2-6
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 2-6

1. 構成及び申請範囲

1.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

JRR-3 原子炉施設の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 核燃料物質取扱設備
- (2) 核燃料物質貯蔵設備

上記のうち、(2) 核燃料物質貯蔵設備は、次の各設備から構成される。

- イ. 未使用燃料貯蔵設備
- ロ. 使用済燃料貯蔵設備
 - (イ) 使用済燃料プール
 - (ロ) カナル
 - (ハ) プールゲート (No. 2 ゲート)
 - (ニ) 使用済燃料貯蔵ラック
 - (ホ) 使用済燃料貯槽 No. 1
 - (ヘ) 使用済燃料貯槽 No. 2
 - (ト) 使用済燃料貯蔵施設 (北地区)

1.2 原子炉冷却系統施設

JRR-3 原子炉施設の原子炉冷却系統施設は、次の各設備から構成される。

- (1) 1次冷却設備
- (2) 2次冷却設備
- (3) その他の主要な事項

上記のうち、(3) その他の主要な事項は、次の各設備から構成される。

- イ. 重水冷却設備
- ロ. 冠水維持設備
 - (イ) 原子炉プール躯体及びライニング
 - (ロ) 原子炉プール貫通部のシール構造
 - (ハ) サイフォンブレイク弁
 - (ニ) 制御棒駆動機構案内管
- ハ. 自然循環弁
- ニ. プール水浄化系設備
- ホ. 軽水貯留設備

今回申請する範囲は、1.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の(2) 核燃料物質貯蔵設備のうちロ. 使用済燃料貯蔵設備 (イ) 使用済燃料プール、(ロ) カナル及び1.2

原子炉冷却系統施設の(3) その他の主要な事項のうちロ. 冠水維持設備 (イ) 原子炉プール躯体及びライニングの耐震性を確認するものである。使用済燃料プール、カナル、各プール躯体及びライニングの概略図及び申請範囲を図-2.1 に示す。

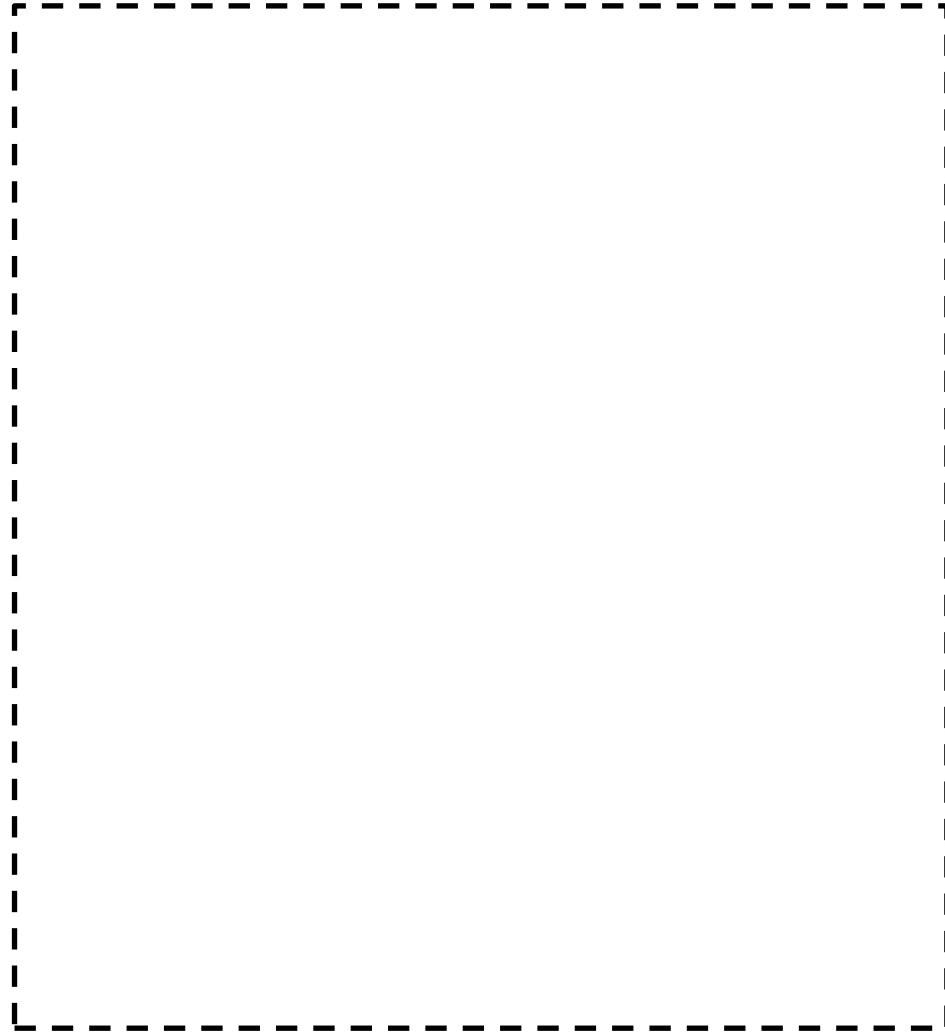


図-2.1 使用済燃料プール、カナル、各プール躯体及びライニングの概略図及び申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」（令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号）

「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）

「建築基準法・同施行令」（昭和 25 年法律第 201 号）

「日本産業規格（JIS）」

「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」（日本電気協会）

「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）」（日本電気協会）

「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（日本建築学会）

「発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格」（日本機械学会）

「コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕」（土木学会）

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」（15 科原安第 13 号）

3. 設計

3.1 設計条件

名称	使用済燃料プール※ ¹
機器種別	第4種容器相当
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	43℃
備考	隣接する耐震 B クラスである炉室詰替セルによる使用済燃料プールへの影響を考慮するため、炉室詰替セルの構造や重量を解析モデルに反映し、耐震性を評価する※ ² 。

名称	カナル※ ¹
機器種別	第4種容器相当
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	43℃
備考	隣接する耐震 B クラスである炉室詰替セルによるカナルへの影響を考慮するため、炉室詰替セルの構造や重量を解析モデルに反映し、耐震性を評価する※ ² 。

※¹ 各プール躯体及びライニングを含む。

※² 使用済燃料プール及びカナルの外殻となる原子炉建家（円筒壁及び屋根）（耐震 B クラス）からの上位波及影響については、原子炉建家（円筒壁及び屋根）が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保している（JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 4）（平成 31 年 4 月 5 日付け原規規発第 1904051 号をもって認可））。また、原子炉建家に隣接する建家（使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟及び排気筒）からの原子炉建家への影響については、各建家が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保している（JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 3）（平成 31 年 3 月 14 日付け原規規発第 1903142 号をもって認可）、JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 5）（平成 31 年 3 月 14 日付け原規規発第 1903143 号をもって認可））。

3.2 設計仕様

名称		使用済燃料プール		カナル
構造		鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形		鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形
概略 寸法	ライ ニ ング	たて(mm)	4500	3000
		横(mm)	3000	3300
		高さ(mm)	7500	7500
		厚さ(mm)	側壁	12
底部	12		12	
主 要 材 料	ライニング	SM 41B+SUS 316L		SM 41B+SUS 316L
個数		1		1

なお、使用済燃料プール、カナルについて、耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

検査は、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、次の項目について適切な時期に実施する。なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方

法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「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マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「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マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

第3編 炉心等の構造（耐震性）

目 次

1. 構成及び申請範囲	本 3-1
1.1 原子炉本体	本 3-1
2. 準拠した基準及び規格	本 3-3
3. 設計	本 3-4
3.1 設計条件	本 3-4
3.2 設計仕様	本 3-6
4. 工事の方法	本 3-6
4.1 工事の方法及び手順	本 3-6
4.2 工事上の留意事項	本 3-6
4.3 使用前事業者検査の項目及び方法	本 3-7

1. 構成及び申請範囲

1.1 原子炉本体

JRR-3 原子炉施設の原子炉本体は、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
 - (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) 反射体押え
- ハ. 重水タンク
 - (イ) 重水タンク本体
 - (ロ) ビームチューブ
 - (ハ) 照射シンブル
 - (ニ) 真空容器
- ニ. ベリリウム反射体

上記のうち、(2) 燃料体は、次の各設備から構成される。

- イ. 標準型燃料要素
 - (イ) JRR-3 標準型燃料要素
- ロ. フォロワ型燃料要素
 - (イ) JRR-3 フォロワ型燃料要素

今回申請する範囲は、(1) 炉心、(2) 燃料体の耐震性を確認するものである。炉心、燃料体の申請範囲を図-3.1に示す。また、炉心、燃料体の概略図を添付書類4 添付図表に示す。

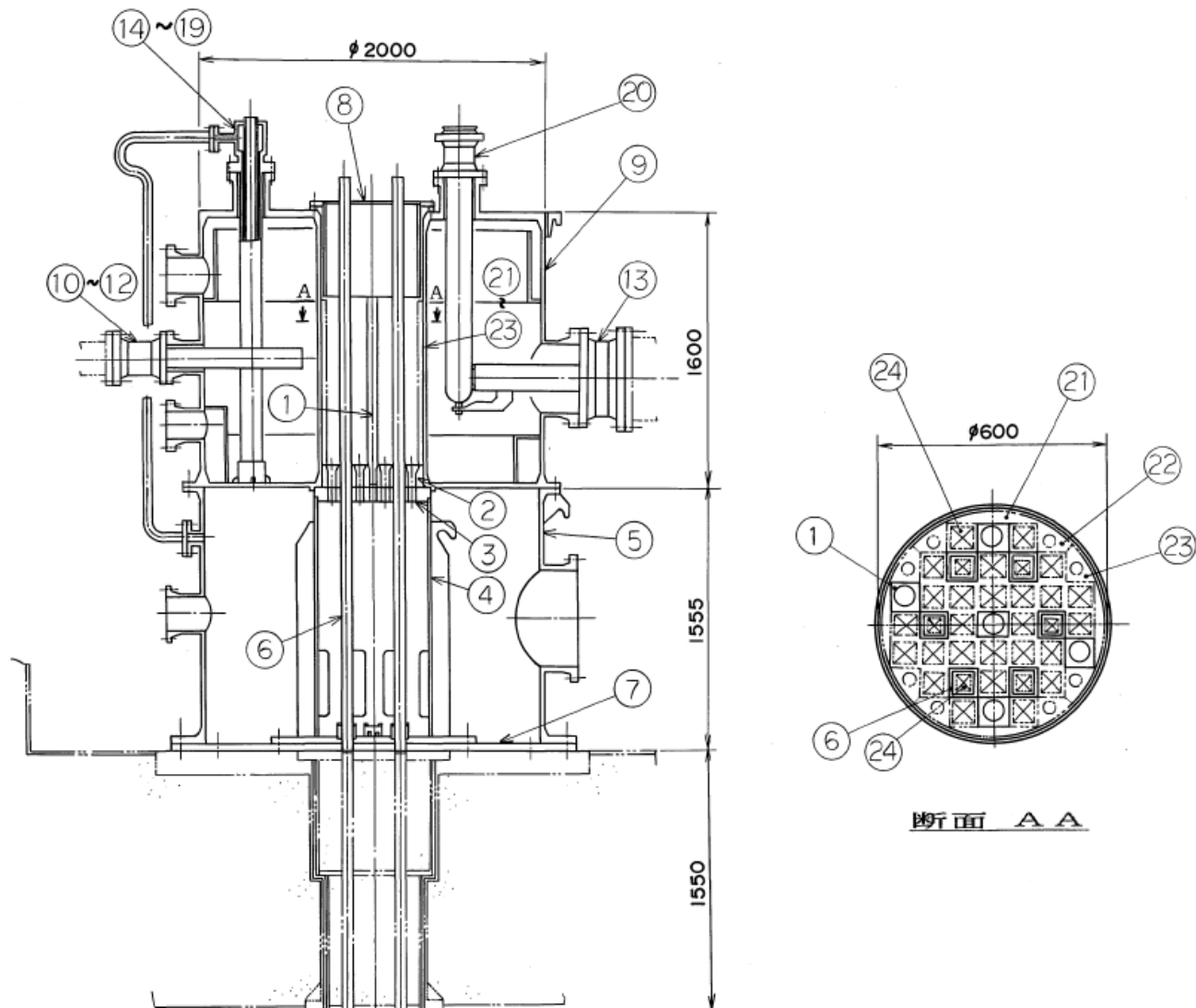


図-3.1 炉心、燃料体の申請範囲

24	燃料要素	32	
23	ベリリウム反射体(C型)	4	
22	ベリリウム反射体(B型)	4	
21	ベリリウム反射体(A型)	4	
20	真空容器	1	
19	照射シンプル(SH-1)	1	
18	照射シンプル(DR-1)	1	
17	照射シンプル(SI-1)	1	
16	照射シンプル(PN-3)	1	
15	照射シンプル(PN-1) 及び照射シンプル(PN-2)	2	
14	照射シンプル(HR-1) 及び照射シンプル(HR-2)	2	
13	ビームチューブ(9C)	1	
12	ビームチューブ(BT)	1	
11	ビームチューブ(7R)	1	
10	ビームチューブ(1G) ～ビームチューブ(6G)	6	
9	重水タンク本体	1	
8	反射体押え	1	
7	ベースプレート	1	
6	制御棒案内管	6	
5	プレナム	1	
4	格子板支持胴	1	
3	格子板B	1	
2	格子板A	1	
1	照射筒	5	
番号	品名	個数	備考
部品表			

[] : 申請範囲

2. 準拠した基準及び規格

「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」(令和 2 年原子力規制委員会規則第 7 号)

「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)

「日本産業規格 (JIS)」

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(日本機械学会)

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」(日本電気協会)

「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601)」(日本電気協会)

「試験研究用原子炉施設に関する構造等の技術基準」(15 科原安第 13 号)

3. 設計

3.1 設計条件

名称	照射筒
機器種別	炉心支持構造物
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用温度	100℃
概略図	添付書類 4 添付図表に示す
備考	注 1

名称	格子板 A	格子板 B	格子板支持胴	プレナム
機器種別	炉心支持構造物			
耐震クラス	S			
流体の種類	軽水			
最高使用温度	100℃			
概略図	添付書類 4 添付図表に示す			
備考	注 1			

名称	制御棒案内管	ベースプレート	反射体押え
機器種別	炉心支持構造物		
耐震クラス	S		
流体の種類	軽水		
最高使用温度	100℃		
概略図	添付書類 4 添付図表に示す		
備考	注 1		

注 1：耐震下位クラスの設備機器（上部遮蔽体、冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冷中性子源装置のうちクライオスタット）による当該機器への上位波及影響については、当該機器に対して上位波及影響を及ぼすおそれのある機器が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保する。なお、上部遮蔽体、冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冷中性子源装置のうちクライオスタットの耐震評価については「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その 13）」にて申請する。

名称		重水タンク本体
機器種別		第3種容器
耐震クラス		S
流体の種類	内側	重水、ヘリウム
	外側	軽水
最高使用圧力	内圧	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)
	外圧	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)
最高使用温度		100℃
概略図		添付書類4 添付図表に示す
備考		注1

名称		ビームチューブ	照射シンプル	真空容器
機器種別		第3種容器	第3種容器 (一部第4種管)	第3種容器
耐震クラス		S		
流体の種類	内側	ヘリウム	軽水	重水、ヘリウム
	外側	軽水、重水	軽水、重水、ヘリウム	軽水、重水、ヘリウム
最高使用圧力	内圧	150mmAq (0.0015MPa)	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	6.0kgf/cm ² (0.5884MPa)
	外圧	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)
最高使用温度		100℃		
概略図		添付書類4 添付図表に示す		
備考		注1		

注1：耐震下位クラスの設備機器（上部遮蔽体、冠水維持設備以外の1次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冷中性子源装置のうちクライオスタット）による当該機器への上位波及影響については、当該機器に対して上位波及影響を及ぼすおそれのある機器がSクラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保する。なお、上部遮蔽体、冠水維持設備以外の1次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冷中性子源装置のうちクライオスタットの耐震評価については「JRR-3の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その13）」にて申請する。

名称	ベリリウム反射体
機器種別	炉心支持構造物
耐震クラス	S
流体の種類	軽水
最高使用温度	100℃
概略図	添付書類 4 添付図表に示す
備考	注 1

名称	燃料要素	
機器種別	炉心支持構造物	
耐震クラス	S	
冷却材流速	標準型	5.86m/s (平均)
	フォロー型	5.20m/s (平均)
概略図	添付書類 4 添付図表に示す	
備考	注 1、注 2	

注 1：耐震下位クラスの設備機器（上部遮蔽体、冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冷中性子源装置のうちクライオスタット）による当該機器への上位波及影響については、当該機器に対して上位波及影響を及ぼすおそれのある機器が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保する。なお、上部遮蔽体、冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備（原子炉プール内配管）、冷中性子源装置のうちクライオスタットの耐震評価については「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書（その 1 3）」にて申請する。

注 2：フォロー型燃料要素については、制御棒案内管及び制御棒駆動機構案内管と剛な支持点を持たないため、耐震評価の評価対象外とする。

3.2 設計仕様

炉心、燃料体について、耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事を行わない。

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

本申請は既存の設備に対して工事を行うものではないため、他の新規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、適切な時期に 4.3 に示す検査を実施する。

4.2 工事上の留意事項

本申請は新たに工事を実施するものではないため、該当なし。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

検査は、他の新規規制基準対応に係る工事（建家耐震改修工事等）の状況を踏まえ、次の項目について適切な時期に実施する。なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

該当なし

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

・地震による損傷の防止（第6条）第1項、第2項

ロ. 品質マネジメントシステムに関する検査（品質マネジメントシステム検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「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マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「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マネジメント計画書」（QS-P10）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

添付書類

1. 耐震性に関する説明書
2. 申請設備に係る耐震設計の基本方針
3. 添付計算書
 - 3-1. 原子炉プール等の耐震強度評価
 - 3-2. 原子炉本体の地震応答解析
 - 3-3. 照射筒の耐震強度評価
 - 3-4. 炉心構造体の耐震強度評価
 - 3-4-1. 格子板 A の耐震強度評価
 - 3-4-2. 格子板 B の耐震強度評価
 - 3-4-3. 格子板支持胴の耐震強度評価
 - 3-4-4. プレナム及びベースプレートの耐震強度評価
 - 3-4-5. 制御棒案内管の耐震強度評価
 - 3-4-6. 反射体押えの耐震強度評価
 - 3-5. 重水タンクの耐震強度評価
 - 3-5-1. 重水タンク本体の耐震強度評価
 - 3-5-2. ビームチューブの耐震強度評価
 - 3-5-3. 照射シンブルの耐震強度評価
 - 3-5-4. 真空容器の耐震強度評価
 - 3-6. ベリリウム反射体の耐震強度評価
 - 3-6-1. ベリリウム反射体 A 型の耐震強度評価
 - 3-6-2. ベリリウム反射体 B 型及び C 型の耐震強度評価
 - 3-7. 燃料要素の耐震強度評価
 - 3-7-1. 標準型燃料要素の耐震強度評価

4. 炉心等の構造に関する添付図表
5. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性
6. 申請に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書
 - 6-1. 耐震評価に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書
 - 6-2. 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マネジメント計画書に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書
7. 制御棒の挿入性に関する説明書（中性子吸収体及びフォロワ型燃料要素）
8. 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技術基準に関する規則」への適合性説明の要否について
9. JRR-3の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請の理由に関する説明書

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
2. 耐震設計上の重要度分類	添 1-1
3. 地震力の算定法	添 1-2
4. 荷重の組合せと許容限界	添 1-3
4.1 耐震設計上考慮する状態	添 1-3
4.2 荷重の種類	添 1-4
4.3 荷重の組合せ	添 1-4
4.4 許容限界	添 1-5
5. 耐震性評価	添 1-6
5.1 耐震性評価の考え方	添 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 1-6
5.3 建物・構築物及び機器・配管系の耐震性評価	添 1-7
6. 減衰定数	添 1-7
7. 設計用床応答スペクトル	添 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、水圧及び通常的气象条件による荷重。

(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、原子炉設置変更許可申請書添付書類十別冊 3 の評価から設計基準事故時に建物・構築物に加わる荷重はない。

(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

ただし、原子炉設置変更許可申請書添付書類十別冊 3 の評価から運転時の異常な過渡変化の状態、通常運転時の状態に加えて機器・配管に作用する荷重はない。

(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

ただし、原子炉設置変更許可申請書添付書類十別冊 3 の評価から設計基準事故時の状態で、通常運転時の状態に加えて機器・配管に作用する荷重はない。

(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

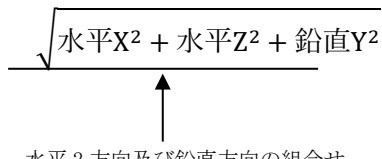
Sクラスである建物・構築物及び機器・配管系については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に基づく入力地震動によって耐震性を確認する。

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

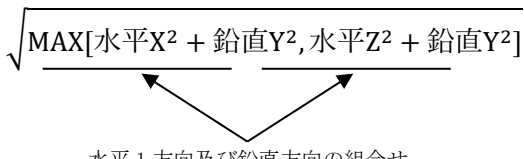
施設の耐震設計では、施設の構造から地震力の方向に対して弱軸及び強軸を明確にし、地震力に対して配慮した構造としている。

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、従来の水平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 SRSS 法のほかに、絶対値和法、代数和法も適用し、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。なお、原子炉本体については時刻歴応答解析法を用いる。

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。以下に減衰定数を示す。

設備	減衰定数 (%)
溶接構造物	1.0
ボルト及びリベット構造物	2.0
配管系 ⁽¹⁾	0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 3.0
液体スロッシング	0.5

注(1)：配管系の減衰定数は、支持具の種類及び数量、保温材の有無により決定される配管区分による。

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。

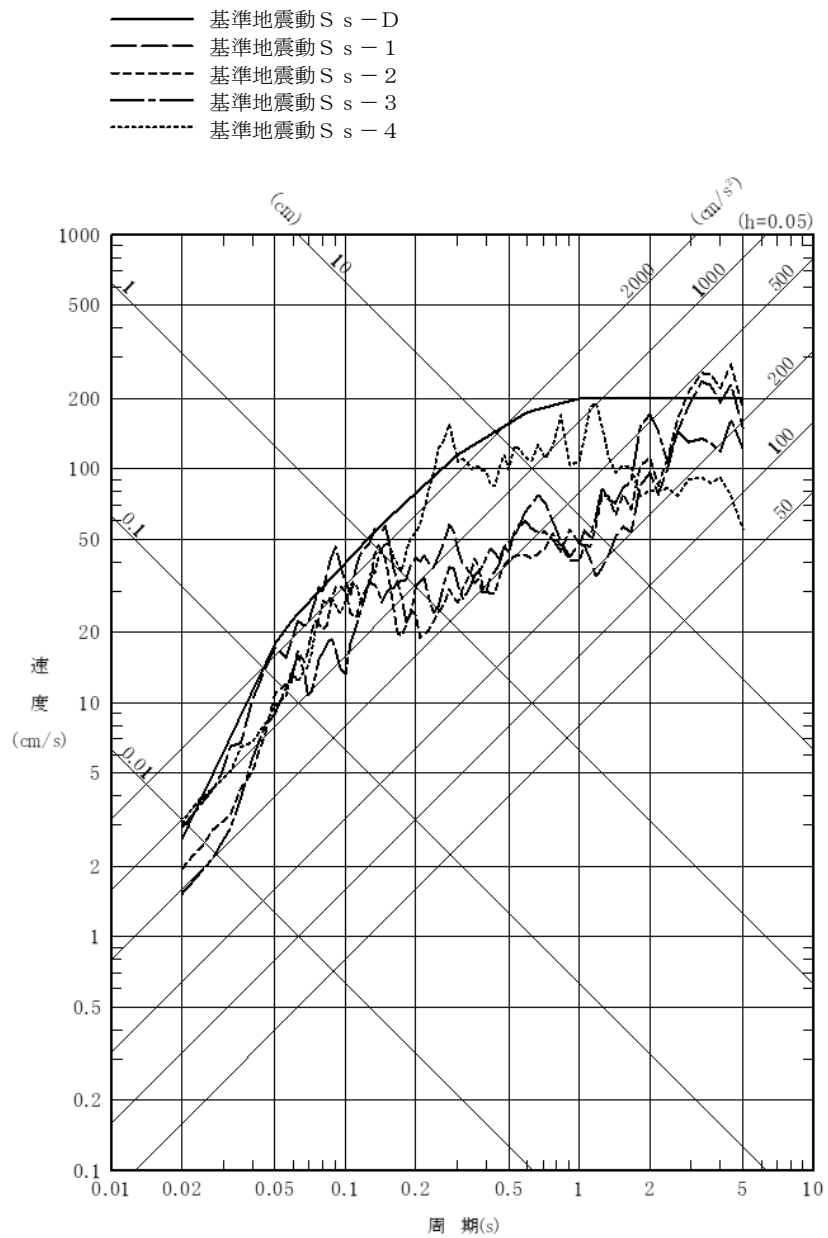


図 1-1(1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル (水平方向 : NS 成分)

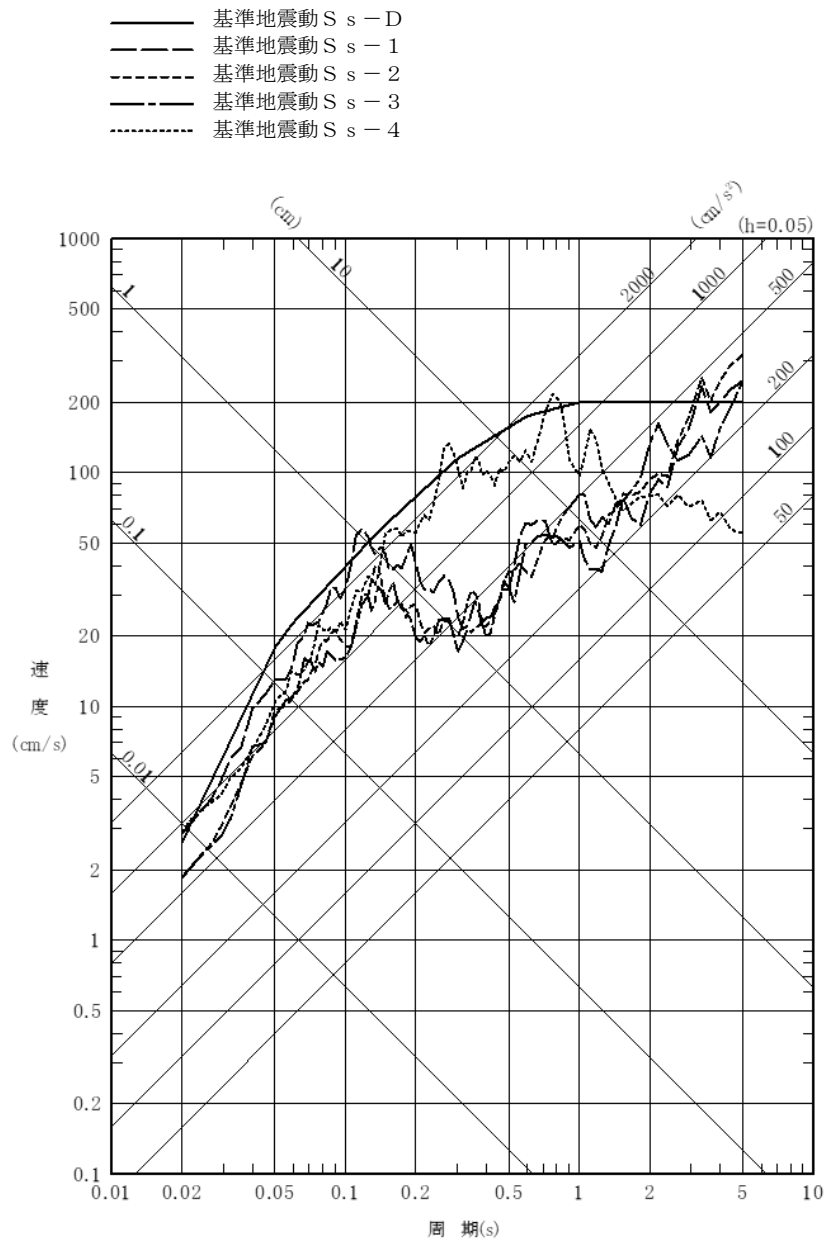


図 1-1(2) 基準地震動 Ss の応答スペクトル (水平方向 : EW成分)

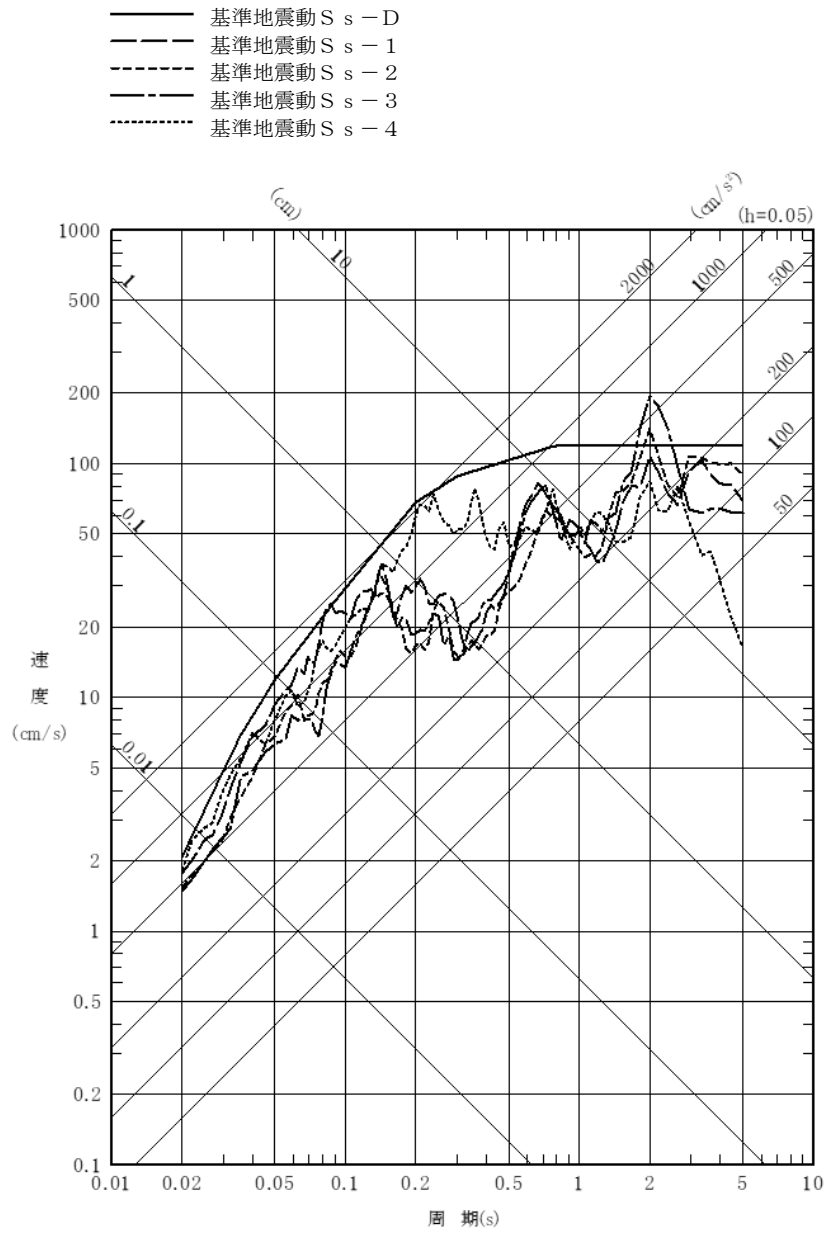
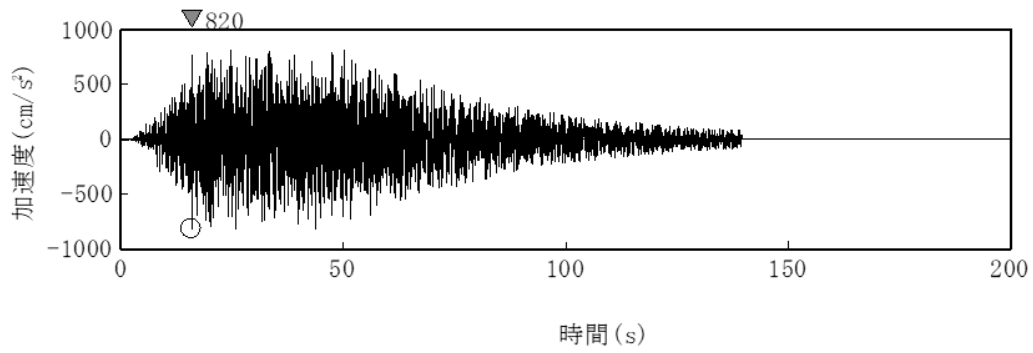
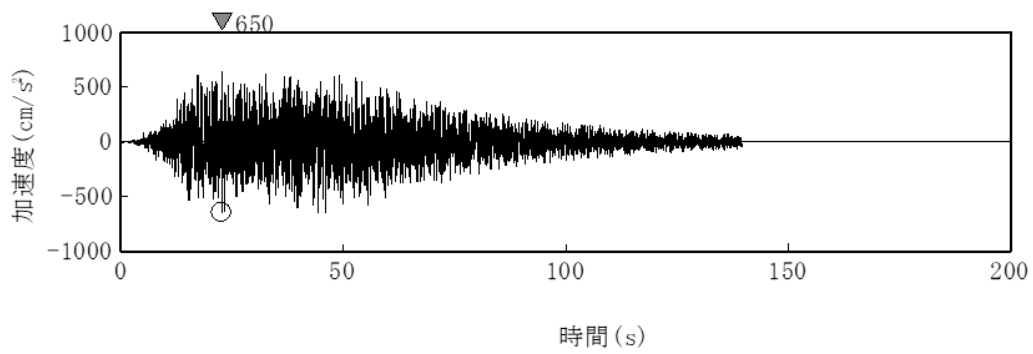


図 1-1(3) 基準地震動 S_s の応答スペクトル (鉛直方向 : UD成分)

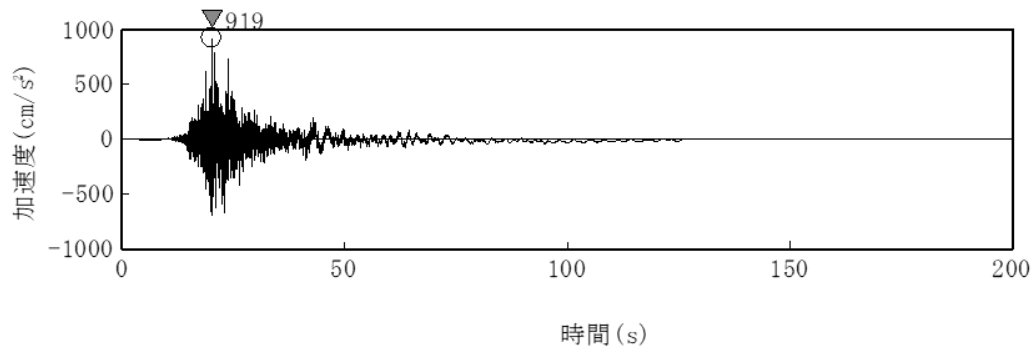


(水平成分)

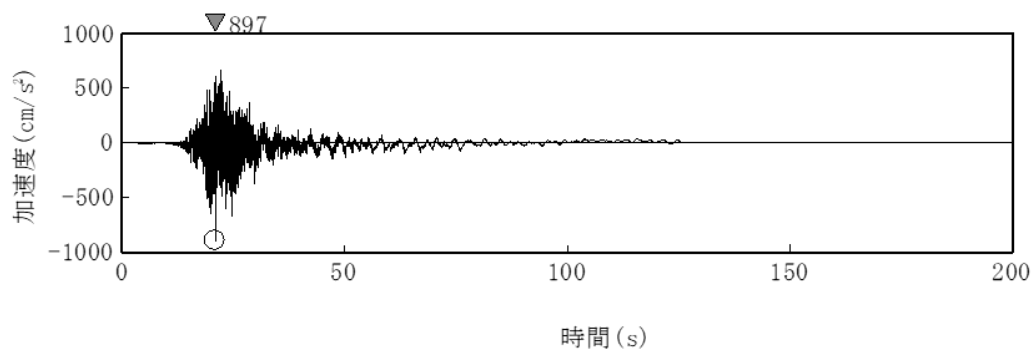


(鉛直成分)

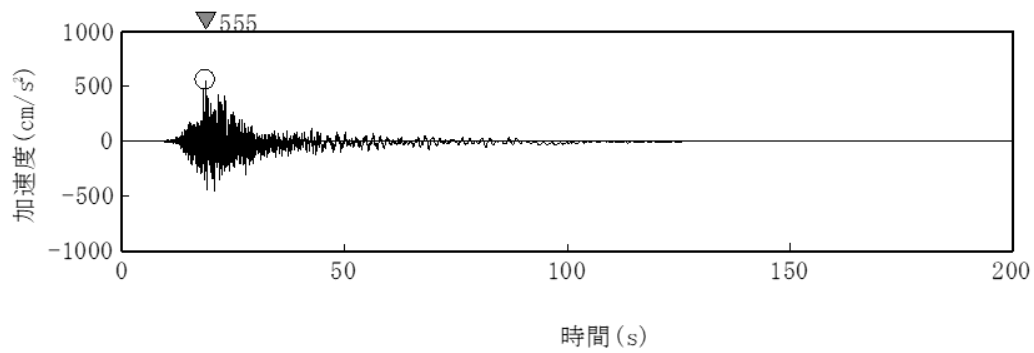
図 1-2 基準地震動 S s - D の時刻歴波形



(N S成分)

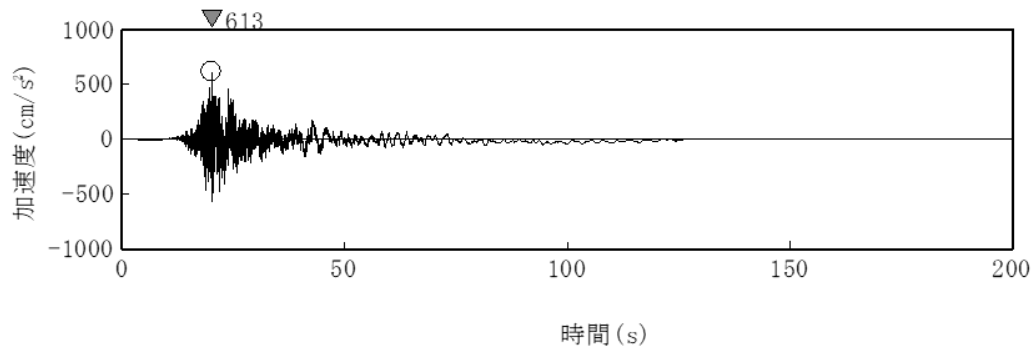


(E W成分)

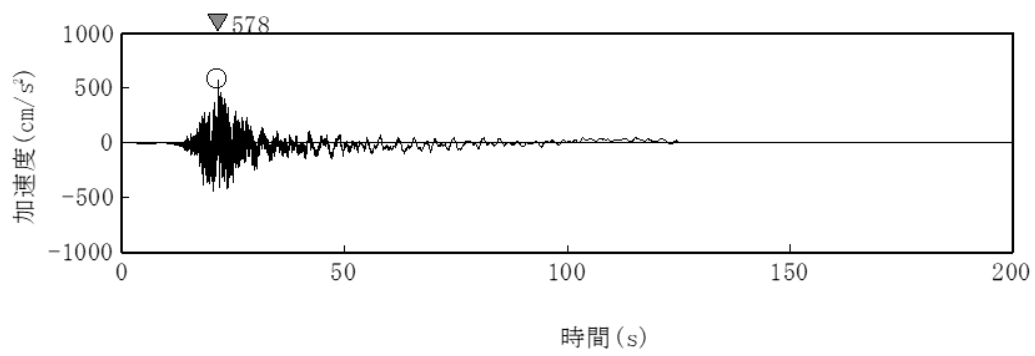


(U D成分)

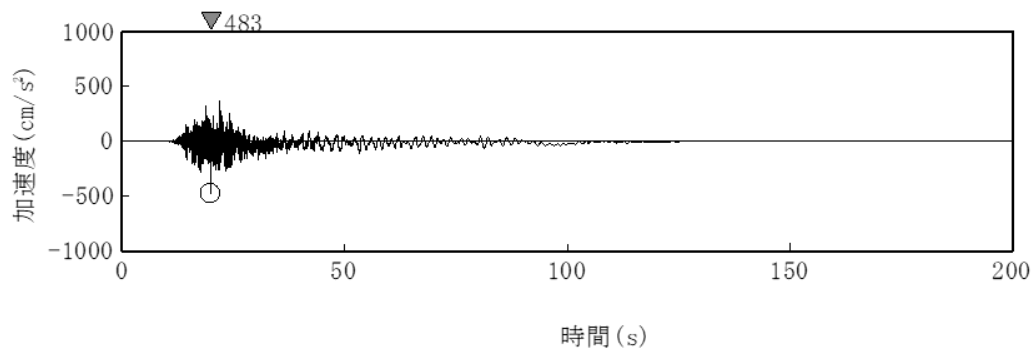
図 1-3(1) 基準地震動 S s - 1 の時刻歴波形



(N S成分)

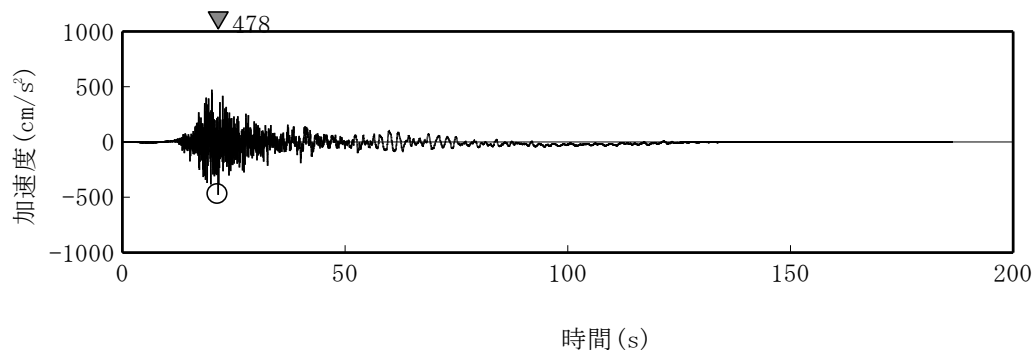


(E W成分)

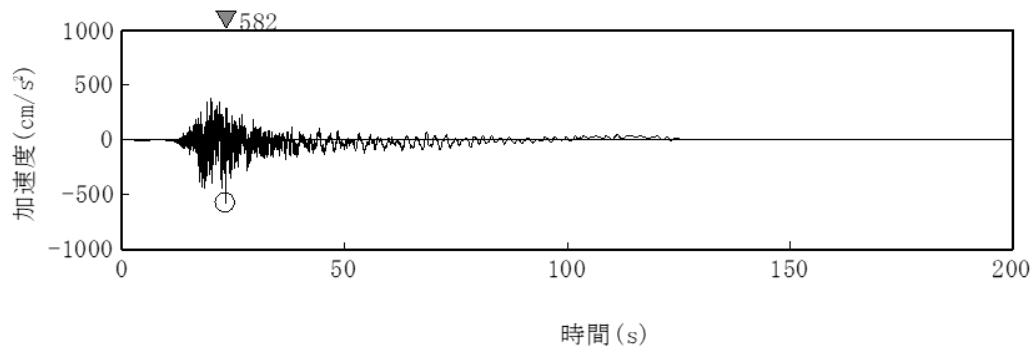


(U D成分)

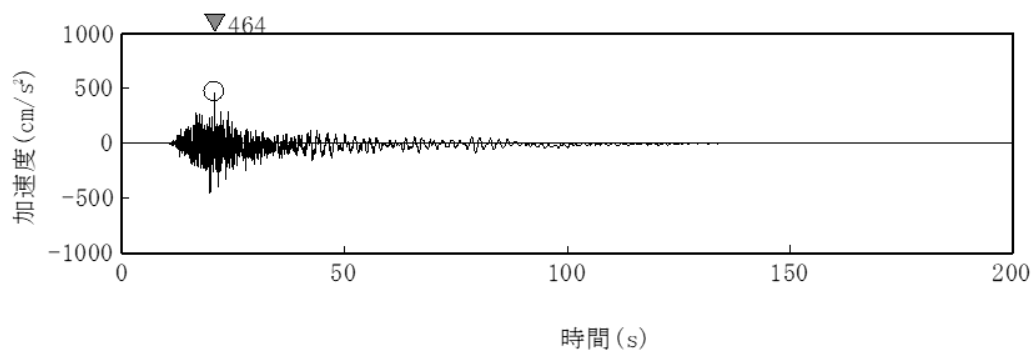
図 1-3(2) 基準地震動 S_s-2 の時刻歴波形



(N S成分)

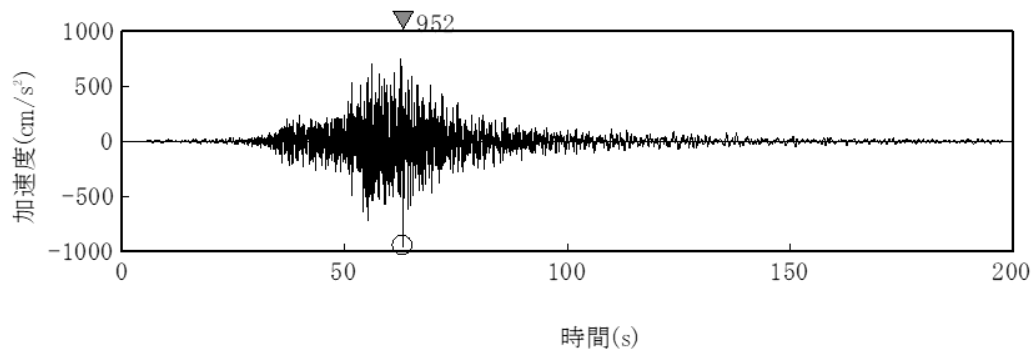


(E W成分)

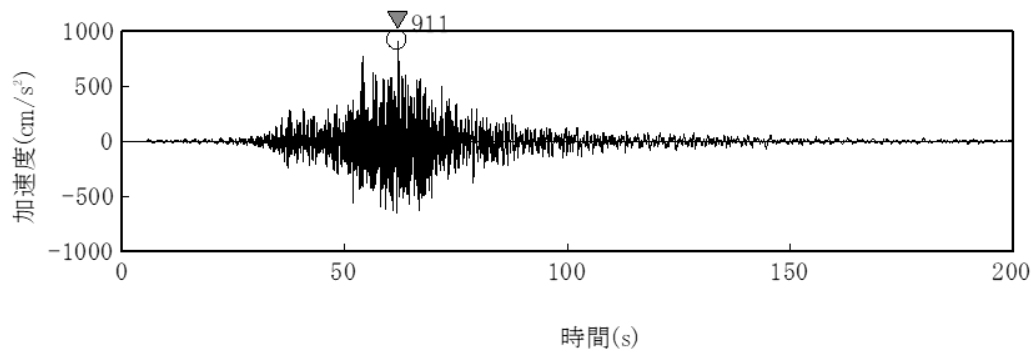


(U D成分)

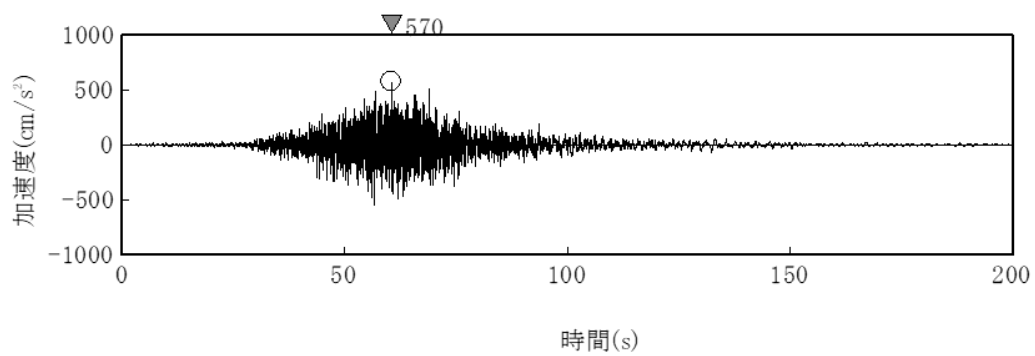
図 1-3(3) 基準地震動 S_s - 3 の時刻歴波形



(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

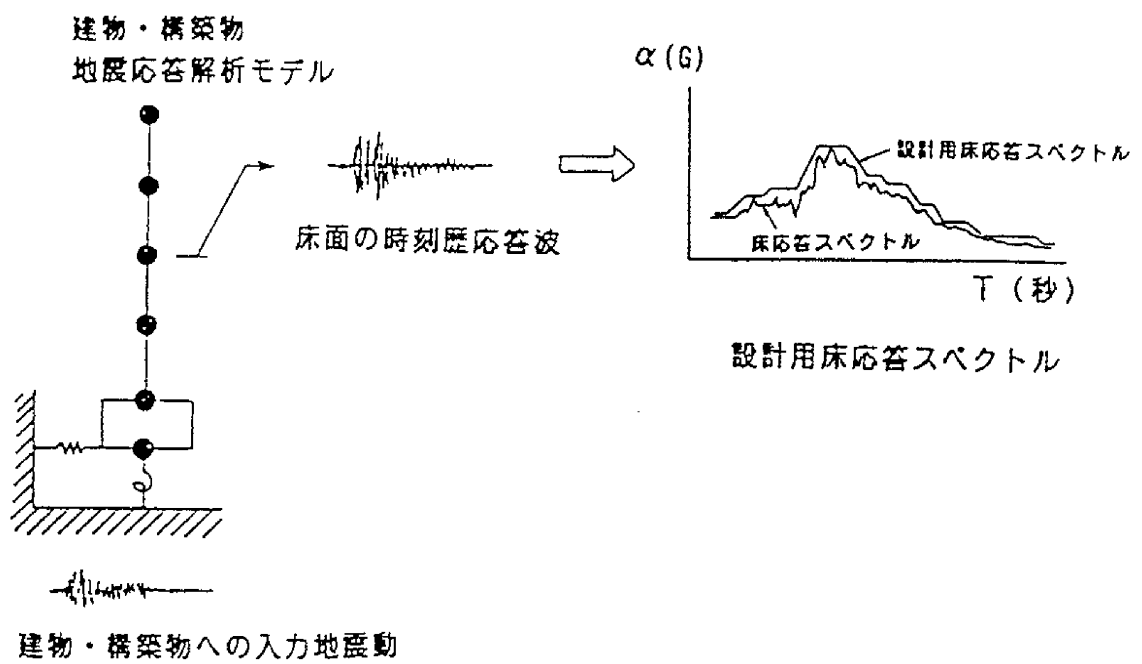


図 1-4 設計用床応答スペクトルの作成概念

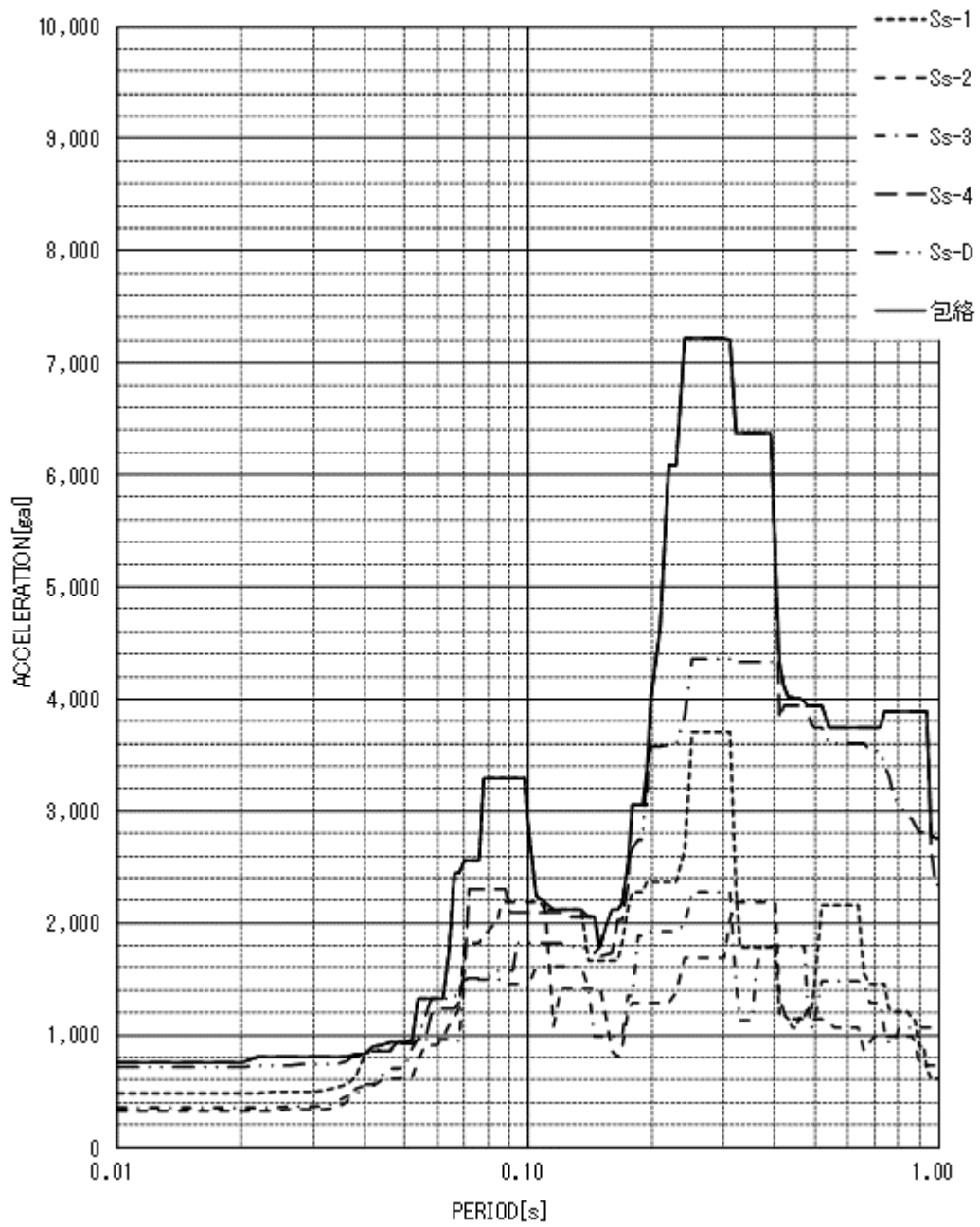


図 1-5 (1) 床応答スペクトル(地震動:Ss, 原子炉建家質点:3, 方向:NS, 減衰:1.0%)

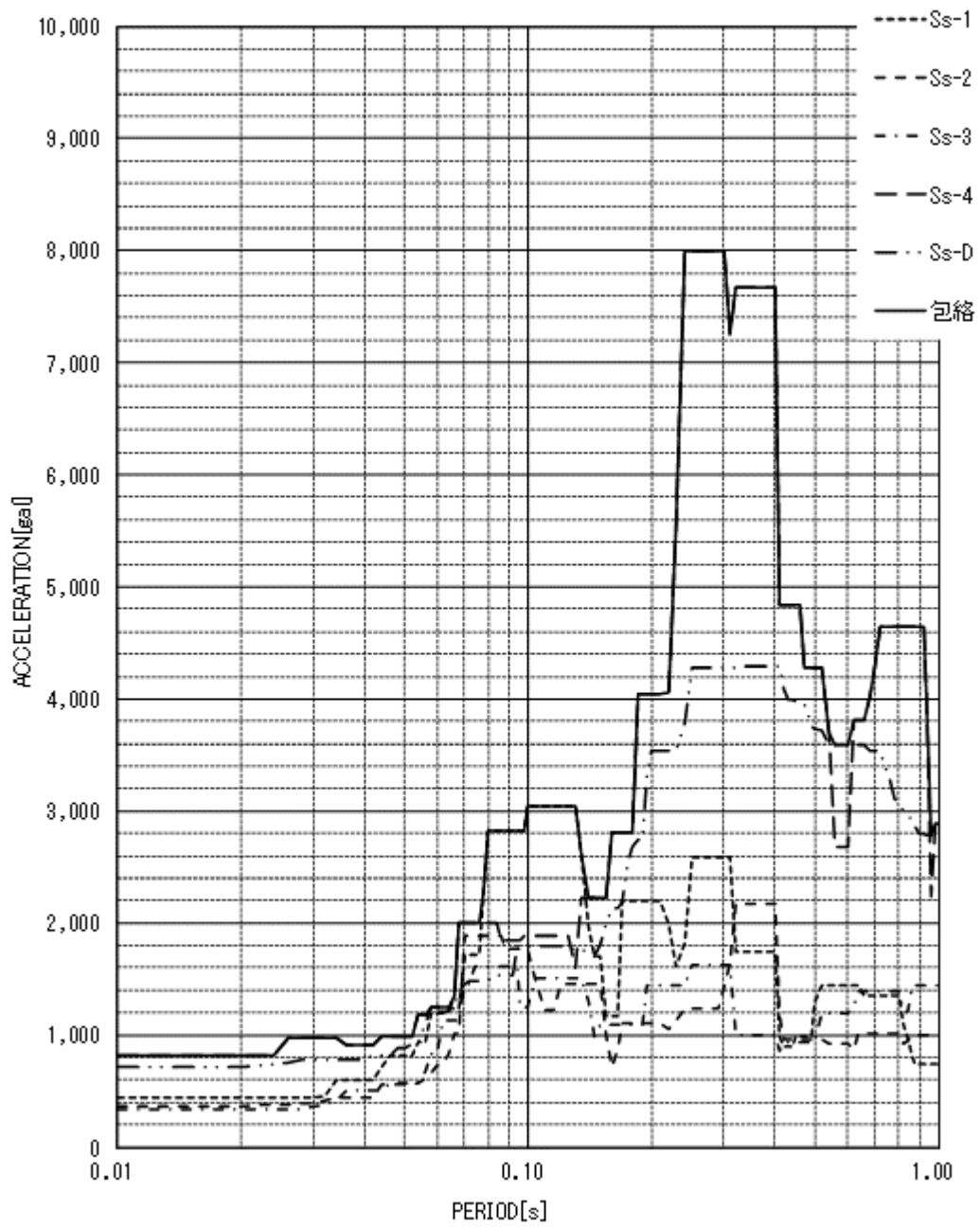


図 1-5 (2) 床応答スペクトル(地震動:Ss, 原子炉建家質点:3, 方向:EW, 減衰:1.0%)

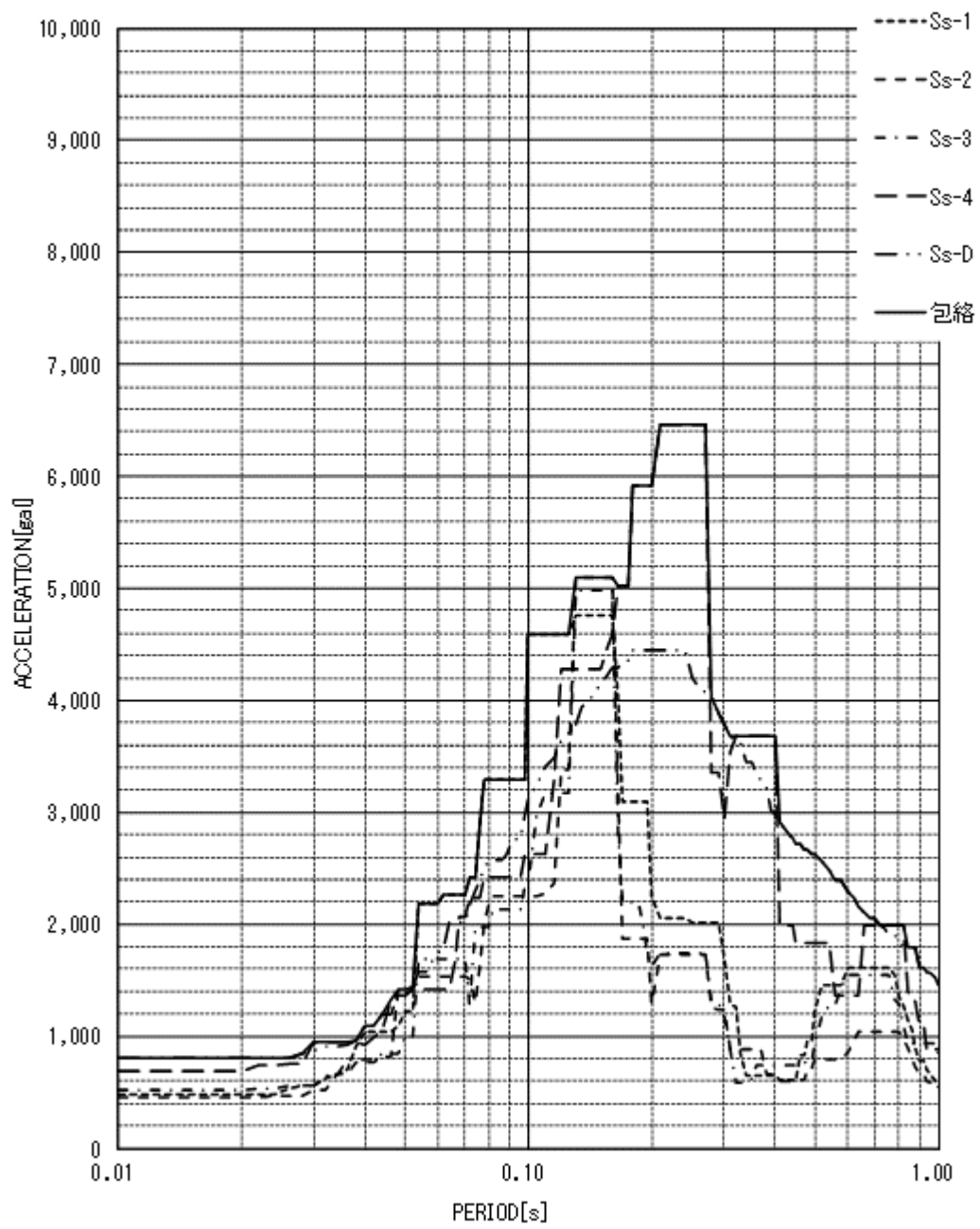


図 1-5 (3) 床応答スペクトル(地震動:Ss, 原子炉建家質点:3, 方向:UD, 減衰:1.0%)

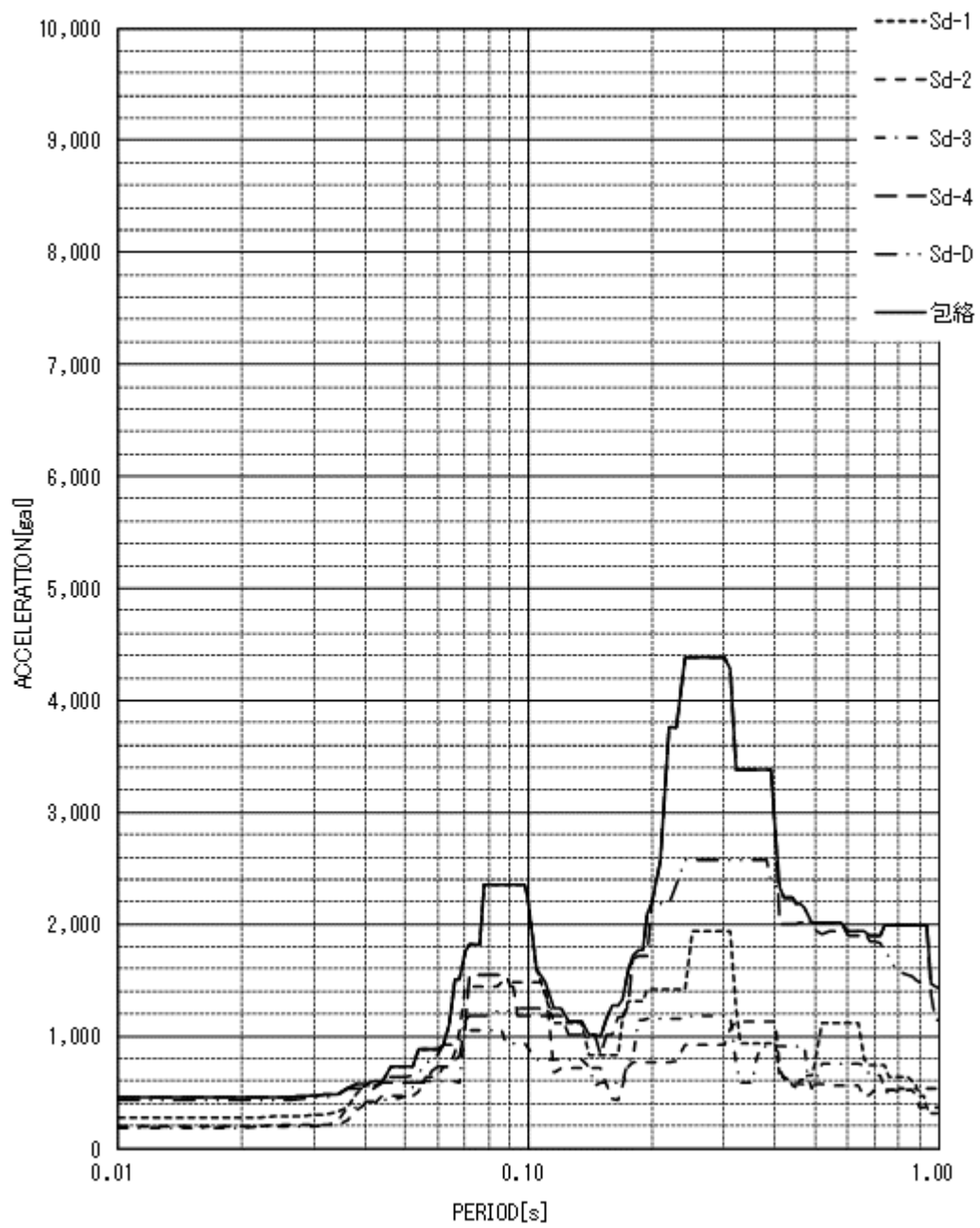


図 1-6 (1) 床応答スペクトル(地震動:Sd, 原子炉建家質点:3, 方向:NS, 減衰:1.0%)

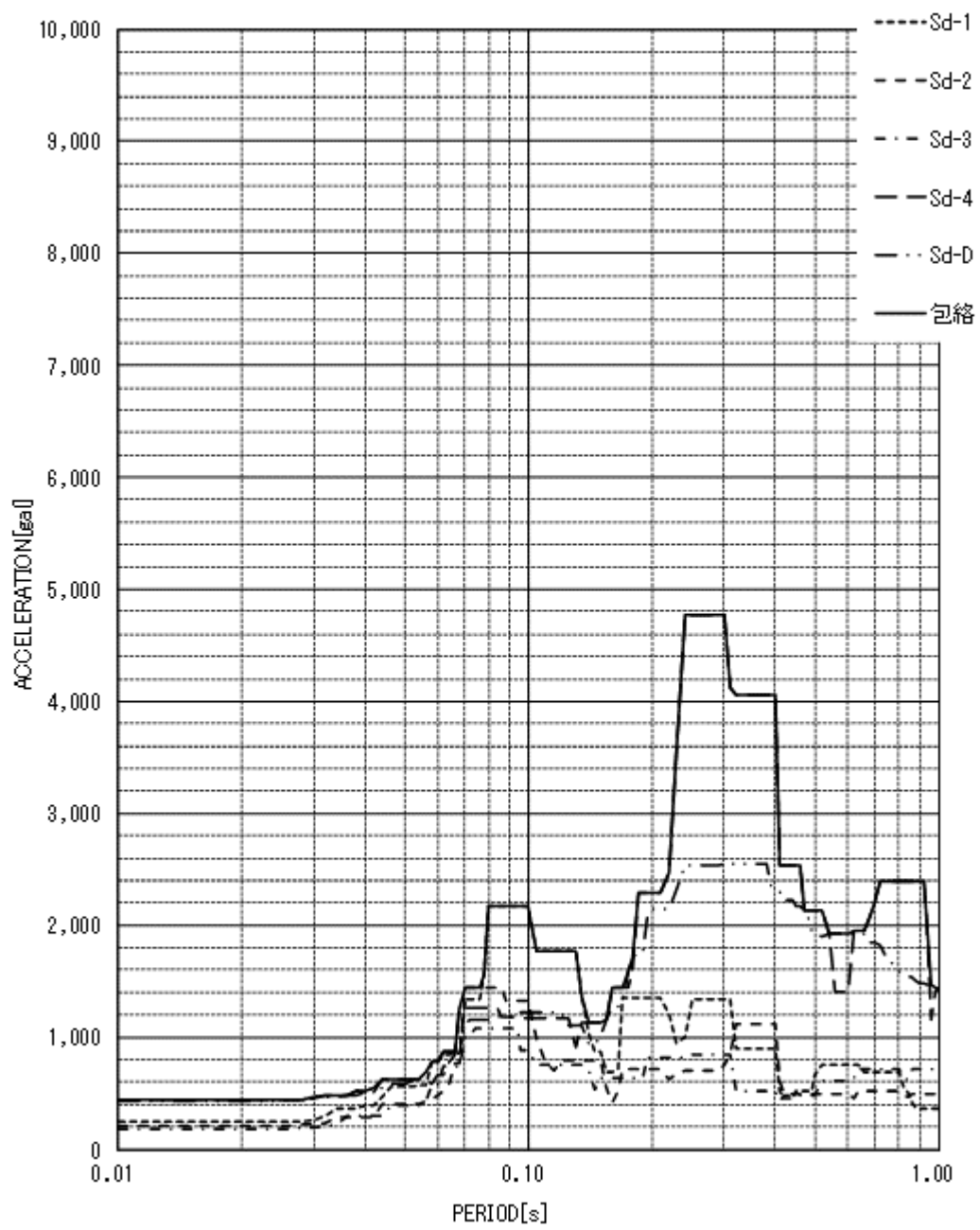


図 1-6 (2) 床応答スペクトル(地震動:Sd, 原子炉建家質点:3, 方向:EW, 減衰:1.0%)

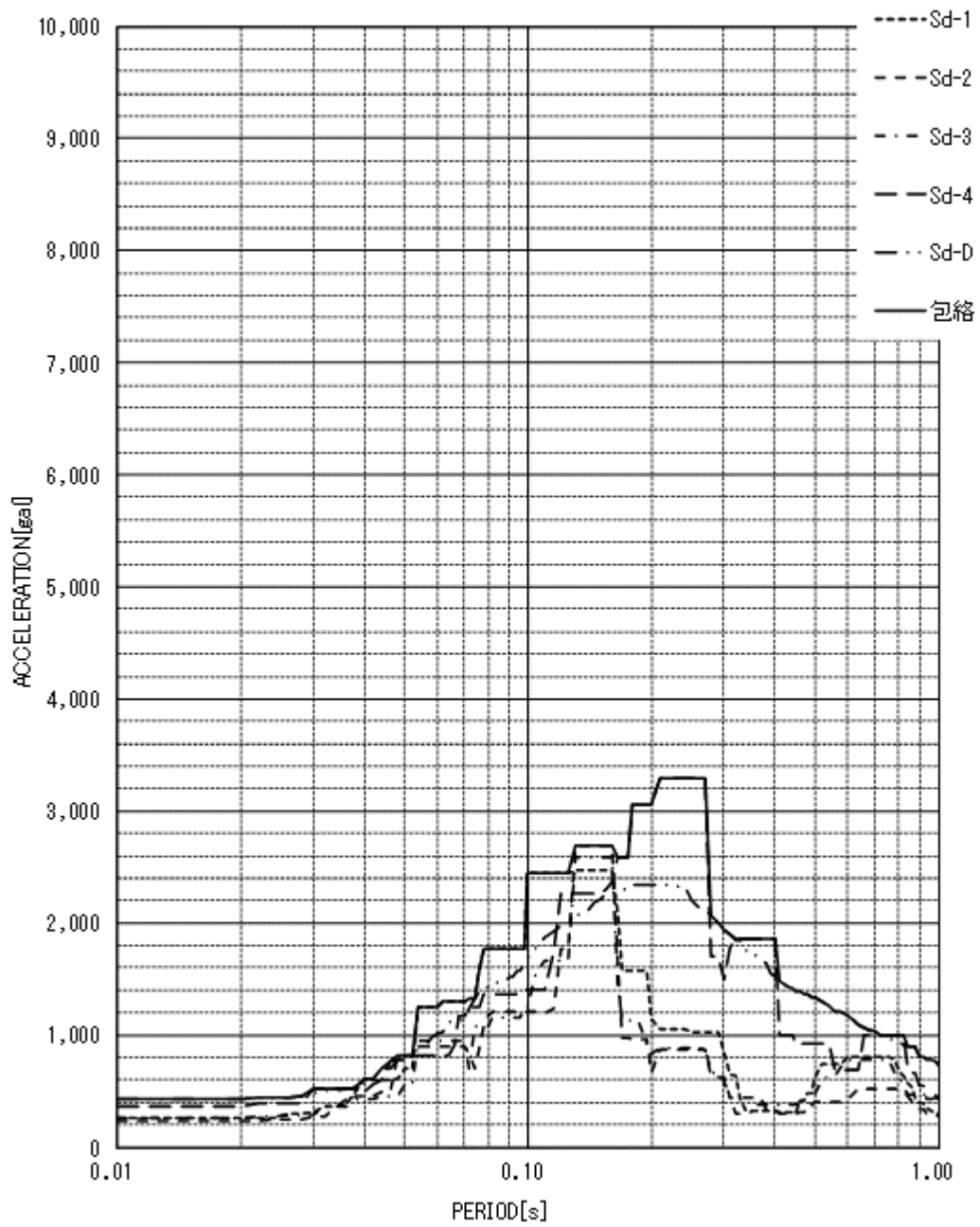


図 1-6 (3) 床応答スペクトル(地震動:Sd, 原子炉建家質点:3, 方向:UD, 減衰:1.0%)

2. 申請設備に係る耐震設計の基本方針

目次

1. 概要	添 2-1
2. 設備の重要度によるクラス別分類	添 2-1
3. 構造計画	添 2-4
3.1 耐震設計の原則	添 2-4
3.2 機器類	添 2-4
3.3 配管	添 2-9
4. 設計用地震力	添 2-10
4.1 原子炉プール等	添 2-10
4.1.1 静的地震力	添 2-10
4.1.2 動的地震力	添 2-10
4.1.3 設計用地震力	添 2-10
4.2 機器・配管	添 2-11
5. 地震荷重と他の荷重の組合せ及び許容応力状態	添 2-12
5.1 原子炉プール等の荷重の組合せ及び許容応力状態	添 2-12
5.2 機器・配管の荷重の組合せ及び許容応力状態	添 2-12
6. 許容応力	添 2-13
6.1 原子炉プール等	添 2-13
6.2 機器・配管	添 2-15
参考資料	
スペクトルモーダル解析による原子炉本体の地震応答解析モデルの 妥当性確認	添 2-17

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-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	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss	
		冠水維持設備 原子炉プール躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブレイク弁（接続管を含む。） 制御棒駆動機構案内管 下部遮蔽体	原子炉プール 当該施設の支持構造物		
	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	使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ラック	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	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 制御棒駆動機構 制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物		
	その他	カナル	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		

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
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震 B クラス施設に適用される地震力	
	原子炉の緊急停止のため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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		
	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	安全保護回路			
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)		
	1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物		原子炉建家外の遮断弁まで
	十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物		
	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物		
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物		
	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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
		非常用排気設備	原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		
	放射線の監視するための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物		事故時用ガンマエリア モニタ

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
B	その他	サブ・プール、詰替セル（炉室内） 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	耐震 B クラス施設に適用される地震力	原子炉建家外を除く
		実験利用設備	当該施設の支持構造物		
		非常用電源系	原子炉制御棟		
		冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物		

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
C	クラス S、B に属さない施設	2次冷却系設備のうち炉室外の設備	冷却塔及び付属建家	耐震 C クラス施設に適用される地震力	
		未使用燃料貯蔵庫 未使用燃料貯蔵ラック	燃料管理施設		
		その他の原子炉補助設備	原子炉建家 実験利用棟 コンプレッサ棟 燃料管理施設		
		排気筒			
		実験利用設備	実験利用棟 コンプレッサ棟 当該施設の支持構造物		

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

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) 原子炉容器
 - イ. 原子炉プール
- 2) 炉心
- 3) 燃料体

原子炉冷却系統施設

- 1) その他の主要な事項
 - イ. 冠水維持設備
 - (イ) 原子炉プール躯体及びライニング

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

- 1) 核燃料物質貯蔵設備
 - イ. 使用済燃料貯蔵設備
 - (イ) 使用済燃料プール
 - (ロ) カナル

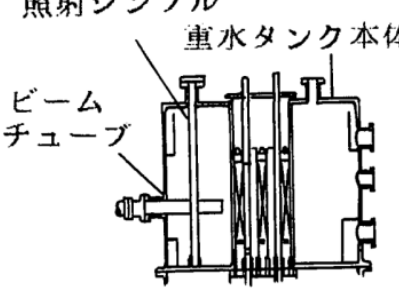
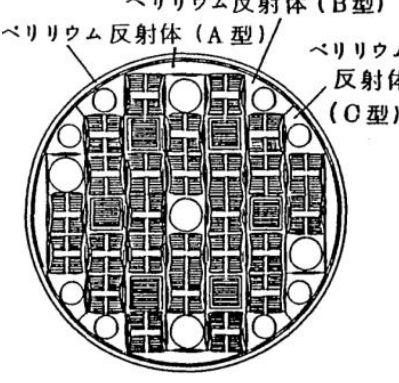
1) 原子炉容器及び核燃料物質貯蔵設備

主要区分	計画の概要		摘要
	主体構造	支持構造	
原子炉プール	<p>原子炉プールは、内径 4.5m、高さ 8.5m (1 階床面から 7.5m)、主要壁厚 1.85m の鍵穴形の鉄筋コンクリート構造とし、底部には下部遮蔽体、側壁炉心中心高さには水平実験孔用の貫通孔を設ける。また、プールの内壁にはライニングを施す構造とする。</p>	<p>炉プール支持壁を介して原子炉建家基礎版で支持する構造とする。</p>	
使用済燃料プール	<p>使用済燃料プールは、縦 4.5m、横 3m、高さ 7.5m、主要壁厚 1.75m の鉄筋コンクリート構造とし、使用済燃料の貯蔵に対する遮蔽性能を持たせる。また、プールの内壁にはライニングを施す構造とする。</p>		

<p>カナル</p>	<p>カナルは、原子炉プールと使用済燃料プールを結ぶもので、縦 3m、横 3.3m、高さ 7.5m、主要壁厚 1.35m の鉄筋コンクリート構造とし、使用済燃料移送時及び 1 次冷却系配管の放射線遮蔽に必要な遮蔽性能を持たせる。また、カナル内壁にはライニングを施す構造とする。</p>	<p>炉プール支持壁を介して原子炉建家基礎版で支持する構造とする。</p>	
------------	--	---------------------------------------	--

2) 炉心

主要区分	計画の概要		摘要
	主体構造	支持構造	
照射筒	照射筒は、照射孔を持つ、炉心を構成する要素の一つであり、外寸法約 7.7 cm × 7.7 cm、高さ約 110 cm のアルミニウム合金製である。	照射筒は格子板により支持する。さらに、格子板は格子板支持胴により支持し、プレナムと同様にベースプレートを通じて原子炉プール底部に固定する。	
炉心構造体	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、ベースプレート及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。格子板及び格子板支持胴は、炉心に装荷される炉心を構成する要素を、所定の間隔と位置に配列、支持する。なお、格子板は格子板 A 及び格子板 B で構成する。プレナムはベースプレート上面に設置し、重水タンクを支持する円筒状の構造とする。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。これら炉心	また、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>炉心構造体</p>	<p>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>重水タンク</p>	<p>重水タンクは、中性子の反射材である重水を保持する二重円筒状のタンクであり、重水タンク本体、ビームチューブ、照射シンプル及び真空容器より構成する。重水タンクは外径約 2.0m 高さ約 1.6m のアルミニウム合金製である。</p>	<p>重水タンクはプレナムにより支持し、ベースプレートを介して原子炉プール底部に固定する。</p>	<p>照射シンプル 重水タンク本体</p> 
<p>ベリリウム反射体</p>	<p>ベリリウム反射体は、燃料要素等と内胴板（重水タンク本体）との間に円筒状に配置する炉心を構成する要素の一つであり、A型、B型及びC型で構成する。ベリリウム反射体は高さ約 1.0m であり、金属ベリリウム及びアルミニウム合金より成る。</p>	<p>ベリリウム反射体は格子板により支持し、格子板支持胴、ベースプレートを介して原子炉プール底部に固定する。</p>	<p>ベリリウム反射体 (B型) ベリリウム反射体 (A型) ベリリウム反射体 (C型)</p> 

3) 燃料体

主要区分	計画の概要		摘要
	主体構造	支持構造	
燃料要素	<p>燃料要素は、JRR-3 標準型燃料要素 26 体及び制御棒の吸収体と連結した状態で使用される JRR-3 フォロワ型燃料要素 6 体で炉心を構成するものである。</p> <p>JRR-3 標準型燃料要素は、ノズルを介して格子板によって支えられる自立型の構造である。また、JRR-3 フォロワ型燃料要素は、制御棒案内管に納まった状態で制御棒の吸収体と一体になり案内管を上下する構造である。</p> <p>JRR-3 標準型燃料要素は全長 1.15m、JRR-3 フォロワ型燃料要素は全長 0.88m である。</p>	<p>JRR-3 標準燃料型要素は、格子板によって支持される。</p> <p>JRR-3 フォロワ型燃料要素は、制御棒の吸収体と連結棒によって支持される。なお、吸収体、フォロワ型燃料要素及び制御棒駆動機構管内駆動部は原子炉プール内で水中に浮いた状態で吸収体のガイドローラ及びプランジャと可動コイルの磁気結合によって保持されているため、制御棒案内管及び制御棒駆動機構案内管と剛な支持点を持たない。このため、これらの機器については耐震評価の評価対象外とする。</p>	<p>The diagram consists of two parts. The upper part, labeled '標準型燃料要素', shows a vertical fuel element with a pointed top and two small rectangular features near the top. It is supported from below by a '格子板' (grid plate). The lower part, labeled '制御棒案内管', shows a vertical tube containing an '吸収体' (absorber) at the top, a 'フォロワ型燃料要素' (follow-type fuel element) in the middle, and a '連結棒' (link rod) at the bottom. The tube is supported by a base structure.</p>

3.3 配管

該当なし。

4. 設計用地震力

4.1 原子炉プール等

4.1.1 静的地震力

静的地震力は、表-2.2 に基づき算定する。

表-2.2 原子炉プール等の静的地震力

耐震クラス	建物・構築物	
	層せん断力係数*1	鉛直震度*2
S	$3.0C_i$	$1.0C_v$

注記

- *1 C_i は標準せん断力係数を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。
- *2 C_v は震度 $0.3R_v$ とし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。 R_v は建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

4.1.2 動的地震力

動的地震力は、弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s に基づく動的解析により算定する。

4.1.3 設計用地震力

設計用地震力は、表-2.3 のとおりとする。

表-2.3 原子炉プール等の設計用地震力

耐震クラス	主要区分	入力地震動等		設計用地震力
		水平	鉛直	
S	原子炉プール 使用済燃料プール カナル	弾性設計用地震動 S_d		地震力は、動的地震力及び静的地震力のうち何れか大きい方の値とする。
		層せん断力係数 $3.0C_i$	鉛直震度 $1.0C_v$	
		基準地震動 S_s		地震力は、動的地震力とする。

4.2 機器・配管

設計用地震力は、表-2.4 のとおりとする。

表-2.4 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 _A S	—	—	$K_h(S_s)$	$K_v(S_s)$
	III _A S	$K_h(3.6C_I)$	$K_v(1.2C_v)$	$K_h(S_d)$	$K_v(S_d)$
B	B _A 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及び許容応力状態

5.1 原子炉プール等の荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉プール等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-2.5 のとおりとする。

表-2.5 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

項目	荷重の組合せ	許容限界
原子炉プール	$GP^*+H_s+H_b+K_d$	建築基準法に定める「短期許容応力度」
使用済燃料プール	$GP^*+H_s+T/3+H_b+K_d$	
カナル	$GP^*+H_s+H_b+K_s$	終局耐力に対して適切な安全余裕を持たせる。

記号の説明

- GP^* : 固定、機器及び積載荷重
- H_s : 静水压荷重
- T : 温度荷重
- H_b : 動水压荷重
- K_d : 弾性設計用地震動 S_d による地震力及び静的地震力のうち何れか大きい方
- K_s : 基準地震動 S_s による地震力

5.2 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-2.6 のとおりとする。

表-2.6 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	$D + P_d + M_d + S_s$	$IV_A S$	$IV_A S$
	$D + P_d + M_d + S_d$	$III_A S$	$III_A S$
B	$D + P_d + M_d + S_B$	$B_A S$	$B_A S$

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 原子炉プール等

(1) コンクリートの許容応力度及び材料強度を表-2.7に示す。

表-2.7 コンクリートの許容応力度及び材料強度

		圧縮	せん断
設計基準強度 ^{※1} $F_c=17.7 \text{ N/mm}^2$ ($F_c=180 \text{ kg/cm}^2$)	長期許容応力度 (N/mm^2)	5.9	0.59
	短期許容応力度 (N/mm^2)	11.8	0.88
	材料強度 (N/mm^2)	17.7	—
設計基準強度 ^{※2} $F_c=20.6 \text{ N/mm}^2$ ($F_c=210 \text{ kg/cm}^2$)	長期許容応力度 (N/mm^2)	6.9	0.69
	短期許容応力度 (N/mm^2)	13.7	1.03
	材料強度 (N/mm^2)	20.6	—

※1 建設時

※2 昭和60年改造時

(2) 鉄筋の許容応力度及び材料強度を表-2.8 に示す。

表-2.8 鉄筋の許容応力度及び材料強度

	SR24 (SR235 相当)		SD30 (SD295A 相当)	
	引張 圧縮	せん断	引張 圧縮	せん断
長期許容応力度 (N/mm ²)	155	155	195	195
短期許容応力度 (N/mm ²)	235	235	295	295
材料強度 (N/mm ²)	235	235	295	295

6.2 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-2.9 のとおりとする。

表-2.9 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 _A S, B _A S	1.5f _t	1.5f _s	1.5f _c	1.5f _b	3f _t	3f _s	3f _b
Ⅳ _A S	1.5f _t [*]	1.5f _s [*]	1.5f _c [*]	1.5f _b [*]			

2) ボルト材の許容応力

ボルト材の許容応力は、表-2.10 のとおりとする。

表-2.10 ボルト材の許容応力

許容応力状態	許容限界	
	一次応力	
	引張	せん断
Ⅲ _A S, B _A S	1.5f _t	1.5f _s
Ⅳ _A S	1.5f _t [*]	1.5f _s [*]

記号の説明

f_t:許容引張応力 (N/mm²)

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/mm²)

同上

f_c:許容圧縮応力 (N/mm²)

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/mm²)

同上

f_t^{*}、f_s^{*}、f_c^{*}、f_b^{*}:許容応力状態Ⅳ_AS 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。

参考資料 スペクトルモーダル解析による原子炉本体の地震応答解
析モデルの妥当性確認

目次

1. 概要	添 2-19
2. 解析モデル	添 2-20
3. 入力地震動	添 2-22
4. 解析結果	添 2-23
4.1. 固有値解析結果	添 2-23
4.2. 応答加速度	添 2-25
4.3. 軸力及びせん断力	添 2-26
4.4. 格子板支持胴の評価結果	添 2-27
5. 結論	添 2-28

1. 概要

本資料は、原子炉本体の地震応答解析に用いる単体モデルと 1 次冷却系主配管を組み入れた連成モデルを比較し、接続配管との相互作用による影響を評価するものであり、単体モデルの妥当性を説明するものである。なお、本資料では地震応答解析手法にスペクトルモーダル解析を用いる。

2. 解析モデル

解析モデルは、「添付資料 3-2. 原子炉本体の地震応答解析」で示したものを単体モデルとし、1次冷却系主配管を組み入れた連成モデルについては、概念図及び解析モデル図を図 2.1、図 2.2 に示す。

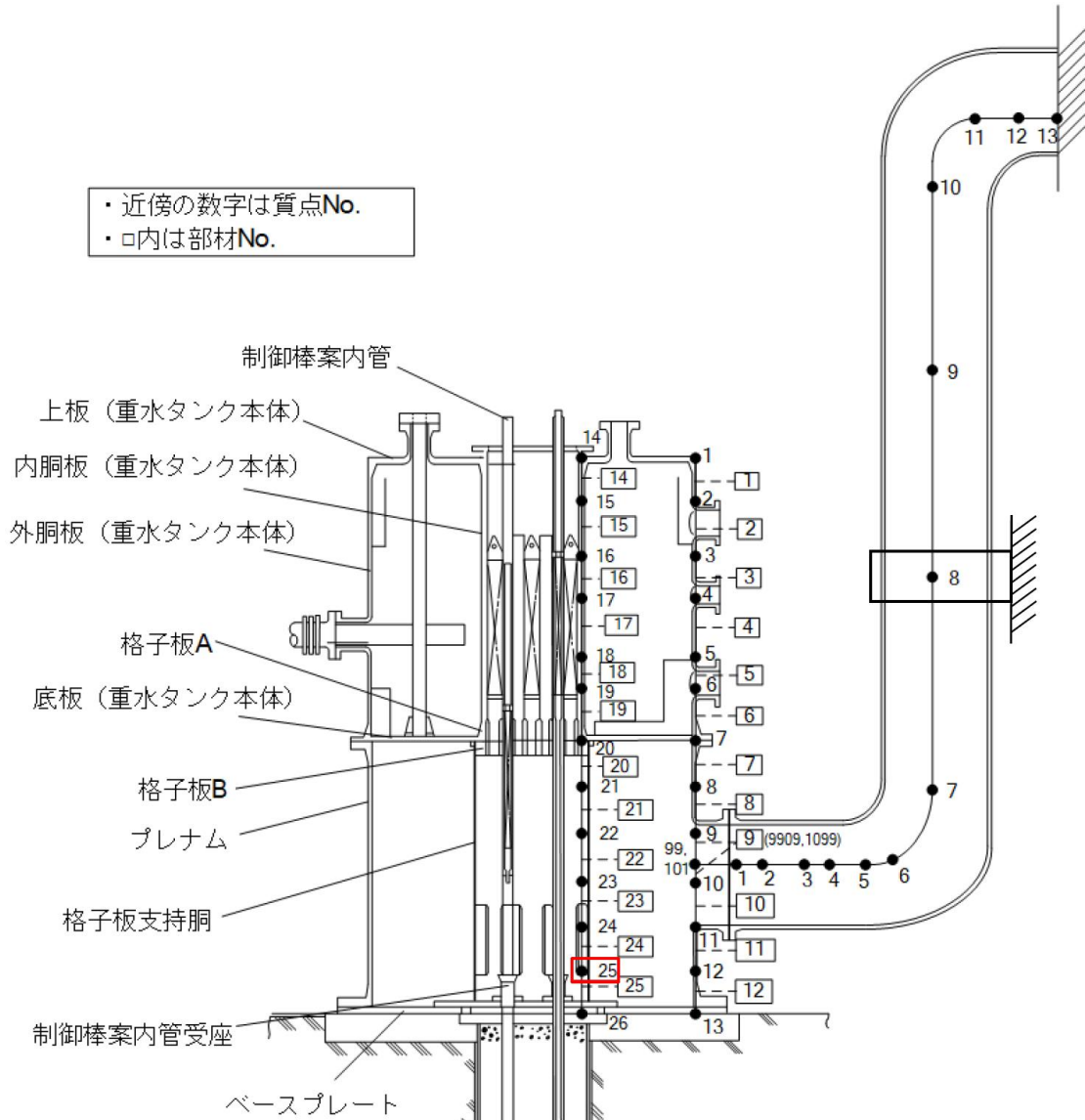


図 2.1 1次冷却系配管を組み入れた原子炉本体の連成モデル概念図

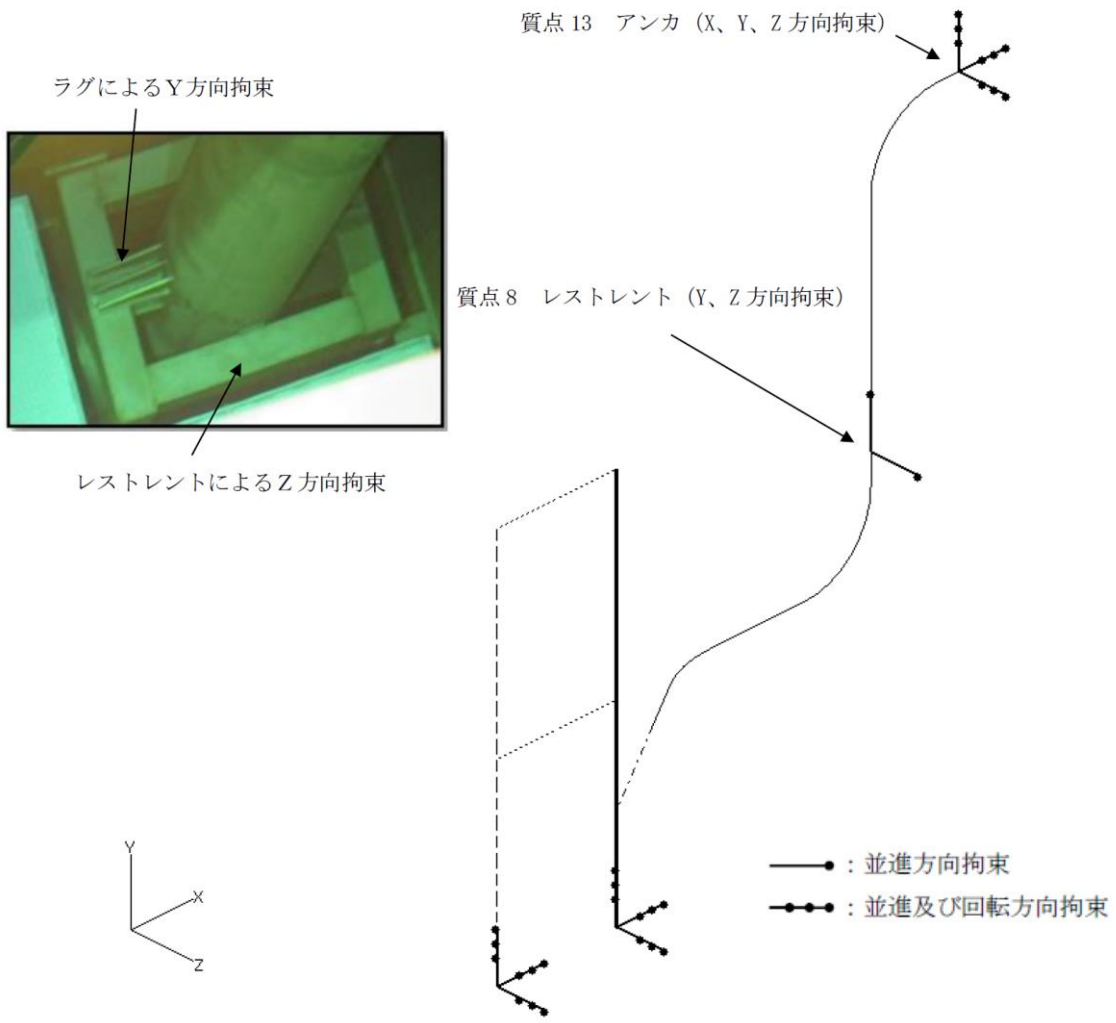


図 2.2 解析モデル図

3. 入力地震動

適用する入力地震動の種類を表-2.11 に示す。本資料の評価では原子炉本体設置フロアである質点3の地震動を用いている。原子炉建家解析モデル（水平方向）を図 2.3 に示す。

表-2.11 入力地震動の種類

地震種類	建家	質点番号	減衰定数
基準地震動 S _s	原子炉建家	3 (GL -0.175m)	1.0%

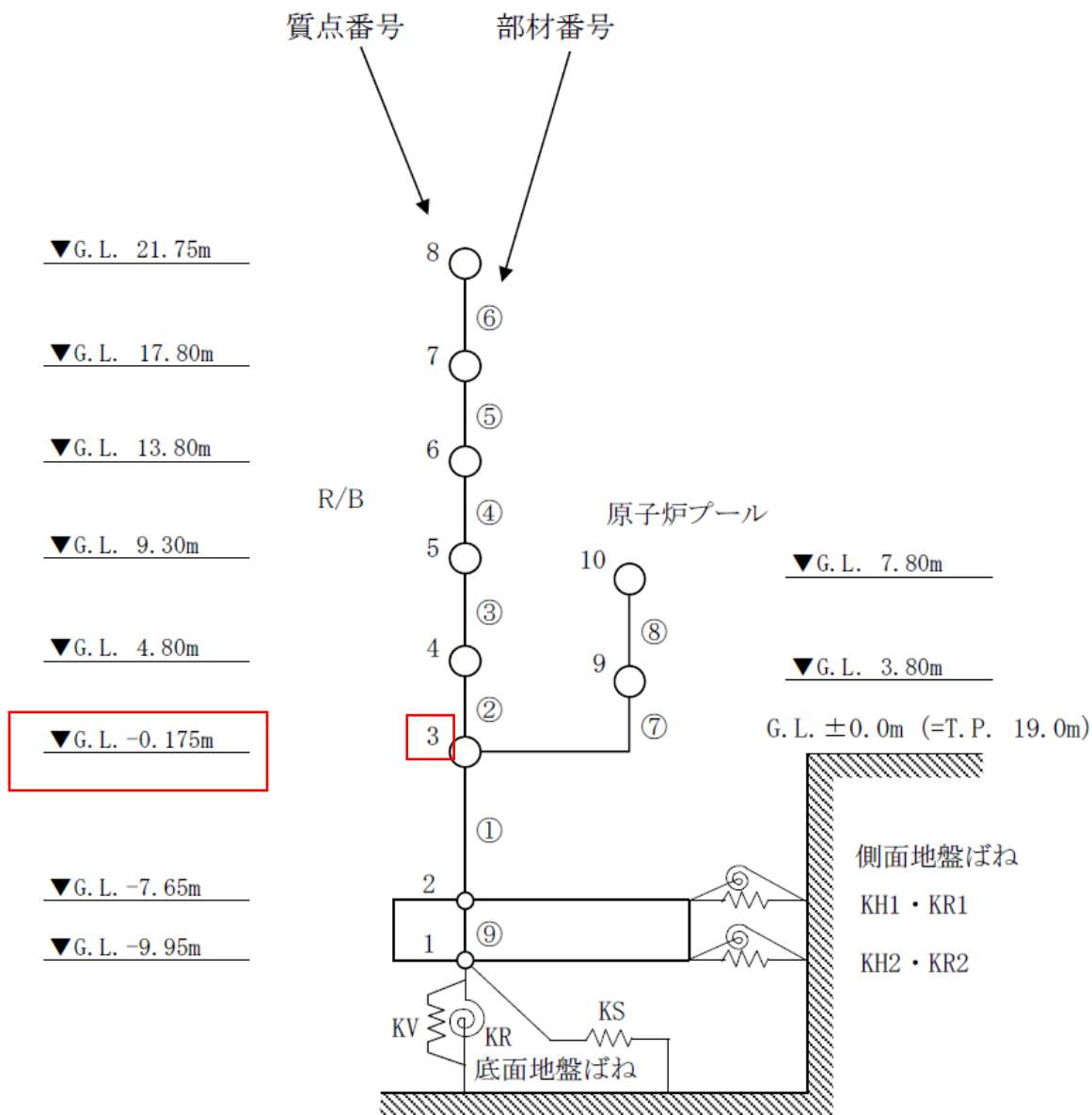


図 2.3 原子炉建家解析モデル（水平方向）

<参考>「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（その4）」（原規規発第 1904051 号平成 31 年 4 月 5 日にて認可）

4. 解析結果

4.1. 固有値解析結果

単体モデルと連成モデルの 1 次固有振動数を表-2.12 に示す。連成モデルの固有値は単体モデルに比べ、0.37Hz 小さくなる結果となった。単体モデル及び連成モデルの 1 次モード図を図 2.4、図 2.5 に示す。

表-2.12 固有値解析結果

単体モデル		連成モデル	
次数	固有振動数[Hz]	次数	固有振動数[Hz]
1	36.69	1	36.32

・単体モデル

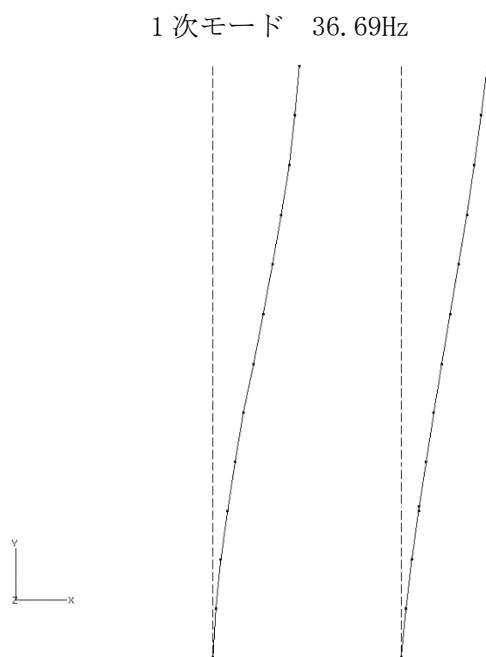


図 2.4 単体モデル 1次モード図

・連成モデル



図 2.5 連成モデル 1次モード図

4.2. 応答加速度

表-2.13 応答加速度比較結果

■水平X方向加振

節点 番号	応答加速度[G]		変化率 [%]
	単体モデル	連成モデル	
1	1.47	1.50	+2.22%
2	1.32	1.38	+4.08%
3	1.19	1.25	+5.16%
4	1.08	1.13	+4.52%
5	0.96	1.00	+3.18%
6	0.86	0.87	+0.40%
7	0.79	0.75	-4.16%
8	0.69	0.64	-7.14%
9	0.60	0.53	-11.52%
10	0.52	0.43	-17.24%
11	0.40	0.30	-23.93%
12	0.22	0.16	-27.21%
13	0.00	0.00	-
14	1.47	1.50	+2.22%
15	1.41	1.44	+2.20%
16	1.37	1.41	+3.03%
17	1.19	1.25	+5.04%
18	1.00	1.07	+6.69%
19	0.84	0.89	+5.03%
20	0.79	0.75	-4.16%
21	0.64	0.62	-3.57%
22	0.58	0.55	-5.29%
23	0.51	0.47	-7.99%
24	0.37	0.33	-10.42%
25	0.18	0.15	-12.10%
26	0.00	0.00	-

■水平Z方向加振

節点 番号	応答加速度[G]		変化率 [%]
	単体モデル	連成モデル	
1	1.47	1.48	+0.79%
2	1.32	1.35	+2.21%
3	1.19	1.23	+3.08%
4	1.08	1.11	+2.89%
5	0.96	0.98	+2.09%
6	0.86	0.86	-0.85%
7	0.79	0.74	-5.34%
8	0.69	0.64	-7.17%
9	0.60	0.54	-9.64%
10	0.52	0.44	-14.23%
11	0.40	0.32	-19.89%
12	0.22	0.17	-23.58%
13	0.00	0.00	-
14	1.47	1.48	+0.79%
15	1.41	1.41	-0.04%
16	1.37	1.36	-0.85%
17	1.19	1.20	+0.79%
18	1.00	1.03	+2.71%
19	0.84	0.86	+2.21%
20	0.79	0.74	-5.34%
21	0.64	0.65	+0.20%
22	0.58	0.61	+4.87%
23	0.51	0.55	+6.74%
24	0.37	0.40	+6.52%
25	0.18	0.19	+5.79%
26	0.00	0.00	-

■鉛直Y方向加振

節点 番号	応答加速度[G]		変化率 [%]
	単体モデル	連成モデル	
1	1.08	0.89	-17.85%
2	1.05	0.76	-28.05%
3	1.00	0.66	-34.26%
4	0.94	0.62	-34.35%
5	0.87	0.59	-31.59%
6	0.80	0.64	-20.25%
7	0.73	0.71	-2.57%
8	0.66	0.71	+7.81%
9	0.57	0.67	+17.36%
10	0.45	0.59	+31.66%
11	0.31	0.45	+47.34%
12	0.16	0.26	+61.69%
13	0.00	0.00	-
14	1.08	0.89	-17.85%
15	1.08	0.90	-16.98%
16	1.05	0.87	-17.42%
17	0.94	0.68	-27.11%
18	0.84	0.53	-36.83%
19	0.77	0.53	-30.94%
20	0.73	0.71	-2.57%
21	0.55	0.61	+11.56%
22	0.46	0.62	+36.27%
23	0.36	0.60	+65.86%
24	0.23	0.45	+93.85%
25	0.11	0.22	+105.53%
26	0.00	0.00	-

4.3. 軸力及びせん断力

表-2.14 軸力及びせん断力比較結果

要素番号	軸力				せん断力			
	単体モデル（設工認） [N]	単体モデル [N]	連成モデル [N]	変化率 [%]	単体モデル（設工認） [N]	単体モデル [N]	連成モデル [N]	変化率 [%]
1	7132.00	9912.28	6067.32	-38.79	12880.00	19773.26	20189.69	2.11
2	12960.00	17463.50	10721.62	-38.61	19490.00	29270.73	30069.02	2.73
3	19200.00	25147.45	15464.85	-38.50	26390.00	38259.48	39625.83	3.57
4	29000.00	36425.93	22429.13	-38.43	36940.00	50738.79	53056.18	4.57
5	38190.00	45955.03	28299.83	-38.42	46530.00	60906.02	64037.80	5.14
6	44440.00	51734.70	31844.72	-38.45	52830.00	66809.86	70414.25	5.40
7	45700.00	51306.27	31542.84	-38.52	57930.00	68390.35	71819.17	5.01
8	51660.00	55563.50	34115.97	-38.60	63660.00	72414.86	76017.67	4.98
9909	(要素番号9)57330.00	58984.00	8297.34	-85.93	(要素番号9)68990.00	75455.19	79147.75	4.89
1099		58984.00	8297.34	-85.93		75455.19	86195.12	14.23
10	63910.00	62046.36	39087.27	-37.00	75470.00	78053.36	88939.36	13.95
11	69420.00	63776.27	40174.21	-37.01	81160.00	79481.86	90386.09	13.72
12	74840.00	64646.40	40722.16	-37.01	86750.00	80175.74	91062.11	13.58
14	1102.00	1325.74	799.96	-39.66	3328.00	5000.06	5139.50	2.79
15	1791.00	2156.54	1326.88	-38.47	2544.00	3810.99	3927.76	3.06
16	5193.00	6502.06	3997.32	-38.52	1255.00	1946.87	1991.21	2.28
17	5328.00	6658.49	4093.11	-38.53	1401.00	2144.35	2199.06	2.55
18	5462.00	6796.33	4177.70	-38.53	1543.00	2304.99	2374.11	3.00
19	5596.00	6915.57	4251.08	-38.53	1680.00	2425.91	2512.81	3.58
20	16750.00	17465.79	10816.44	-38.07	8811.00	10693.87	11634.47	8.80
21	17660.00	18026.08	11159.61	-38.09	9673.00	11237.31	12210.01	8.66
22	18610.00	18515.88	11459.21	-38.11	10550.00	11668.04	12660.71	8.51
23	19550.00	18901.35	11694.69	-38.13	11450.00	11973.77	12973.57	8.35
24	20450.00	19135.80	11837.75	-38.14	12370.00	12145.22	13143.51	8.22
25	21350.00	19242.87	11903.05	-38.14	13300.00	12213.60	13209.09	8.15

4. 4. 格子板支持胴の評価結果

スペクトルモーダル解析による原子炉本体の単体モデルと 1 次冷却系配管を組み入れた連成モデルを使用した評価結果を表-2. 15、表-2. 16 に示す。また、本申請における時刻歴応答解析による原子炉本体の単体モデルを使用した評価結果を表-2. 17 に示す。

表-2. 15 原子炉本体の単体モデルを使用した評価結果（スペクトルモーダル解析）

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _{AS}	格子板支持胴	A5052P-0	組合せ	$\sigma_K = 23$	$f_t = 66$
			圧縮と曲げの 組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{f_b} \leq 1$	
				0.319	
	基礎ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 16$	$f_{ts} = 172$
		せん断	$\tau_b = 9$	$f_{sb} = 132$	

表-2. 16 1 次冷却系配管を組み入れた連成モデルを使用した評価結果（スペクトルモーダル解析）

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _{AS}	格子板支持胴	A5052P-0	組合せ	$\sigma_K = 23$	$f_t = 66$
			圧縮と曲げの 組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{f_b} \leq 1$	
				0.319	
	基礎ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 18$	$f_{ts} = 172$
		せん断	$\tau_b = 9$	$f_{sb} = 132$	

表-2. 17 本申請における原子炉本体の単体モデルの評価結果（時刻歴応答解析）

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _{AS}	格子板支持胴	A5052P-0	組合せ	$\sigma_K = 23$	$f_t = 66$
			圧縮と曲げの組 合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{f_b} \leq 1$	
				0.319	
	基礎ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 15$	$f_{ts} = 172$
		せん断	$\tau_b = 9$	$f_{sb} = 132$	

5. 結論

4.2 項に示す原子炉本体の単体モデルと 1 次冷却系主配管を組み入れた連成モデルの応答加速度比較結果から、各質点において応答加速度の増減はあるが、その増加率は鉛直方向における質点 25 が最大 (+105.53%) であり、その変化量は 0.1G 程度である。

上記の結果を踏まえて、応答加速度の増加率が最大である質点 25 に設置されている格子板支持胴について、得られた応答加速度を用いて応力評価を行った結果を 4.4 項に示す。原子炉本体の単体モデル及び 1 次冷却系主配管を組み入れた連成モデルに対してスペクトルモーダル解析を行った結果の比較では、基礎ボルトの引張応力が連成モデルにおいて 2 N/mm^2 増加したが、許容応力値が十分大きいいため、原子炉本体への影響は微小である。

また、本申請における格子板支持胴の評価結果（時刻歴応答解析）と、1 次冷却系主配管を組み入れた連成モデル（スペクトルモーダル解析）の評価結果を比較しても、基礎ボルトの引張応力が 3 N/mm^2 増加するが、許容応力値が十分大きいため、原子炉本体への影響は微小である。

そのため、地震応答解析における耐震裕度を考慮すれば 1 次冷却系主配管の原子炉本体モデルへの影響は微小であると言えることから、JEAG4601-1987 に示されているモデル化の原則に従い、本申請では原子炉本体を単体でモデル化している。この考え方は、「JRR-3 の設計及び工事の方法の認可申請書〔JRR-3 の改造（その 3）〕」（昭和 61 年 8 月 20 日 61 安（原規）第 78 号にて認可）におけるモデル化の考え方と同様であり、今回の評価において変更したものではない。

3. 添付計算書

3 - 1 . 原子炉プール等の耐震強度評価

目次

1. 概要	添 3-1- 1
2. 一般事項	添 3-1- 2
2.1 位置	添 3-1- 2
2.2 構造概要	添 3-1- 4
2.3 評価方針	添 3-1- 5
2.4 使用材料	添 3-1- 7
2.5 許容応力度及び材料強度	添 3-1- 8
3. 地震応答解析による評価	添 3-1-10
3.1 評価方法	添 3-1-10
3.2 評価結果	添 3-1-11
4. 応力解析による評価	添 3-1-14
4.1 評価方法	添 3-1-14
4.2 荷重及び荷重の組合せ	添 3-1-18
4.3 解析モデル	添 3-1-26
4.4 解析諸元	添 3-1-29
4.5 評価結果	添 3-1-31

1. 概要

本計算書は、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力 $3.0C_i$ に対して、原子炉プール等が耐震余裕を有することを説明するものである。

2. 一般事項

2.1 位置

原子炉プール、カナル、使用済燃料プール、炉室詰替セル及びサブプール（以下、「プール全体」という。）は原子炉建家の1階に設置されている。プール全体の位置を図-3-1.1に、プール全体の平面図及び断面図を図-3-1.2に示す。

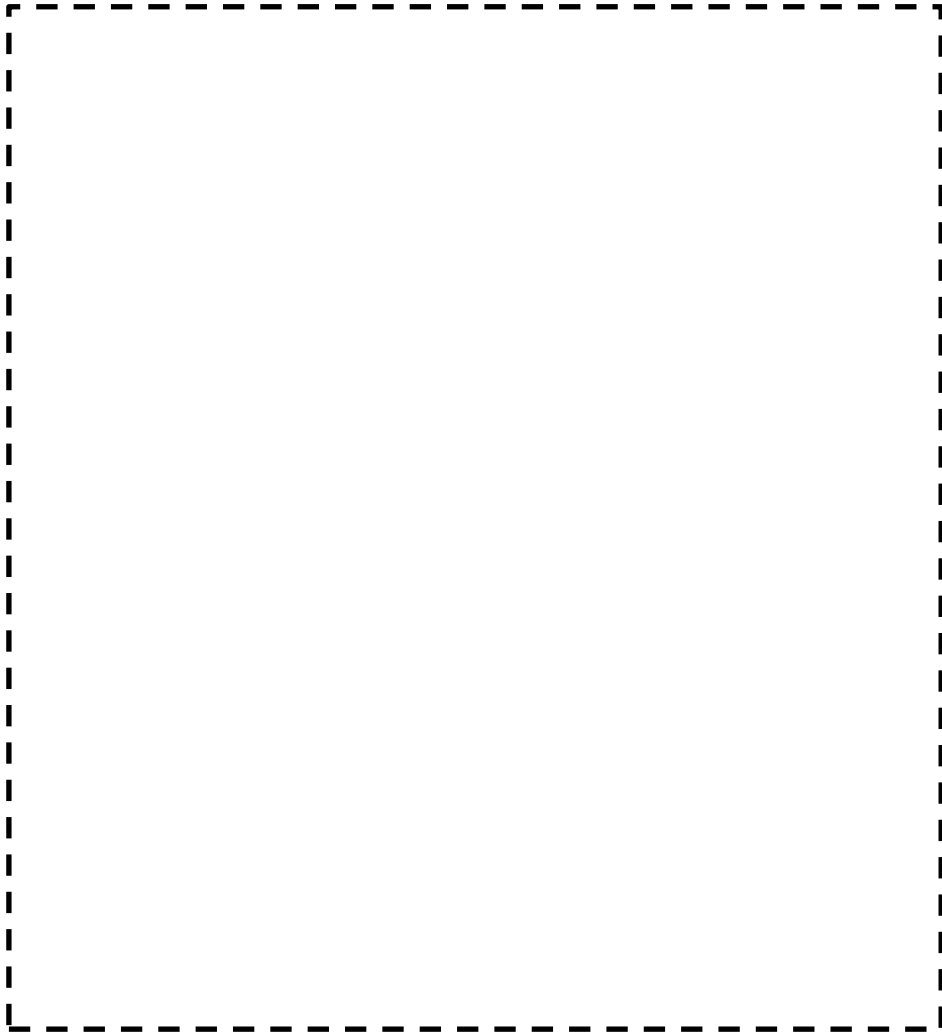


図-3-1.1 プール全体の位置



(平面図)



(断面図、NS 方向)

図-3-1.2 プール全体の平面図及び断面図

2.2 構造概要

プール全体の構造概要を表-3-1.1に示す。

表-3-1.1 プール全体の構造概要

主要区分	主体構造
原子炉プール	内径 4.5m、高さ 8.5m（1階床面から 7.5m）、主要壁厚 1.85m の鉄筋コンクリート構造である。 内壁はステンレス鋼によってライニングされている。
カナル	縦 3.0m、横 3.3m、高さ 7.5m、主要壁厚 1.35m の鉄筋コンクリート構造である。 内壁はステンレス鋼によってライニングされている。
使用済燃料プール	縦 4.5m、横 3.0m、高さ 7.5m、主要壁厚 1.75m の鉄筋コンクリート構造である。 内壁はステンレス鋼によってライニングされている。
サブプール	縦 1.85m、横 2.7m、高さ 3.3m、主要壁厚 0.4m の鉄筋コンクリート構造である。 内壁はステンレス鋼によってライニングされている。
炉室詰替セル	短辺 4.5m、長辺 6.0m、高さ 7.5m、主要壁厚 0.6m の鉄筋コンクリート構造である。

2.3 評価方針

原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール（以下「原子炉プール等」という。）の耐震クラスは、Sクラスであり、基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力 $3.0C_i$ に対して、構造物全体としての変形性能の評価及び応力解析による評価を行い、十分な構造強度を有していることを確認する。評価に当たっては、Bクラスであるサブプール及び炉室詰替セルによる原子炉プール等への影響を考慮するため、サブプール及び炉室詰替セルの構造や重量を解析モデルに反映し、Sクラスである原子炉プール等の耐震性を評価する。

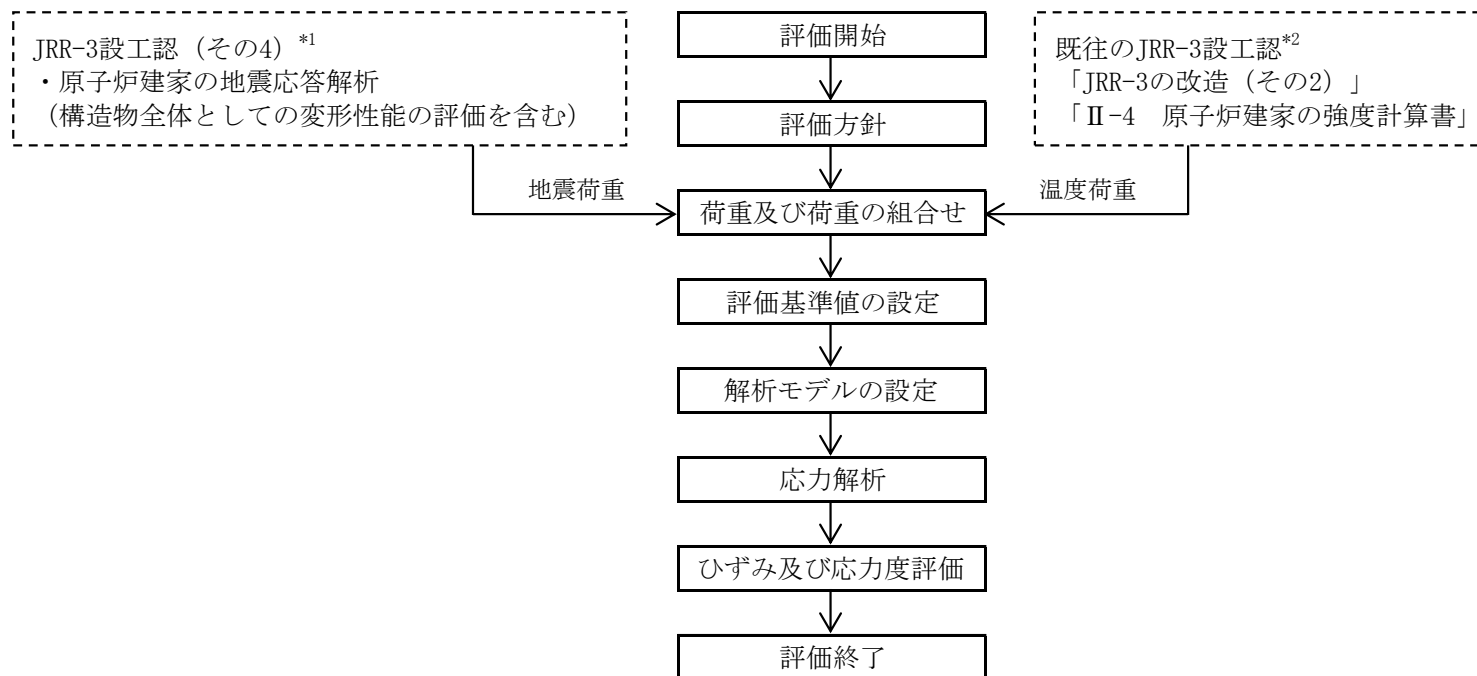
構造物全体としての変形性能の評価は、原子炉建家の基準地震動 S_s に対する地震応答解析により耐震壁の最大せん断ひずみを算出し、評価基準値を超えないことを確認する。

なお、原子炉建家の基準地震動 S_s に対する地震応答解析は、「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その4)* 添付書類 1 - 1. 原子炉建家の耐震性に関する説明書」で示している。

応力解析による評価は、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力 $3.0C_i$ を考慮した地震力が作用する状態（以下「 S_d 地震時」という。）に対する応力解析を実施し、部材に生じる応力度が評価基準値を超えないことを確認する。また、基準地震動 S_s による地震力が作用する状態（以下「 S_s 地震時」という。）に対する応力解析を実施し、部材に生じるひずみ及び応力度が評価基準値を超えないことを確認する。

原子炉プール等の評価フローを図-3-1.3 に示す。

* 「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その4)」(平成31年4月5日原規規発第1904051号)



*1 「JRR-3の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その4）」（平成31年4月5日 原規規発第1904051号）

*2 「JRR-3の設計及び工事の方法の認可申請書〔JRR-3の改造（その2）〕」（昭和61年3月31日 61安(原規)第4号）

図-3-1.3 原子炉プール等の評価フロー

2.4 使用材料

コンクリートの材料定数を表-3-1.2 に示す。

表-3-1.2 コンクリートの材料定数

コンクリートの種類	設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν
普通コンクリート 既設部*1	17.7	2.05×10^4	0.20
普通コンクリート 増設部*2	20.6	2.15×10^4	0.20
重量コンクリート	20.6	3.33×10^4	0.20
超重量コンクリート	20.6	6.28×10^4	0.23

*1 建設時

*2 改造時

2.5 許容応力度及び材料強度

(1) コンクリート

コンクリートの許容応力度及び材料強度を表-3-1.3 に示す。

表-3-1.3 コンクリートの許容応力度及び材料強度

		圧縮	せん断
設計基準強度 $F_c=17.7\text{N/mm}^2$	長期許容応力度 (N/mm^2)	5.9	0.59
	短期許容応力度 (N/mm^2)	11.8	0.88
	材料強度 (N/mm^2)	17.7	—
設計基準強度 $F_c=20.6\text{N/mm}^2$	長期許容応力度 (N/mm^2)	6.9	0.69
	短期許容応力度 (N/mm^2)	13.7	1.03
	材料強度 (N/mm^2)	20.6	—

(2) 鉄筋

鉄筋の許容応力度及び材料強度を表-3-1.4に示す。

表-3-1.4 鉄筋の許容応力度及び材料強度

	SR24 (SR235 相当)		SD30 (SD295A 相当)	
	引張 圧縮	せん断	引張 圧縮	せん断
長期許容応力度 (N/mm ²)	155	155	195	195
短期許容応力度 (N/mm ²)	235	235	295	295
材料強度 (N/mm ²)	235	235	295	295

(3) コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ

コンクリート及び鉄筋の許容ひずみを表-3-1.5に示す。

表-3-1.5 コンクリート及び鉄筋の許容ひずみ

荷重時	コンクリート (圧縮ひずみ)	鉄筋 (圧縮・引張ひずみ)
Ss 地震時	3.00×10^{-3}	5.00×10^{-3}

3. 地震応答解析による評価

3.1 評価方法

原子炉プール等の構造物全体としての変形性能の評価は、原子炉建家の地震応答解析結果に基づき行う。

原子炉プール等の耐震壁の構造強度は、最大せん断ひずみが評価基準値を超えないことを確認する。

原子炉プール等の地震応答解析による評価基準値を表-3-1.6 に示す。

表-3-1.6 原子炉プール等の地震応答解析による評価基準値

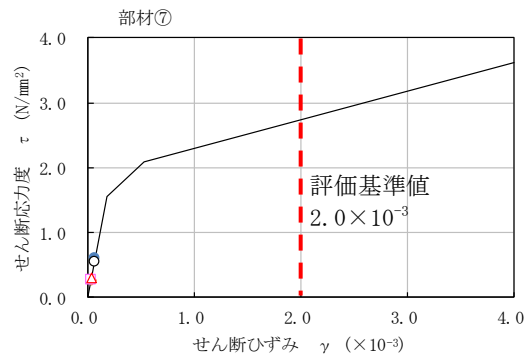
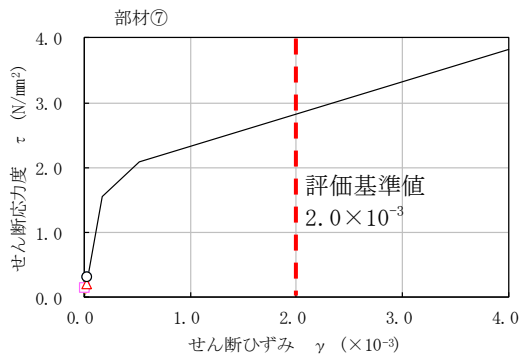
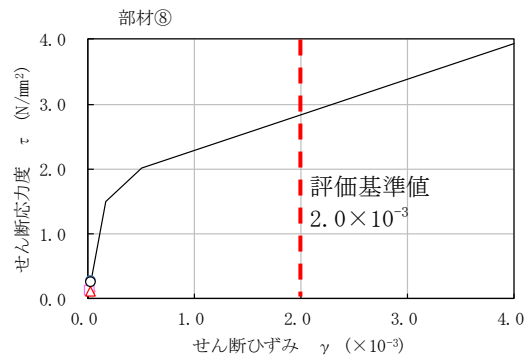
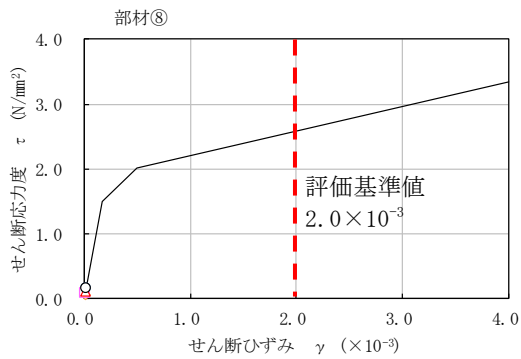
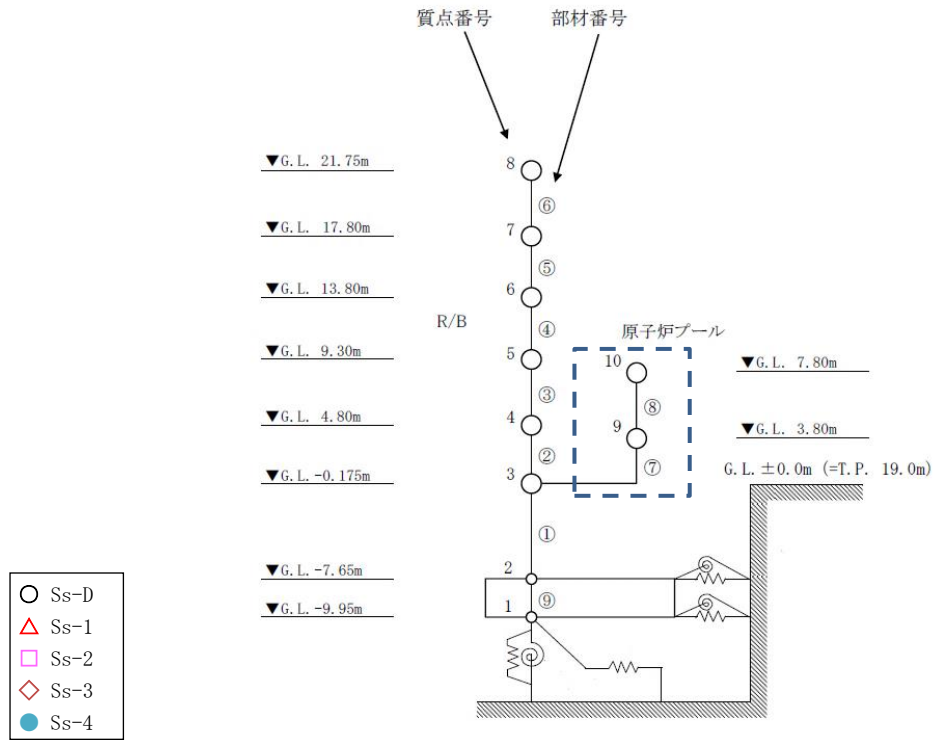
評価方針	地震力	部位	評価方法	評価基準値
構造強度を確保すること	基準地震動 Ss	耐震壁	最大せん断ひずみが構造強度を確保するための評価基準値を超えないことを確認	最大せん断ひずみ 2.0×10^{-3}

3.2 評価結果

基準地震動 S_s に対する耐震壁のせん断のスケルトンカーブ上の最大応答値を図-3-1.4 に、弾性設計用地震動 S_d に対する耐震壁のせん断のスケルトンカーブ上の最大応答値を図-3-1.5 に示す。

基準地震動 S_s に対する耐震壁の最大せん断ひずみは、評価基準値 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認した。

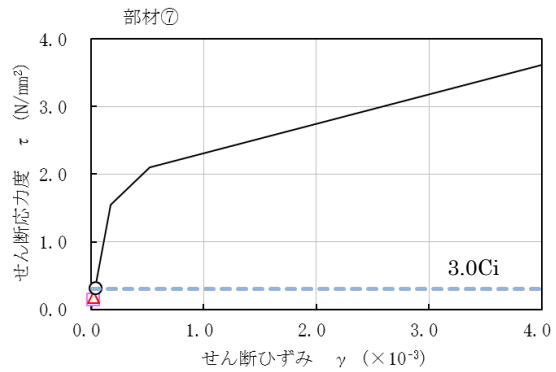
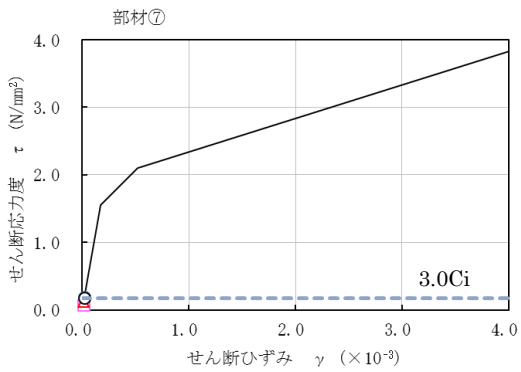
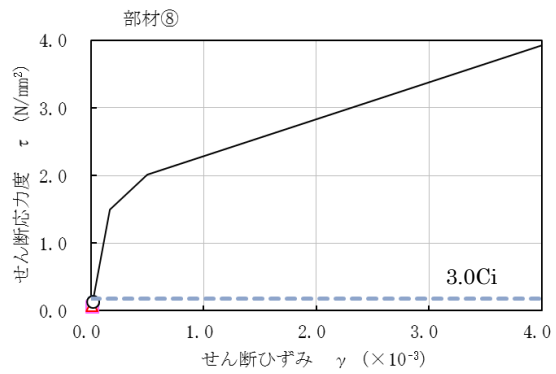
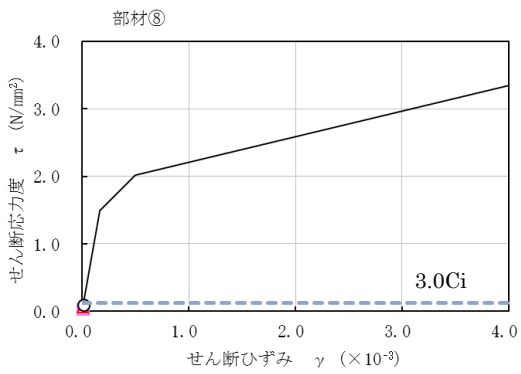
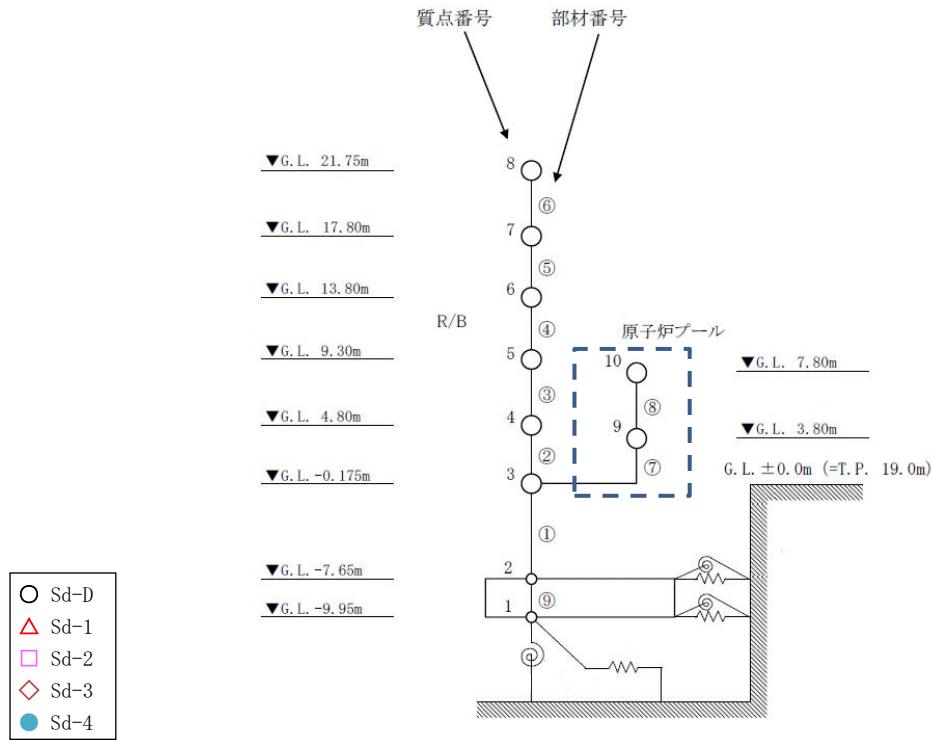
なお、弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力 $3.0C_i$ に対する耐震壁の最大せん断ひずみは、おおむね弾性範囲内であることを確認した。



(NS 方向)

(EW 方向)

図-3-1.4 耐震壁のせん断のスケルトンカーブ上の最大応答値 (Ss)



(NS 方向)

(EW 方向)

図-3-1.5 耐震壁のせん断のスケルトンカーブ上の最大応答値 (Sd)

4. 応力解析による評価

4.1 評価方法

原子炉プール等の応力解析による評価対象部位は、原子炉プール等を構成する壁及び底版とし、以下の方法に基づき評価を行う。

(1) Sd 地震時に対する評価

Sd 地震時に対する評価は、三次元 FEM モデルを用いた静的線形応力解析によることとし、地震荷重と地震荷重以外の荷重の組合せの結果、部材に生じる応力度が「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（日本建築学会）（以下「RC-N 規準」という。）に基づき設定した評価基準値を超えないことを確認する。

① 軸力及び曲げモーメントに対する評価

軸力及び曲げモーメントによる最大応力度がコンクリートの短期許容圧縮応力度及び鉄筋の短期許容応力度を超えないことを確認する。

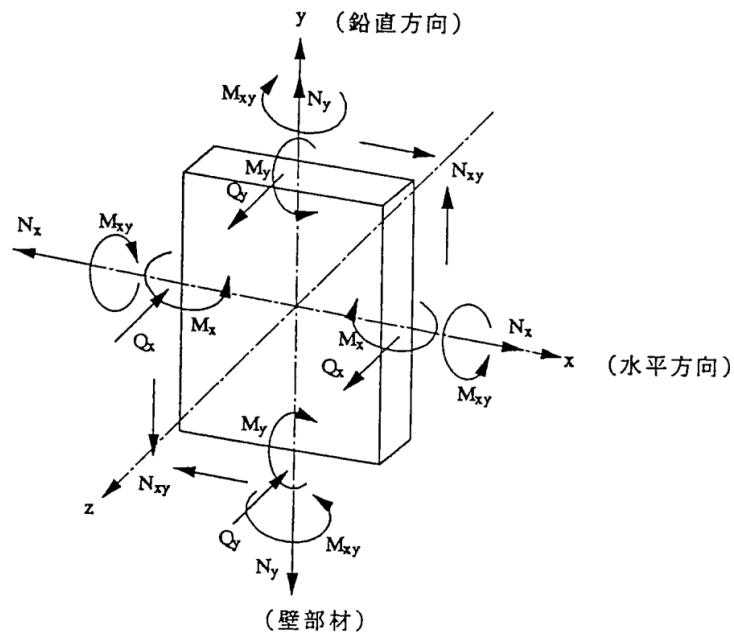
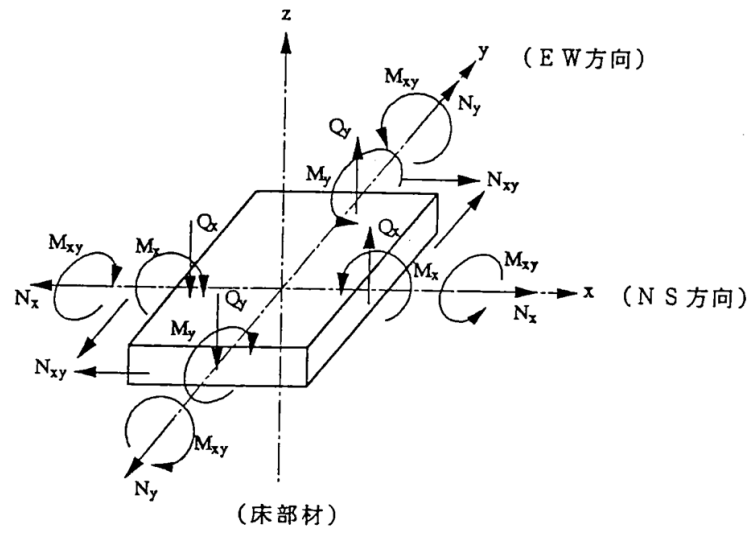
② 面内せん断力に対する評価

最大面内せん断応力度がコンクリートの短期許容せん断応力度又は鉄筋の短期許容応力度を超えないことを確認する。

③ 面外せん断力に対する評価

最大面外せん断応力度が短期許容面外せん断応力度を超えないことを確認する。

部材に生じる応力を図-3-1.6 に示す。



- N_x 、 N_y : 軸力
- M_x 、 M_y : 曲げモーメント
- N_{xy} : 面内せん断力
- M_{xy} : ねじりモーメント
- Q_x 、 Q_y : 面外せん断力

図-3-1.6 部材に生じる応力

(2) S_s 地震時に対する評価

S_s 地震時に対する評価は、三次元 FEM モデルを用いた静的非線形応力解析によることとし、地震荷重と地震荷重以外の荷重の組合せの結果、部材に生じるひずみ及び応力度が「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（日本機械学会）（以下「CCV 規格」という。）又は RC-N 規準に基づき設定した評価基準値を超えないことを確認する。

① ひずみに対する評価

コンクリート及び鉄筋の最大ひずみが評価基準値を超えないことを確認する。

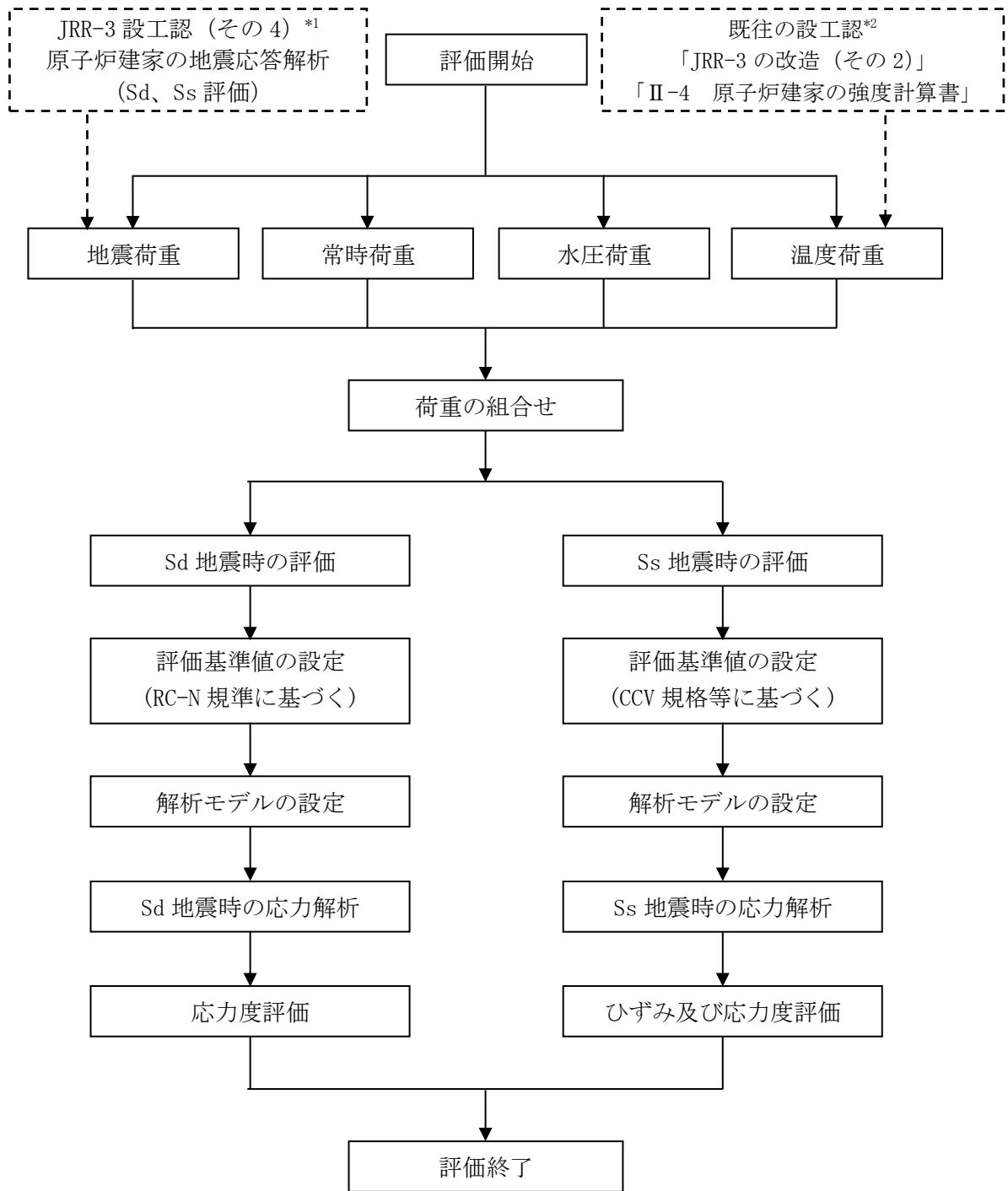
② 応力度に対する評価

最大圧縮応力度がコンクリートの設計基準強度を、最大面外せん断応力度が短期許容面外せん断応力度を超えないことを確認する。

原子炉プール等の応力解析による評価基準値を表-3-1.7 に、応力解析の評価フローを図-3-1.7 に示す。

表-3-1.7 原子炉プール等の応力解析による評価基準値

評価方針	地震力	部位	評価方法	評価基準値
構造強度を確保すること	弾性設計用地震動 S _d 及び静的地震力 3.0C _i	プール 躯体	部材に生じる応力度が評価基準値を超えないことを確認	RC-N 規準に基づく許容値
	基準地震動 S _s		部材に生じるひずみ及び応力度が評価基準値を超えないことを確認	ひずみ：CCV 規格に基づく許容値 応力度：RC-N 規準に基づく許容値



*1 「JRR-3 の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その4)」 (平成31年4月5日 原規規発第1904051号)

*2 「JRR-3 の設計及び工事の方法の認可申請書 [JRR-3 の改造 (その2)]」 (昭和61年3月31日 61安(原規)第4号)

図-3-1.7 応力解析の評価フロー

4.2 荷重及び荷重の組合せ

(1) 荷重

応力解析に用いる設計用荷重を表-3-1.8に示す。また、各荷重の内容を以下に示す。

① 常時荷重 (GP*)

固定荷重については、原子炉プール等を構成する鉄筋コンクリート構造体の単位体積重量を普通コンクリート部は 24.0kN/m^3 、重量コンクリート部は 37.0kN/m^3 、超重量コンクリート部は 57.0kN/m^3 として、壁及び底版の厚さに応じて定める。

また、機器及び積載荷重を実状に応じて考慮する。

② 温度荷重 (T)

通常時における温度荷重を考慮する。通常時における温度勾配を表-3-1.9に示す。

③ 地震荷重 (K)

地震荷重は、Sd地震時においては、原子炉建家の地震応答解析により得られた地震力及び静的地震力 $3.0C_i$ を包絡して設定した地震荷重を考慮する。応力解析に用いた Sd 地震時の水平震度及び鉛直震度を表-3-1.10に示す。Ss地震時においては、原子炉建家の地震応答解析により得られた地震力を地震荷重として考慮する。応力解析に用いた Ss 地震時の水平震度及び鉛直震度を表-3-1.11に示す。

④ 水圧荷重 (H)

原子炉プール等には常時水が張られているため、静水圧荷重及び地震時の動水圧荷重を水圧荷重として考慮する。プール水面を G.L. 7.3m とした水圧荷重を図-3-1.8～図-3-1.10に示す。

表-3-1.8 設計用荷重

荷重名	符 号	内 容	
常時荷重	GP*	固定、機器及び積載荷重	
温度荷重	T_S	通常時（プール水温：43℃）	夏
	T_W		冬
地震荷重	Kd_{NS}	弾性設計用地震動 S_d による地震力及び静的地震力 $3.0C_i$ のうち何れか大きい方	NS 方向
	Kd_{EW}		EW 方向
	Kd_{UD}		UD 方向
	Ks_{NS}	基準地震動 S_s による地震力	NS 方向
	Ks_{EW}		EW 方向
	Ks_{UD}		UD 方向
水圧荷重	H_S	静水圧荷重	
	$H_d d_{NS}$	地震荷重 Kd による動水圧荷重	NS 方向
	$H_d d_{EW}$		EW 方向
	$H_d s_{NS}$	地震荷重 Ks による動水圧荷重	NS 方向
	$H_d s_{EW}$		EW 方向

表-3-1.9 通常時における温度勾配

荷重	荷重の内容	設計用荷重
T	<p>通常時の最高温度であり、プール の水温は43℃、炉室地上部の室内 温度は夏27℃、冬21℃、炉室地下 部の室内温度は夏40℃、冬10℃、 である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>温度勾配は、勾配が 大きい冬の場合及び 勾配なしの場合を考 慮する。</p> </div>	<p>壁</p> <p>夏 プール水温 (43℃) 42.0℃ 冬 プール水温 (43℃) 41.6℃ 室内温度 (27℃) 31.8℃ 室内温度 (21℃) 27.6℃</p> <p>原子炉</p> <p>プール</p> <p>底板</p> <p>夏 プール水温 (43℃) 42.5℃ 冬 プール水温 (43℃) 37.3℃ 室内温度 (40℃) 40.5℃ 室内温度 (10℃) 15.5℃</p>

表-3-1.10 Sd 地震時の水平震度及び鉛直震度

地震動	高さ G. L. (m)	水平震度		鉛直震度	備考
		NS 方向	EW 方向	UD 方向	
弾性設計用地震動 Sd 及び静的地震力 $3.0C_i$ の包絡値	7.80	0.679	0.679	0.437	原子炉
	3.80	0.490	0.483	0.433	プール
	—				
	21.75	0.874	0.862	0.534	原子炉 建家 (R/B)
	17.80	0.794	0.718	0.526	
	13.80	0.705	0.653	0.513	
	9.30	0.600	0.579	0.492	
	4.80	0.495	0.511	0.460	
	-0.175	0.457	0.448	0.433	
	-7.65 -9.95	0.412	0.415	0.414	

表-3-1.11 Ss 地震時の水平震度及び鉛直震度

地震動	高さ G. L. (m)	水平震度		鉛直震度	備考
		NS 方向	EW 方向	UD 方向	
基準地震動 Ss	7.80	0.856	1.006	0.715	原子炉
	3.80	0.798	0.869	0.706	プール
	—				
	21.75	1.303	1.432	0.811	原子炉 建家 (R/B)
	17.80	1.196	1.230	0.803	
	13.80	1.072	1.023	0.786	
	9.30	0.945	0.995	0.763	
	4.80	0.834	0.935	0.730	
	-0.175	0.743	0.822	0.692	
	-7.65 -9.95	0.691	0.784	0.661	

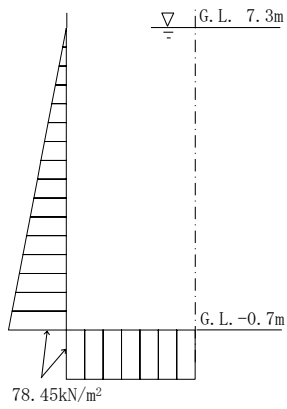


図-3-1.8 静水圧荷重

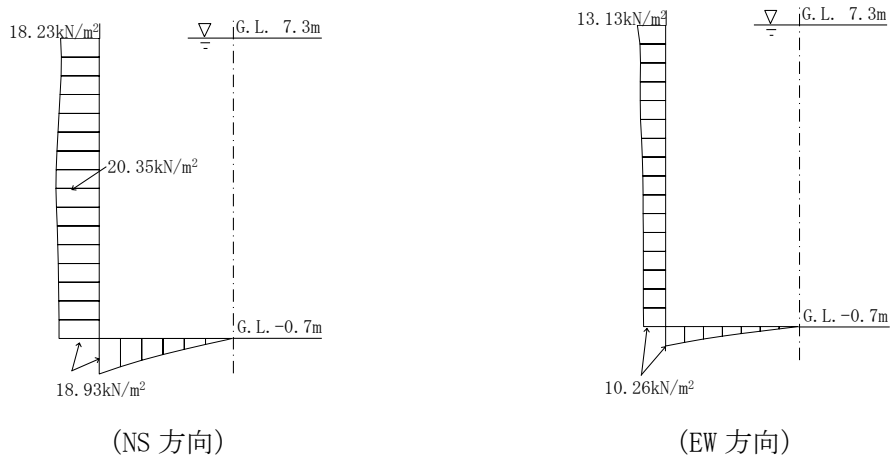


図-3-1.9 Sd 地震時の動水圧荷重

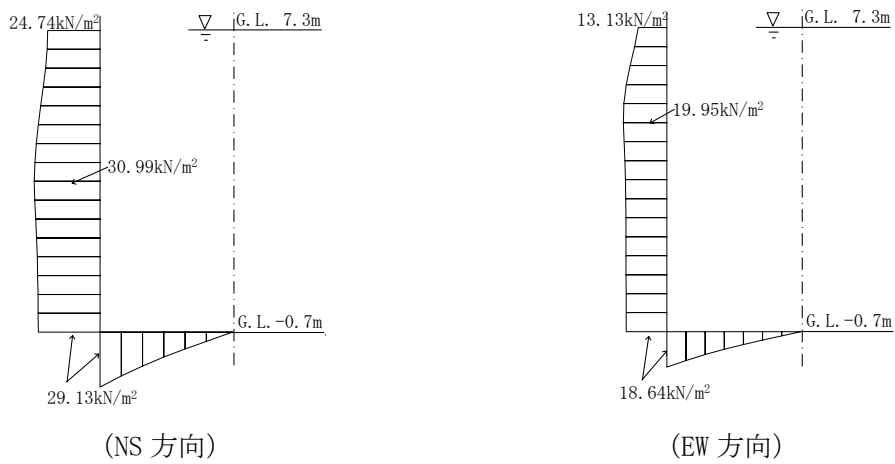


図-3-1.10 Ss 地震時の動水圧荷重

(2) 荷重の組合せ

応力解析に用いる水平地震荷重と鉛直地震荷重の組合せは、組合せ係数法を用いて以下のとおりとする。

- $1.0 \times \text{水平地震力} + 0.4 \times \text{鉛直地震力}$
- $0.4 \times \text{水平地震力} + 1.0 \times \text{鉛直地震力}$

なお、温度荷重は CCV 規格に基づき、Sd 地震時の評価においてはコンクリートのひび割れを考慮して 1/3、Ss 地震時の評価においてはゼロに低減した値とする。荷重の組合せを表-3-1.12 及び表-3-1.13 に示す。

表-3-1.12 荷重の組合せ (Sd)

		組合せ
Sd 地震時	NS 方向地震時 水平 1.0+鉛直 0.4	$GP^*+H_S +1.0H_{Dd_{NS}}+1.0Kd_{NS}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -1.0H_{Dd_{NS}}-1.0Kd_{NS}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S +1.0H_{Dd_{NS}}+1.0Kd_{NS}-0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -1.0H_{Dd_{NS}}-1.0Kd_{NS}-0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3+1.0H_{Dd_{NS}}+1.0Kd_{NS}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3-1.0H_{Dd_{NS}}-1.0Kd_{NS}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3+1.0H_{Dd_{NS}}+1.0Kd_{NS}-0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3-1.0H_{Dd_{NS}}-1.0Kd_{NS}-0.4Kd_{UD}$
	EW 方向地震時 水平 1.0+鉛直 0.4	$GP^*+H_S +1.0H_{Dd_{EW}}+1.0Kd_{EW}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -1.0H_{Dd_{EW}}-1.0Kd_{EW}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S +1.0H_{Dd_{EW}}+1.0Kd_{EW}-0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -1.0H_{Dd_{EW}}-1.0Kd_{EW}-0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3+1.0H_{Dd_{EW}}+1.0Kd_{EW}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3-1.0H_{Dd_{EW}}-1.0Kd_{EW}+0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3+1.0H_{Dd_{EW}}+1.0Kd_{EW}-0.4Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3-1.0H_{Dd_{EW}}-1.0Kd_{EW}-0.4Kd_{UD}$
	NS 方向地震時 水平 0.4+鉛直 1.0	$GP^*+H_S +0.4H_{Dd_{NS}}+0.4Kd_{NS}+1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -0.4H_{Dd_{NS}}-0.4Kd_{NS}+1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S +0.4H_{Dd_{NS}}+0.4Kd_{NS}-1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -0.4H_{Dd_{NS}}-0.4Kd_{NS}-1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3+0.4H_{Dd_{NS}}+0.4Kd_{NS}+1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3-0.4H_{Dd_{NS}}-0.4Kd_{NS}+1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3+0.4H_{Dd_{NS}}+0.4Kd_{NS}-1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S+T_W/3-0.4H_{Dd_{NS}}-0.4Kd_{NS}-1.0Kd_{UD}$
	EW 方向地震時 水平 0.4+鉛直 1.0	$GP^*+H_S +0.4H_{Dd_{EW}}+0.4Kd_{EW}+1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -0.4H_{Dd_{EW}}-0.4Kd_{EW}+1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S +0.4H_{Dd_{EW}}+0.4Kd_{EW}-1.0Kd_{UD}$
		$GP^*+H_S -0.4H_{Dd_{EW}}-0.4Kd_{EW}-1.0Kd_{UD}$
$GP^*+H_S+T_W/3+0.4H_{Dd_{EW}}+0.4Kd_{EW}+1.0Kd_{UD}$		
$GP^*+H_S+T_W/3-0.4H_{Dd_{EW}}-0.4Kd_{EW}+1.0Kd_{UD}$		
$GP^*+H_S+T_W/3+0.4H_{Dd_{EW}}+0.4Kd_{EW}-1.0Kd_{UD}$		
$GP^*+H_S+T_W/3-0.4H_{Dd_{EW}}-0.4Kd_{EW}-1.0Kd_{UD}$		

表-3-1.13 荷重の組合せ (S_s)

		組合せ
S _s 地震時	NS 方向地震時 水平 1.0 + 鉛直 0.4	$GP^* + H_S + 1.0H_D S_{NS} + 1.0K S_{NS} + 0.4K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 1.0H_D S_{NS} - 1.0K S_{NS} + 0.4K S_{UD}$
		$GP^* + H_S + 1.0H_D S_{NS} + 1.0K S_{NS} - 0.4K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 1.0H_D S_{NS} - 1.0K S_{NS} - 0.4K S_{UD}$
	EW 方向地震時 水平 1.0 + 鉛直 0.4	$GP^* + H_S + 1.0H_D S_{EW} + 1.0K S_{EW} + 0.4K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 1.0H_D S_{EW} - 1.0K S_{EW} + 0.4K S_{UD}$
		$GP^* + H_S + 1.0H_D S_{EW} + 1.0K S_{EW} - 0.4K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 1.0H_D S_{EW} - 1.0K S_{EW} - 0.4K S_{UD}$
	NS 方向地震時 水平 0.4 + 鉛直 1.0	$GP^* + H_S + 0.4H_D S_{NS} + 0.4K S_{NS} + 1.0K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 0.4H_D S_{NS} - 0.4K S_{NS} + 1.0K S_{UD}$
		$GP^* + H_S + 0.4H_D S_{NS} + 0.4K S_{NS} - 1.0K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 0.4H_D S_{NS} - 0.4K S_{NS} - 1.0K S_{UD}$
	EW 方向地震時 水平 0.4 + 鉛直 1.0	$GP^* + H_S + 0.4H_D S_{EW} + 0.4K S_{EW} + 1.0K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 0.4H_D S_{EW} - 0.4K S_{EW} + 1.0K S_{UD}$
		$GP^* + H_S + 0.4H_D S_{EW} + 0.4K S_{EW} - 1.0K S_{UD}$
		$GP^* + H_S - 0.4H_D S_{EW} - 0.4K S_{EW} - 1.0K S_{UD}$

4.3 解析モデル

(1) 基本方針

応力解析は、Sd 地震時では三次元 FEM モデルを用いた静的線形解析、Ss 地震時では三次元 FEM モデルを用いた静的非線形解析とする。解析モデルは、原子炉建家の 1 階に設置されている原子炉プール等へ与える影響を考慮するため、建家全体をモデル化する。

Sd 地震時の解析モデルを図-3-1.11 及び図-3-1.12 に、Ss 地震時の解析モデルを図-3-1.13 及び図-3-1.14 に示す。

応力解析に使用する解析コードは、静的線形解析では「NX Nastran (Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.)」、静的非線形解析では「ADINA (ADINA R&D, Inc.)」である。

(2) 使用要素

応力解析に用いる要素は、静的線形解析を行う Sd 地震時ではシェル要素（一部、柱梁はビーム要素）とする。静的非線形解析を行う Ss 地震時ではソリッド要素（一部、地上部円筒壁はシェル要素）とし、プール全体はソリッド要素に加え鉄筋を平面応力要素でモデル化する。

(3) 境界条件

原子炉建家の地震応答解析で算定した地盤ばねを離散化し、基礎底面に水平及び鉛直方向の地盤ばねを分布させる。

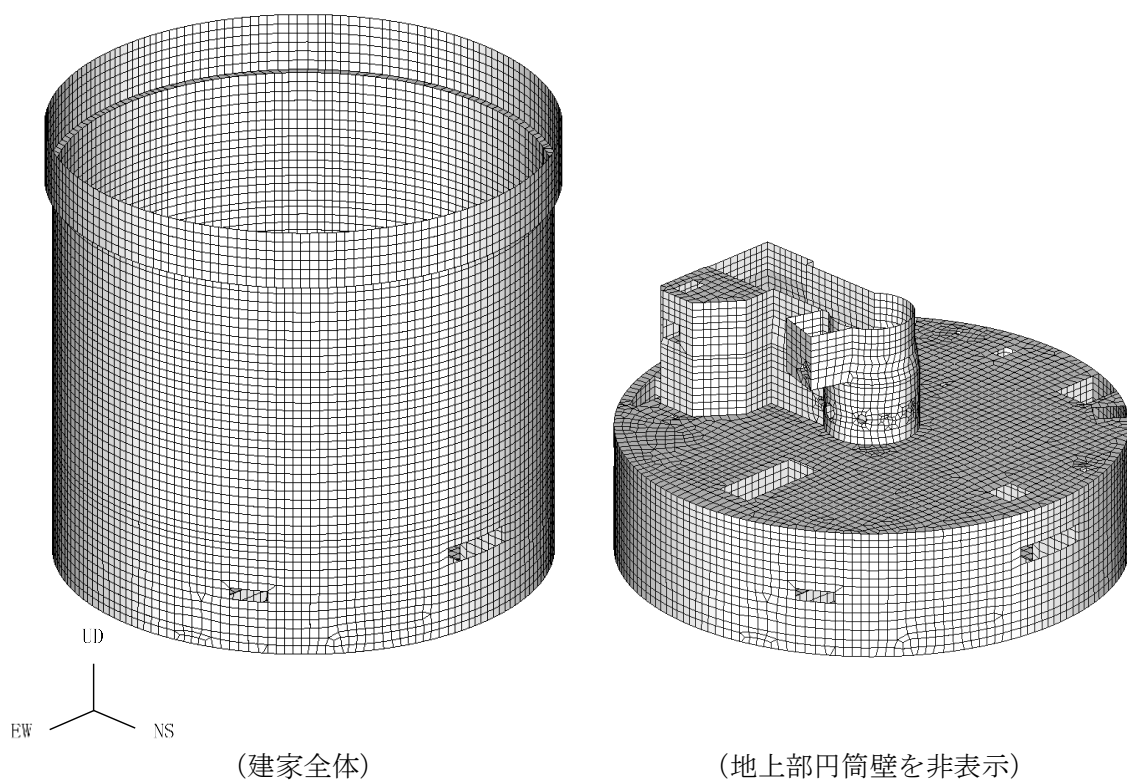


図-3-1.11 Sd地震時の解析モデル

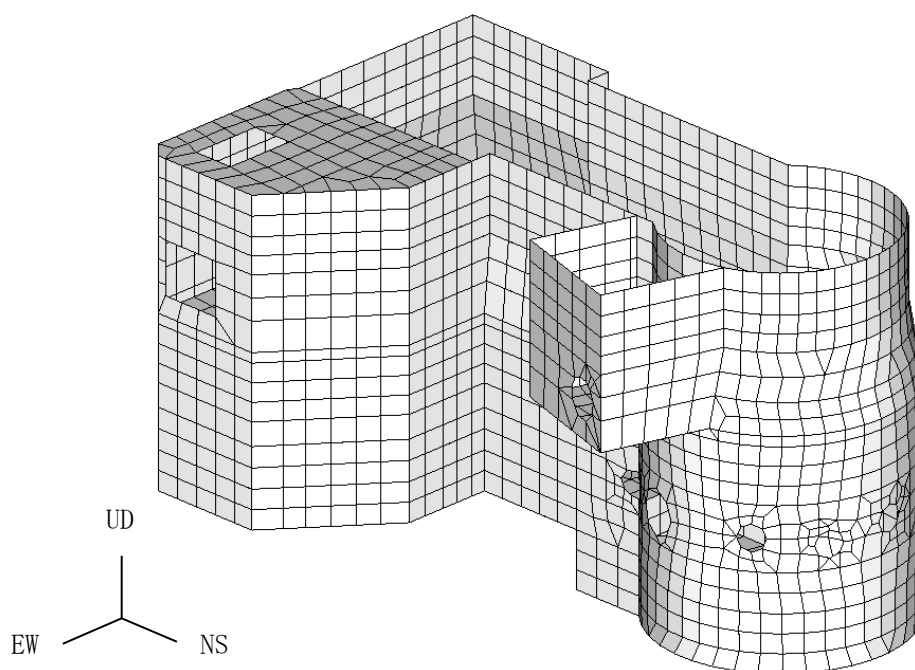


図-3-1.12 Sd地震時の解析モデル (プール全体を拡大)

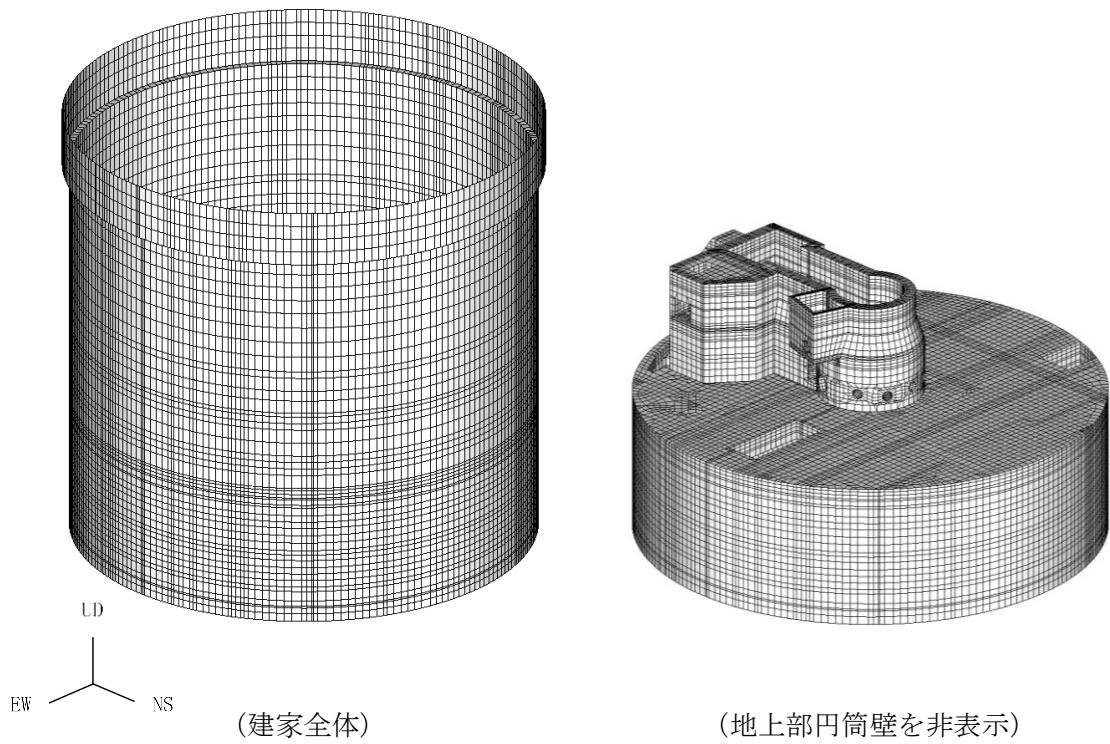


図-3-1.13 Ss 地震時の解析モデル

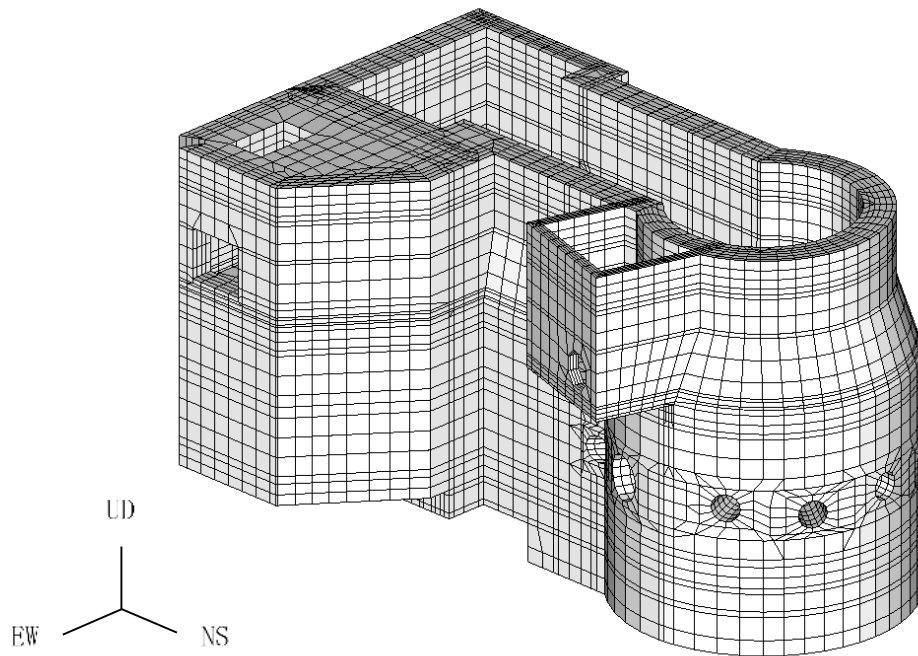


図-3-1.14 Ss 地震時の解析モデル (プール全体を拡大)

4.4 解析諸元

応力解析に用いるコンクリートの材料定数を表-3-1.14に、鉄筋の材料定数を表-3-1.15に、静的非線形解析に用いるコンクリート及び鉄筋の応力-ひずみ関係を図-3-1.15及び図-3-1.16に示す。

表-3-1.14 コンクリートの材料定数

コンクリートの種類	圧縮強度 σ_c (N/mm ²)	引張強度 σ_t (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	線膨張係数 (1/°C)	単位体積重量 γ^{*3} (kN/m ³)
普通 コンクリート 既設部*1	17.7	1.56	2.05×10^4	1.0×10^{-5}	24.0
普通 コンクリート 増設部*2	20.6	1.72	2.15×10^4	1.0×10^{-5}	24.0
重量 コンクリート	20.6	1.72	3.33×10^4	1.0×10^{-5}	37.0
超重量 コンクリート	20.6	1.72	6.28×10^4	1.2×10^{-5}	57.0

*1 建設時

*2 改造時

*3 単位体積重量は鉄筋コンクリートとしての重量

表-3-1.15 鉄筋の材料定数

種類	降伏強度 Fy (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	線膨張係数 (1/°C)
SR24 (SR235 相当)	235	2.05×10^5	1.0×10^{-5}
SD30 (SD295A 相当)	295	2.05×10^5	1.0×10^{-5}

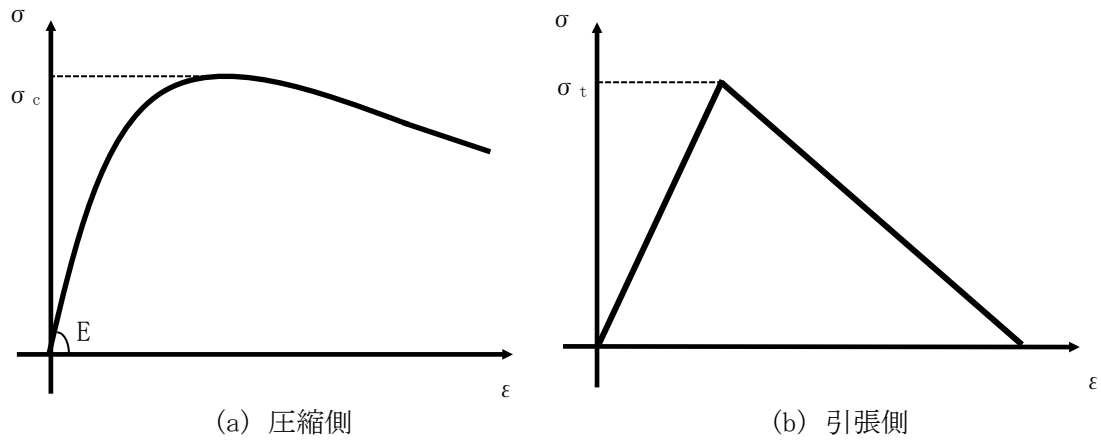


図-3-1.15 応力-ひずみ関係 (コンクリートの $\sigma - \epsilon$ 関係)

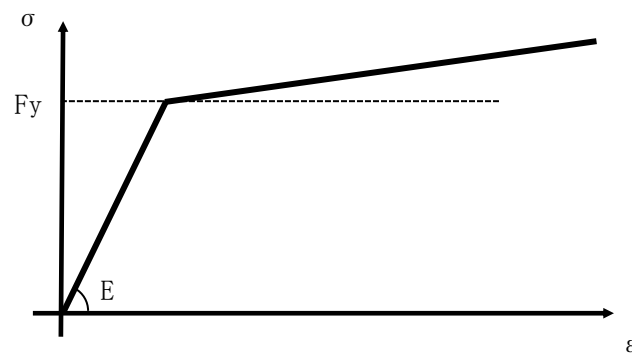


図-3-1.16 応力-ひずみ関係 (鉄筋の $\sigma - \epsilon$ 関係)

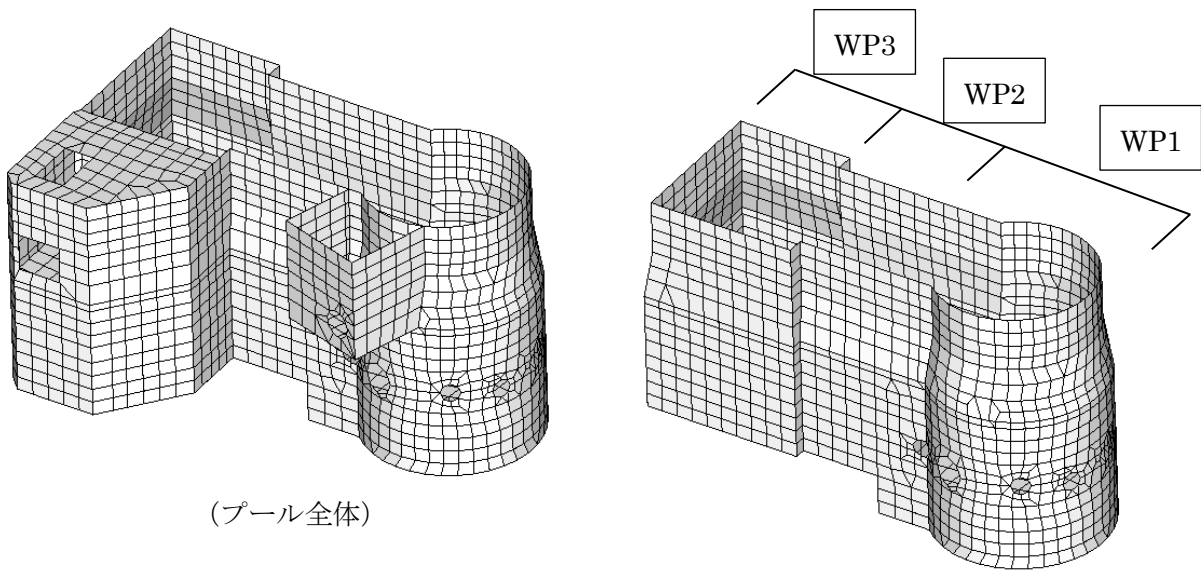
4.5 評価結果

(1) Sd 地震時の評価結果

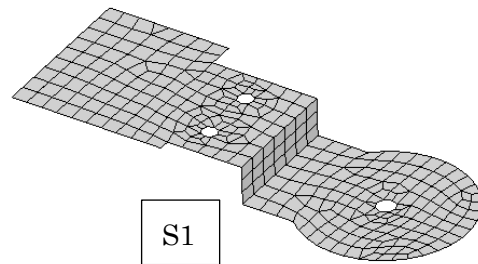
Sd 地震時における原子炉プール等の評価部位を図-3-1.17 に、応力度を評価した要素位置を図-3-1.18～図-3-1.22 に、Sd 地震時の評価結果を表-3-1.16～表-3-1.18 に示す。

なお、応力度を評価した要素位置は、検定比（部材に生じる応力度／評価基準値）が最大となる位置を示している。

Sd 地震時における原子炉プール等に生じる応力度が、評価基準値を超えないことを確認した。

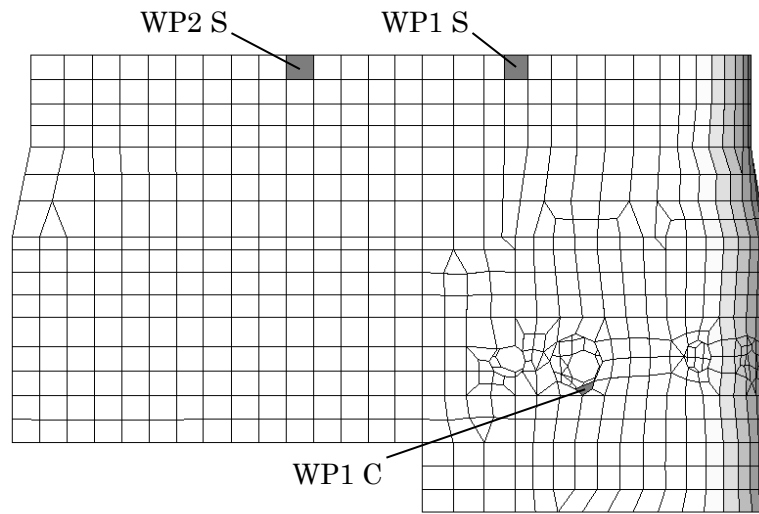


- (WP1 : 原子炉プール側壁)
- (WP2 : カナル側壁)
- (WP3 : 使用済燃料プール側壁)

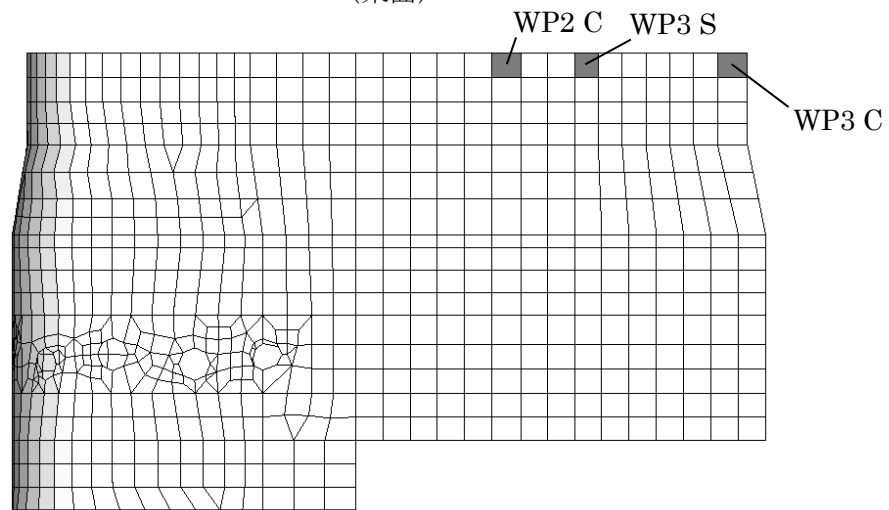


- (S1 : 原子炉プール等底版)

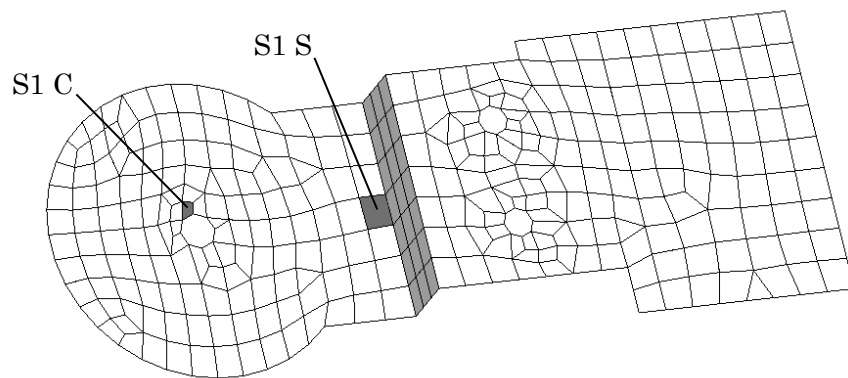
図-3-1.17 原子炉プール等の評価部位 (Sd 地震時)



(東面)

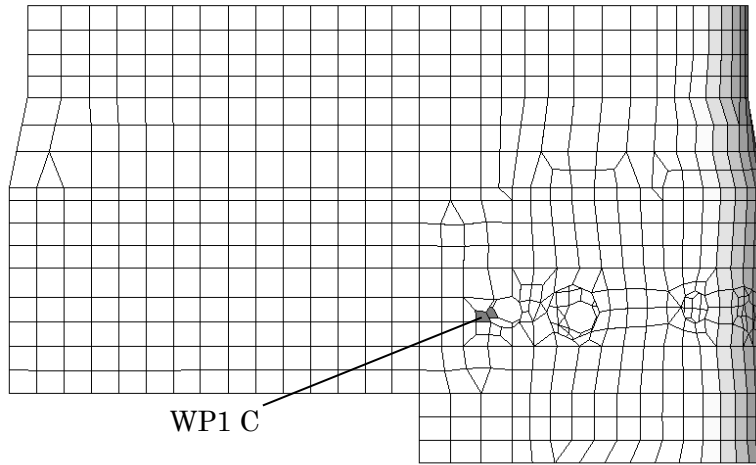


(西面)

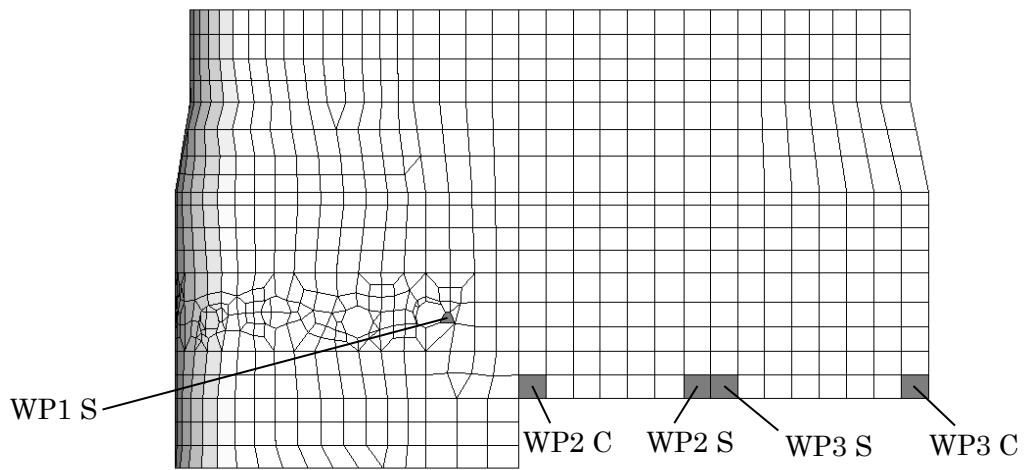


(底版)

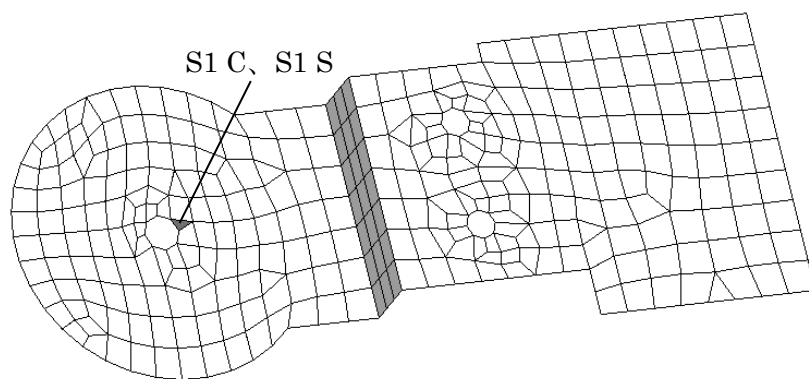
図-3-1.18 軸力及び曲げモーメントを評価した要素位置
 (側壁：横方向、底版：NS 方向) (C：コンクリート、S：鉄筋)



(東面)

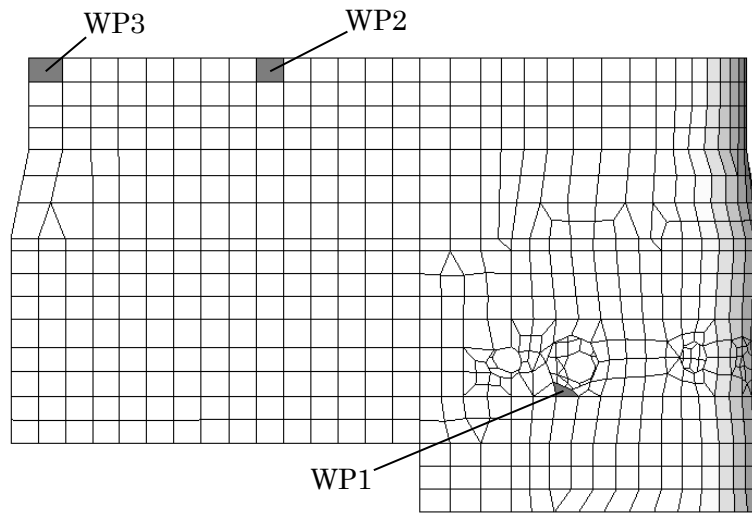


(西面)

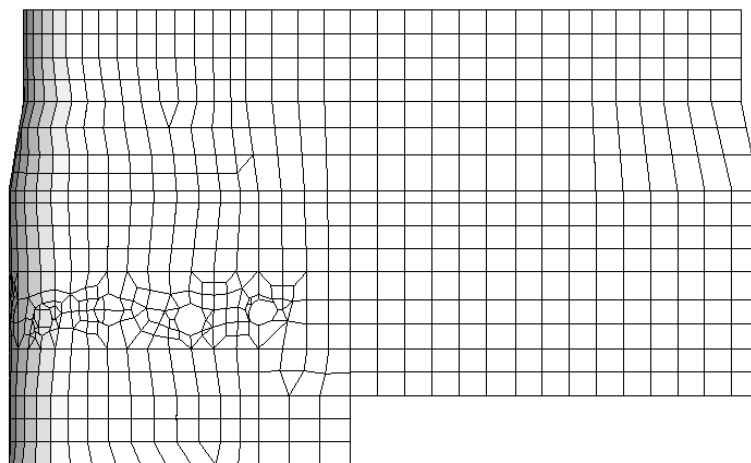


(底版)

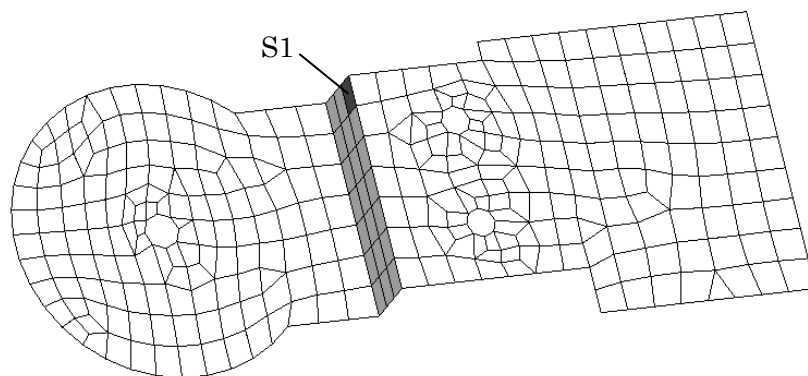
図-3-1.19 軸力及び曲げモーメントを評価した要素位置
 (側壁：縦方向、底版：EW 方向) (C：コンクリート、S：鉄筋)



(東面)

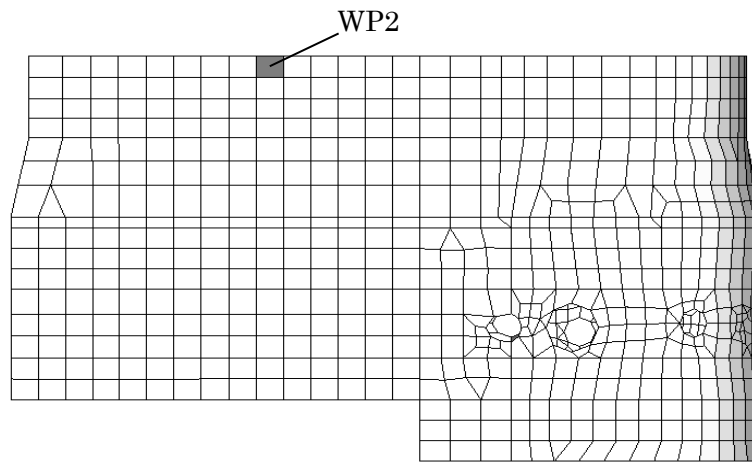


(西面)

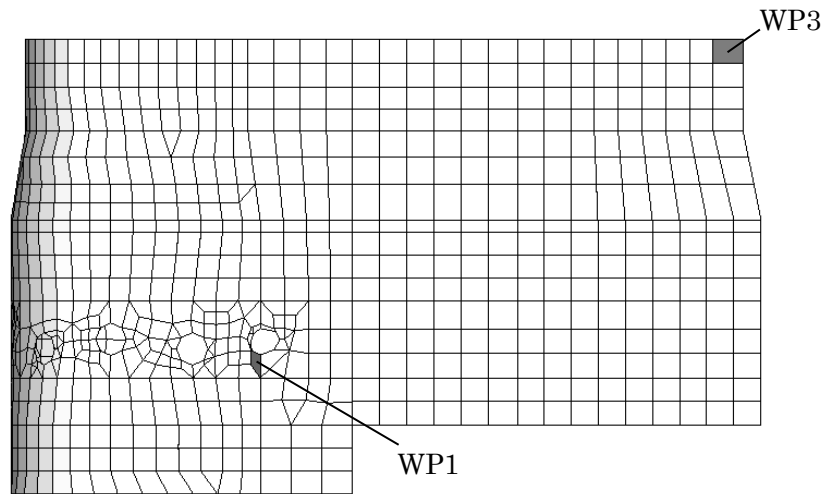


(底版)

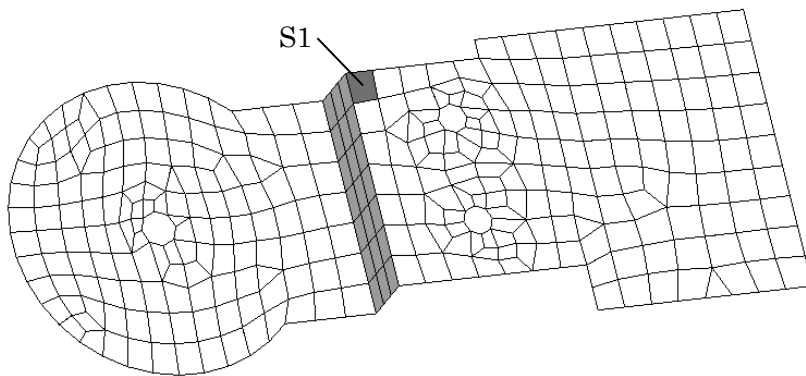
図-3-1.20 面内せん断力を評価した要素位置



(東面)

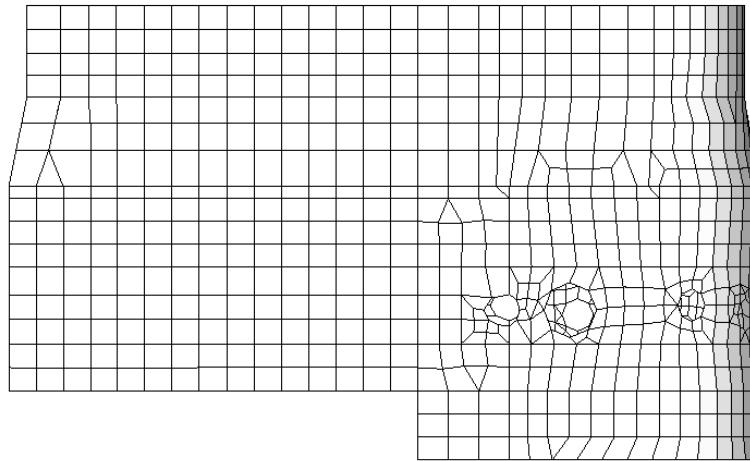


(西面)

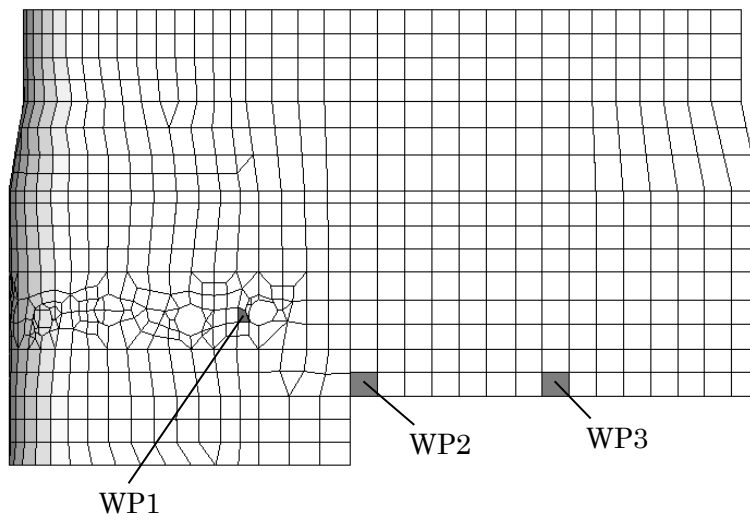


(底版)

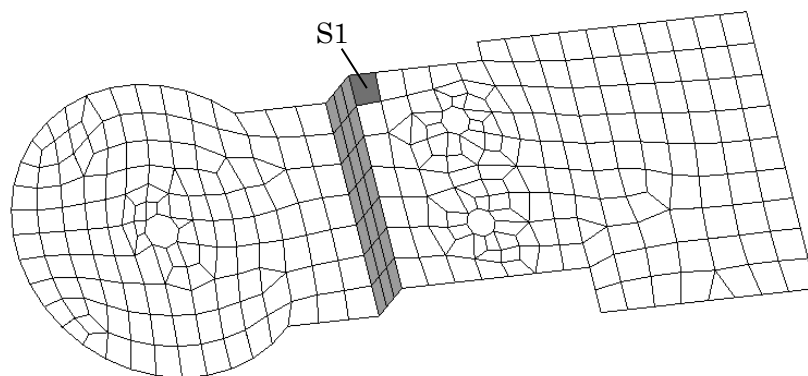
図-3-1.21 面外せん断力を評価した要素位置
(側壁：横方向、底版：NS 方向)



(東面)



(西面)



(底版)

図-3-1.22 面外せん断力を評価した要素位置
(側壁：縦方向、底版：EW 方向)

表-3-1.16 Sd地震時の評価結果（軸力及び曲げモーメントによる応力度）

部位		方向	コンクリート（圧縮）		鉄筋（引張）	
			最大応力度 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	最大応力度 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)
原子炉 プール 側壁	WP1	縦	6.2	13.7	227	295
		横	5.5	13.7	285	295
カナル 側壁	WP2	縦	4.4	13.7	216	295
		横	3.5	13.7	281	295
使用済燃料 プール 側壁	WP3	縦	2.9	13.7	183	295
		横	3.4	13.7	206	295
原子炉 プール等 底版	S1	NS	6.4	13.7	149	295
		EW	7.0	13.7	221	295

表-3-1.17 Sd地震時の評価結果（面内せん断応力度）

部位		方向	最大応力度 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)
原子炉プール 側壁	WP1	縦	65	295
		横		
カナル 側壁	WP2	縦	0.79*	1.03*
		横		
使用済燃料プール 側壁	WP3	縦	0.83*	1.03*
		横		
原子炉プール等 底版	S1	NS	0.65*	1.03*
		EW		

* WP2、WP3 及び S1 では、コンクリートのみの短期許容せん断応力度で最大面内せん断応力度を負担できることを確認した。

表-3-1.18 Sd 地震時の評価結果（面外せん断応力度）

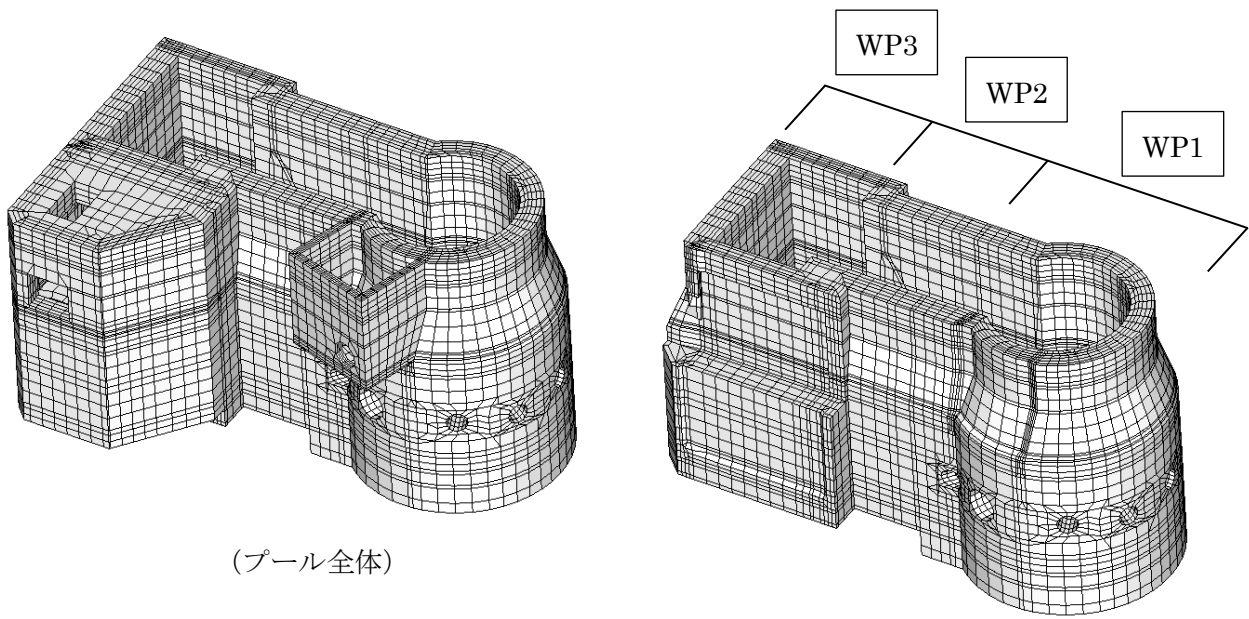
部位		方向	最大応力度 (N/mm ²)	評価基準値* (N/mm ²)
原子炉プール 側壁	WP1	縦	1.09	2.06
		横	0.74	2.06
カナル 側壁	WP2	縦	0.74	2.06
		横	0.49	1.99
使用済燃料プール 側壁	WP3	縦	0.55	2.06
		横	0.53	2.06
原子炉プール等 底版	S1	NS	0.70	2.06
		EW	0.71	2.06

* RC-N 規準に基づき、せん断スパン比による割増係数を算定し、評価基準値を設定している。

(2) S_s 地震時の評価結果

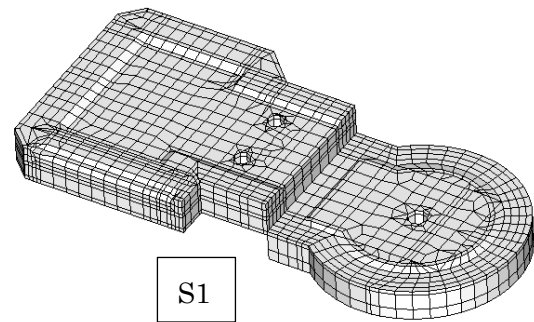
S_s 地震時における原子炉プール等の評価部位を図-3-1.23 に、コンクリートの最大圧縮ひずみ及び鉄筋の最大ひずみの発生要素位置を図-3-1.24～図-3-1.26 に、コンクリートの最大圧縮応力度の発生要素位置を図-3-1.27 に、最大面外せん断応力度の発生要素位置を図-3-1.28 及び図-3-1.29 に、S_s 地震時の評価結果を表-3-1.19～表-3-1.22 に示す。

S_s 地震時における原子炉プール等に生じるひずみ及び応力度が、評価基準値を超えないことを確認した。



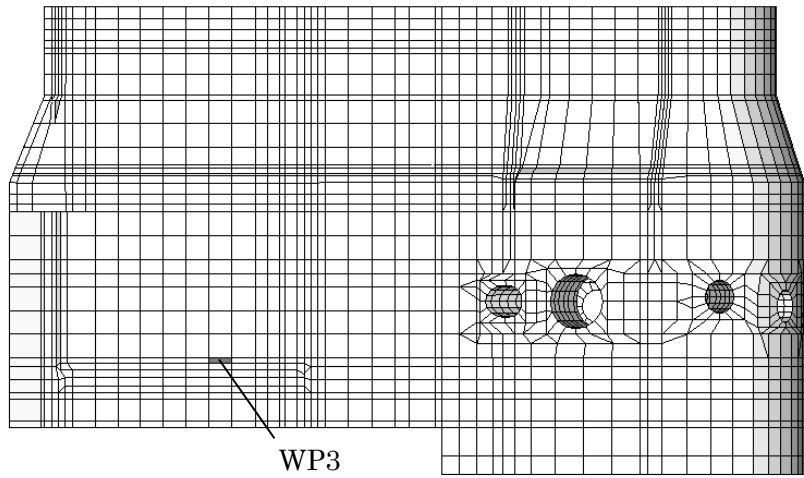
(プール全体)

- (WP1 : 原子炉プール側壁)
- (WP2 : カナル側壁)
- (WP3 : 使用済燃料プール側壁)

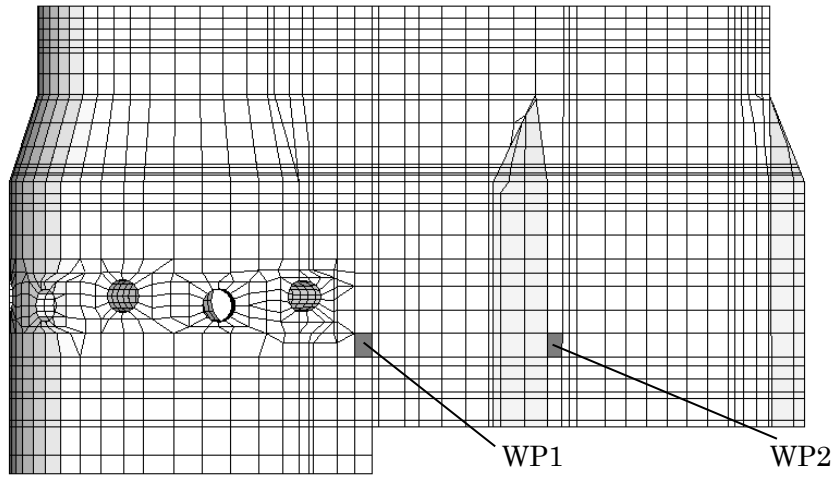


(S1 : 原子炉プール等底版)

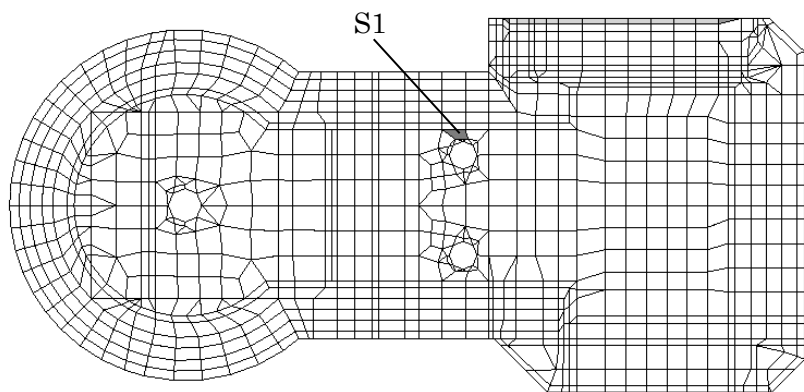
図-3-1.23 原子炉プール等の評価部位 (Ss 地震時)



(東面)

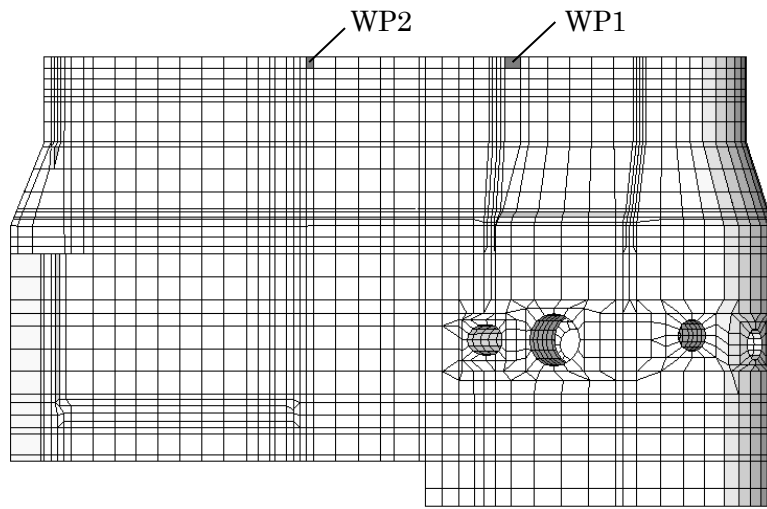


(西面)

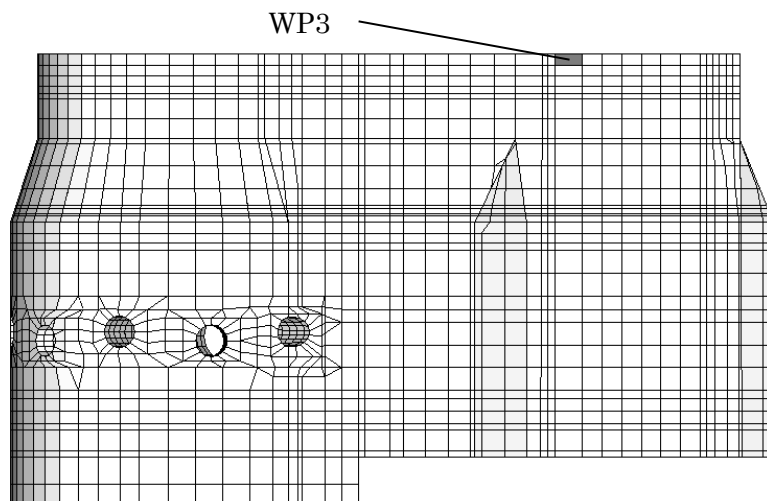


(底版)

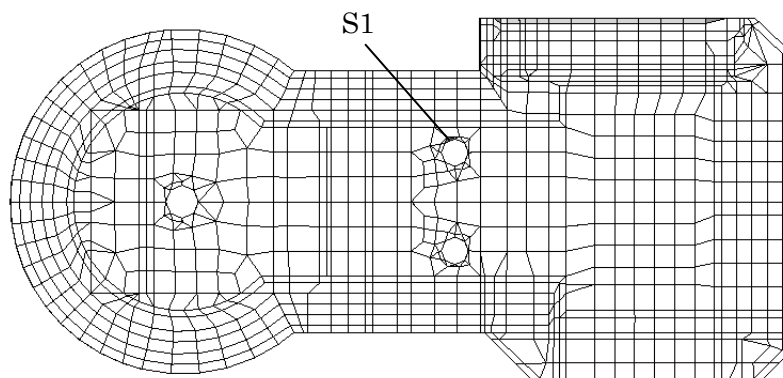
図-3-1.24 コンクリートの最大圧縮ひずみの発生要素位置



(東面)

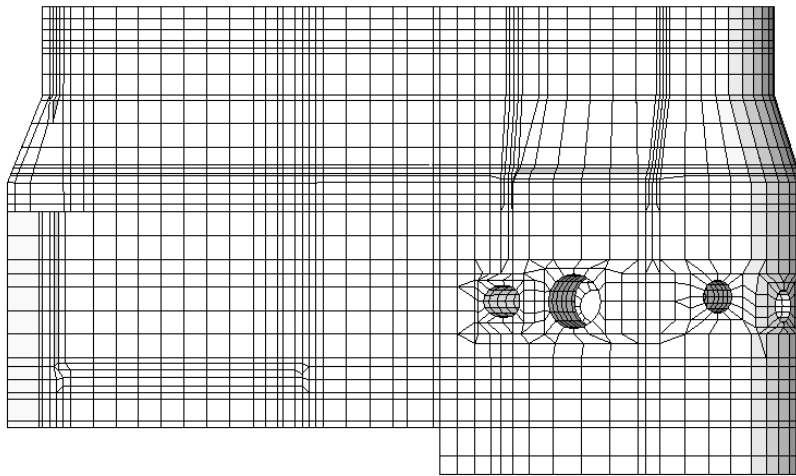


(西面)

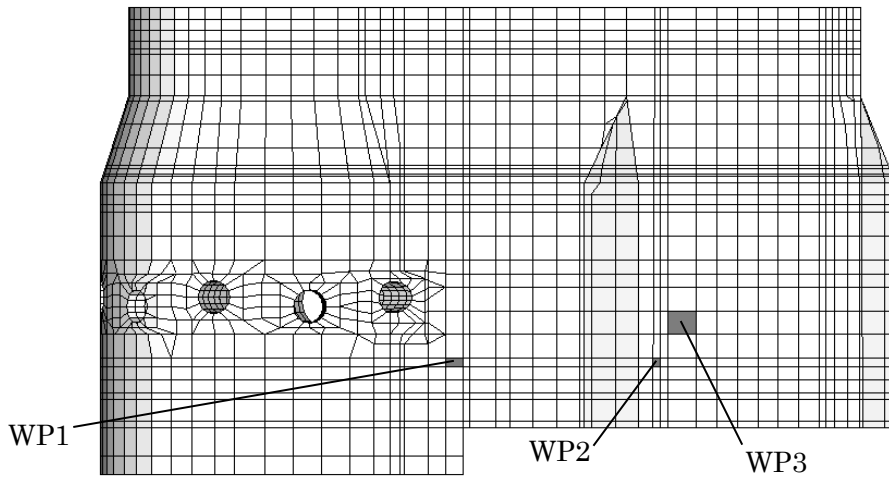


(底版)

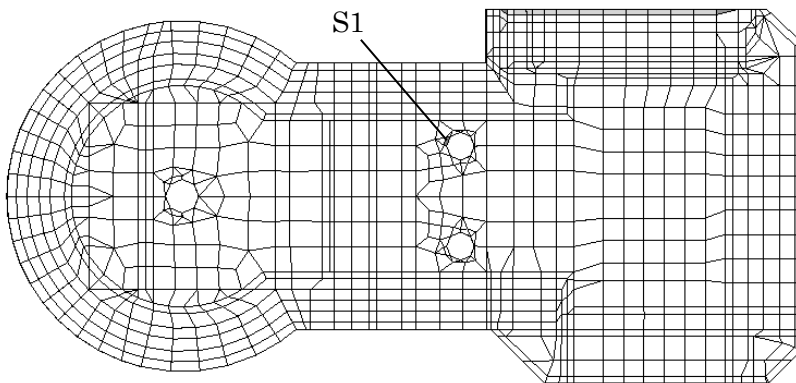
図-3-1.25 鉄筋の最大ひずみの発生要素位置
(側壁：横方向、底版：NS 方向)



(東面)

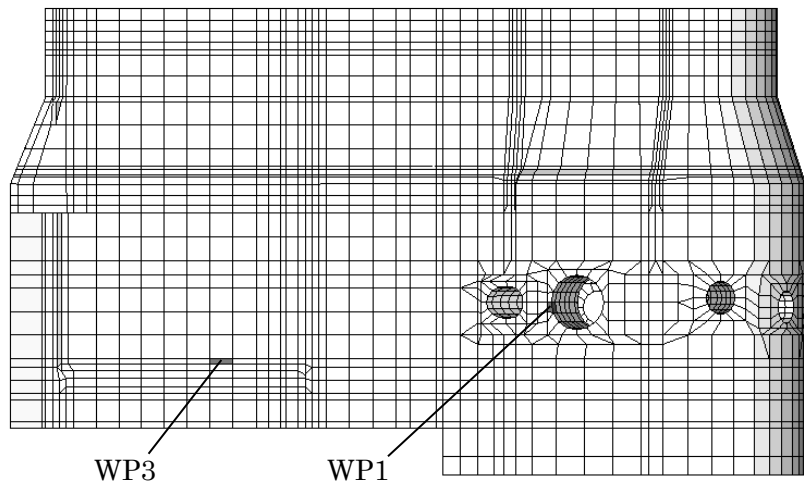


(西面)

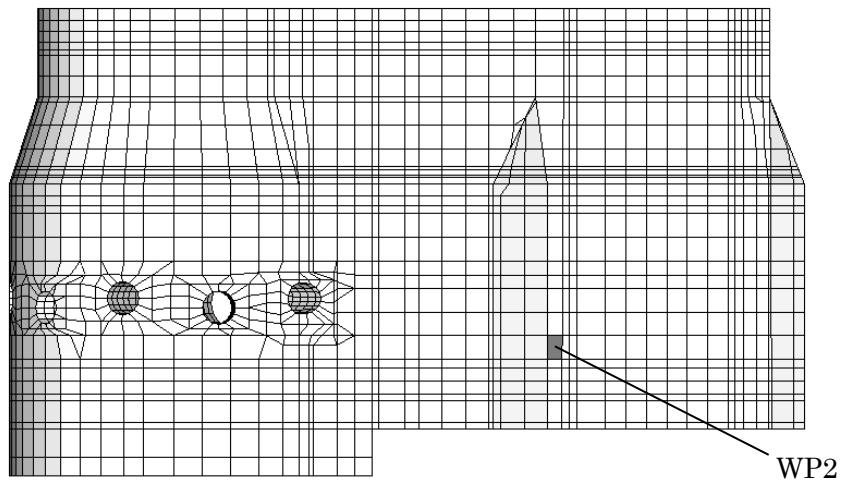


(底版)

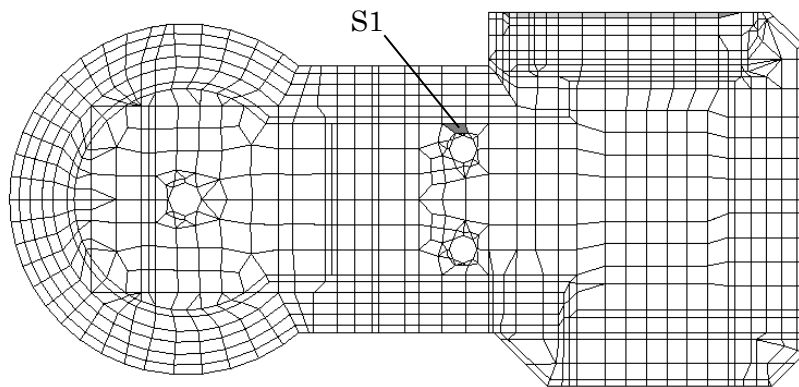
図-3-1.26 鉄筋の最大ひずみの発生要素位置
(側壁：縦方向、底版：EW 方向)



(東面)

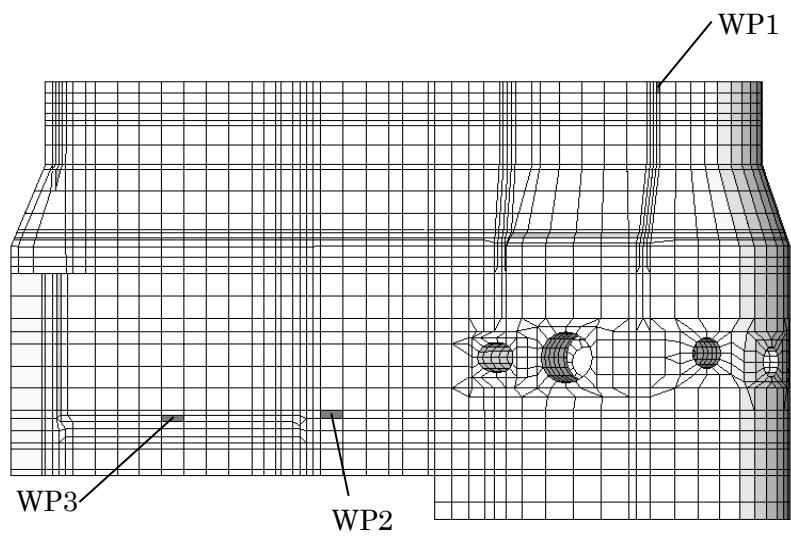


(西面)

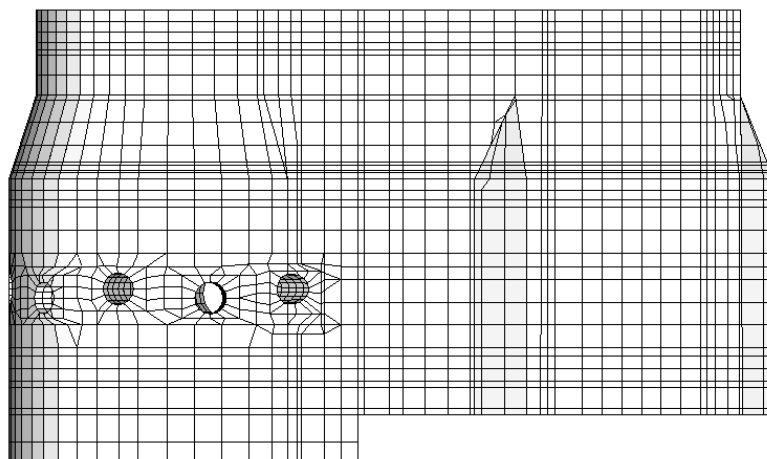


(底版)

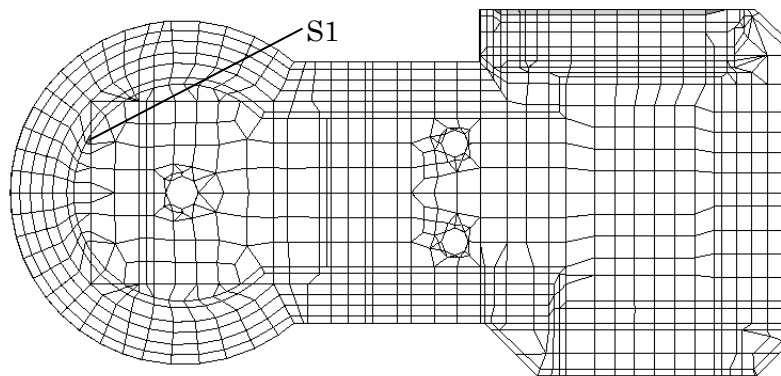
図-3-1.27 コンクリートの最大圧縮応力度の発生要素位置



(東面)

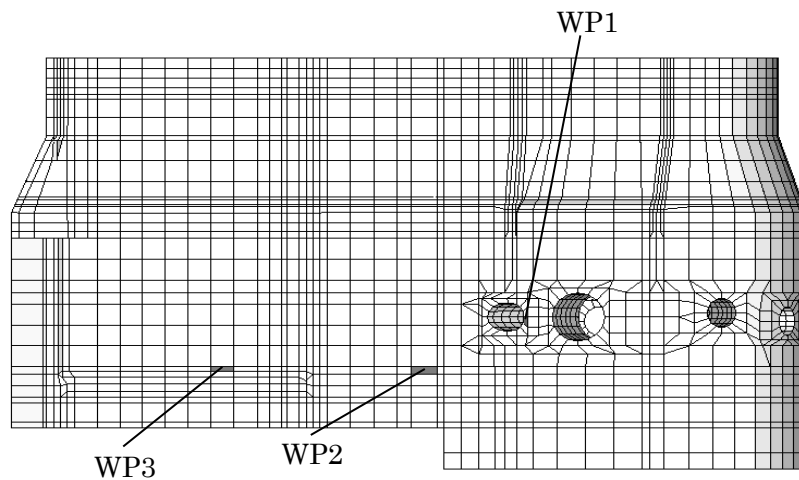


(西面)

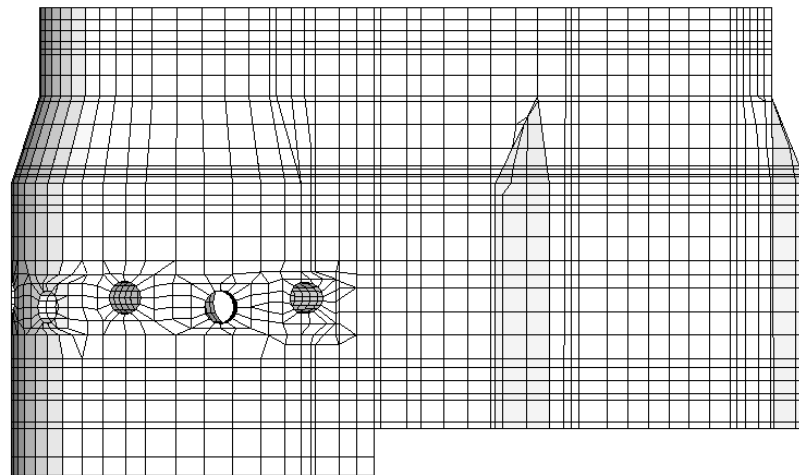


(底版)

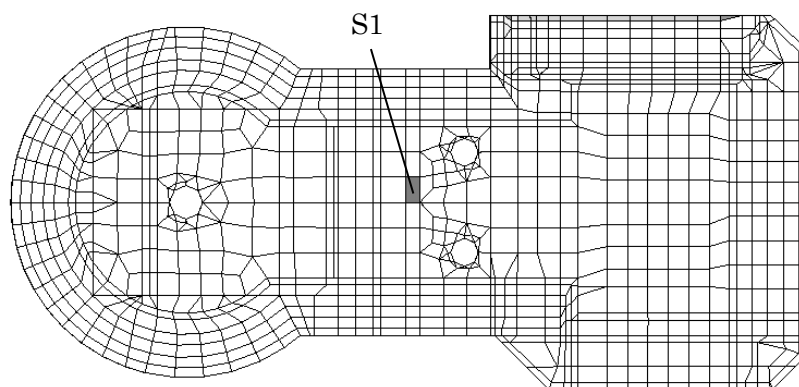
図-3-1.28 最大面外せん断応力度の発生要素位置
(側壁：横方向、底版：NS 方向)



(東面)



(西面)



(底版)

図-3-1.29 最大面外せん断応力度の発生要素位置
(側壁：縦方向、底版：EW 方向)

表-3-1.19 Ss 地震時の評価結果（コンクリート圧縮ひずみ）

部位		最大ひずみ ($\times 10^{-3}$)	評価基準値 ($\times 10^{-3}$)
原子炉プール 側壁	WP1	0.14	3.00
カナル 側壁	WP2	0.18	3.00
使用済燃料プール 側壁	WP3	0.16	3.00
原子炉プール等 底版	S1	0.16	3.00

表-3-1.20 Ss 地震時の評価結果（鉄筋ひずみ）

部位		方向	最大ひずみ ($\times 10^{-3}$)	評価基準値 ($\times 10^{-3}$)
原子炉プール 側壁	WP1	縦	0.14	5.00
		横	0.14	5.00
カナル 側壁	WP2	縦	0.21	5.00
		横	0.06	5.00
使用済燃料プール 側壁	WP3	縦	0.04	5.00
		横	0.05	5.00
原子炉プール等 底版	S1	NS	0.06	5.00
		EW	0.08	5.00

表-3-1.21 Ss 地震時の評価結果（コンクリート圧縮応力度）

部位		最大応力度 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)
原子炉プール 側壁	WP1	5.0	20.6
カナル 側壁	WP2	3.9	20.6
使用済燃料プール 側壁	WP3	3.3	20.6
原子炉プール等 底版	S1	3.3	20.6

表-3-1.22 Ss 地震時の評価結果（面外せん断応力度）

部位		方向	最大応力度 (N/mm ²)	評価基準値* (N/mm ²)
原子炉プール 側壁	WP1	縦	1.13	2.06
		横	0.59	2.06
カナル 側壁	WP2	縦	0.48	2.06
		横	0.62	2.06
使用済燃料プール 側壁	WP3	縦	0.35	2.06
		横	0.41	2.06
原子炉プール等 底版	S1	NS	0.30	2.06
		EW	0.88	2.06

* RC-N 規準に基づき、せん断スパン比による割増係数を算定し、評価基準値を設定している。

3 - 2. 原子炉本体の地震応答解析

目次

1. 一般事項	添 3-2- 1
1.1. 設計条件	添 3-2- 1
2. 地震応答解析モデル	添 3-2- 3
3. 解析データ及び解析方法	添 3-2- 5
3.1. 解析データ	添 3-2- 5
3.2. 解析方法	添 3-2- 5
3.3. スロッシングによる検討	添 3-2- 7
3.3.1. ハウスナーの理論	添 3-2- 7
3.3.2. 外部液体によるスロッシングの検討	添 3-2- 9
4. 解析結果	添 3-2-13
5. 加速度応答スペクトル	添 3-2-39
6. 参考文献	添 3-2-57

1. 一般事項

本報告書は、「添付書類 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、地震応答解析及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-3-2.1 に示す。

1.1. 設計条件

(1) 耐震クラス	S
(2) 据付場所及び床面高さ	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 ²) (※) <動的地震力> ・ Ss 最大応答加速度 N S 方向 7559.3(mm/s ²) (※) E W 方向 8291.8(mm/s ²) (※) 床応答スペクトル N S 方向 16495.5(mm/s ²) E W 方向 20812.7(mm/s ²) ・ Sd 最大応答加速度 N S 方向 4646.4(mm/s ²) (※) E W 方向 4561.7(mm/s ²) (※) 床応答スペクトル N S 方向 7926.6(mm/s ²) E W 方向 10354.4(mm/s ²)

※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

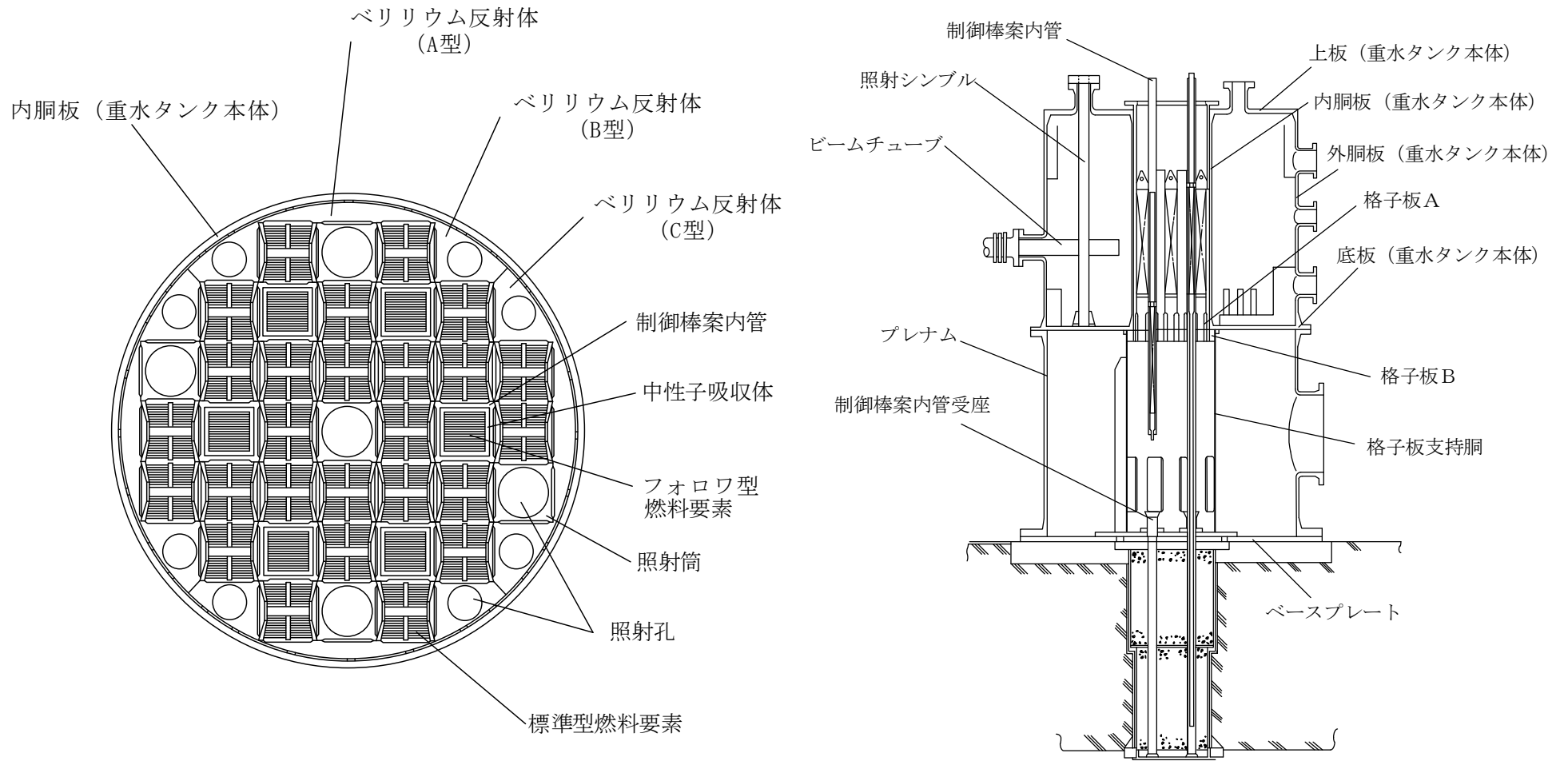


図-3-2.1 原子炉本体の構造

2. 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図-3-2.2 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、外胴板及びプレナム、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.

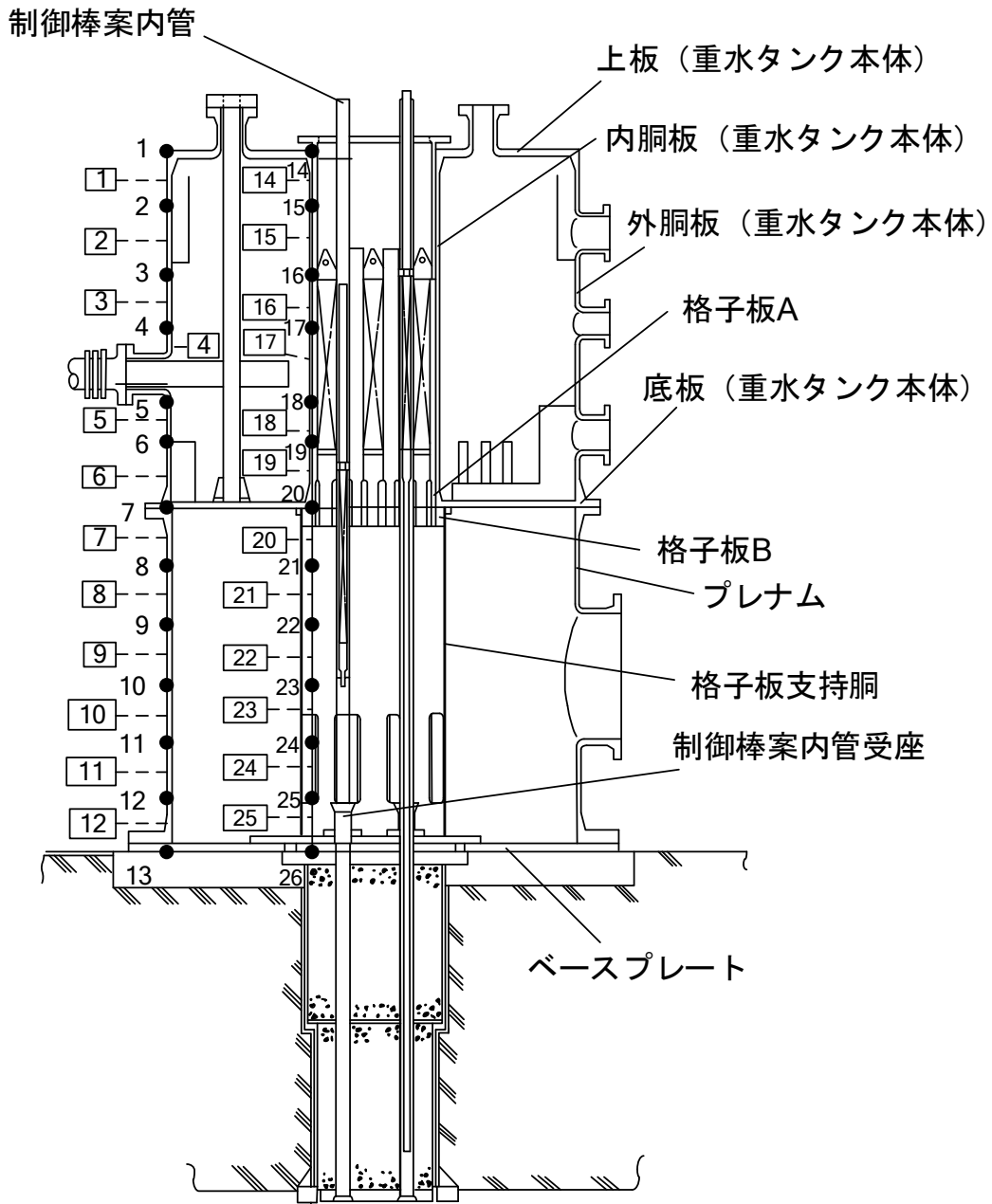


図-3-2.2 原子炉本体モデル

3. 解析データ及び解析方法

3.1. 解析データ

図-3-2.2 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-3-2.1 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

ハウズ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-3-2.1 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 (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-3-2.3(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-3-2.3(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。

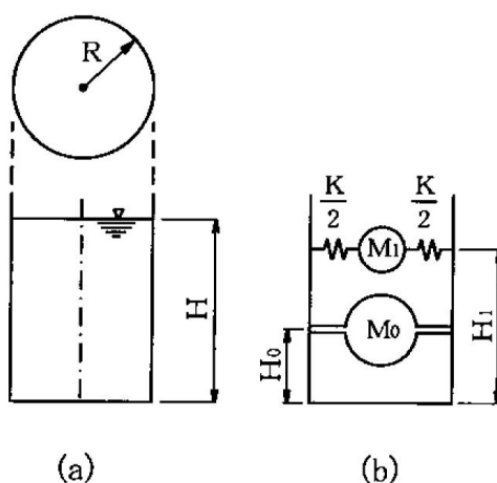


図-3-2.3 「ハウスナーの理論」による解析モデル概念図

図-3-2.4 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。図に示すとおり、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-3-2.2 に矩形プールの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。

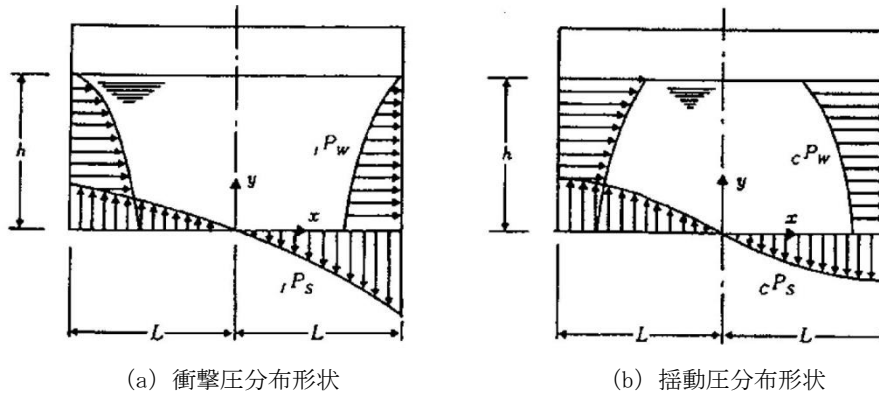


図-3-2.4 動水圧分布形状の概念図

表-3-2.2 矩形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	$cP_w = \rho L S_A(\omega_1) \frac{10 \cosh \left(\frac{\sqrt{5}y}{\sqrt{2}L} \right)}{12 \cosh \left(\frac{\sqrt{5}h}{\sqrt{2}L} \right)}$

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

ω_1 : 自由水の 1 次円振動数	rad/s
ρ : 液体の密度	ton/mm ³
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 ²
$S_A(\omega_1)$: $\ddot{X}(t)$ に対する ω_1 の床応答スペクトル	mm/s ²
g : 重力加速度	mm/s ²
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-3-2.5 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-3-2.2 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。

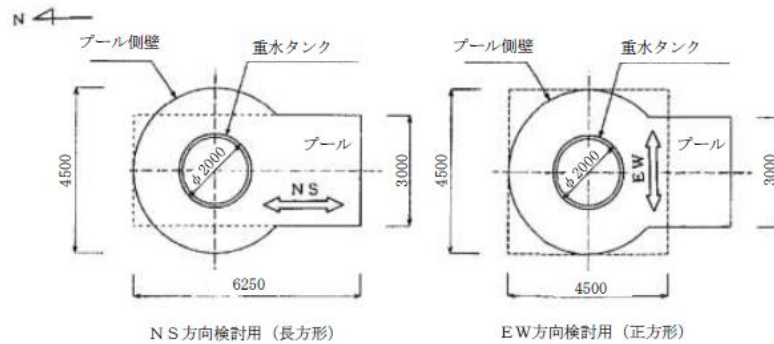


図-3-2.5 スロッシングの検討で用いたプール形状

なお、表-3-2.2 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(フロアー: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(フロアー: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(フロアー: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: $h=8.0 \times 10^3 \text{mm}$ 、プール幅 : $2L=6.25 \times 10^3 \text{mm}$

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

〈EW 方向〉

- ・液面高さ: $h=8.0 \times 10^3 \text{mm}$ 、プール幅 : $2L=4.5 \times 10^3 \text{mm}$

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

(2) スロッシング荷重

表-3-2.3, 表-3-2.4に、ハウスマ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-3-2.3 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-3-2.4 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-3-2.5に、第一次振動モードを図-3-2.6に示す。

表-3-2.5 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

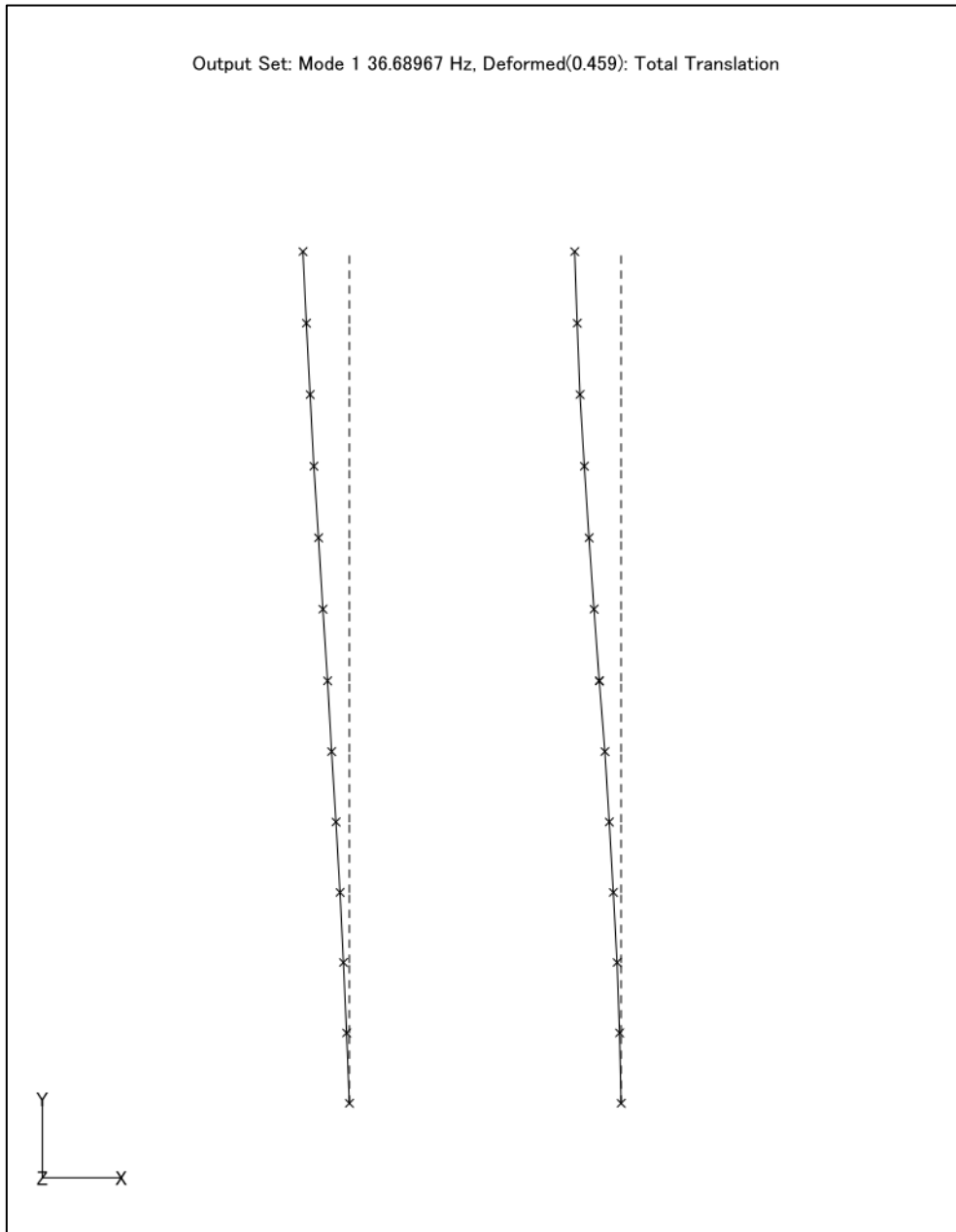
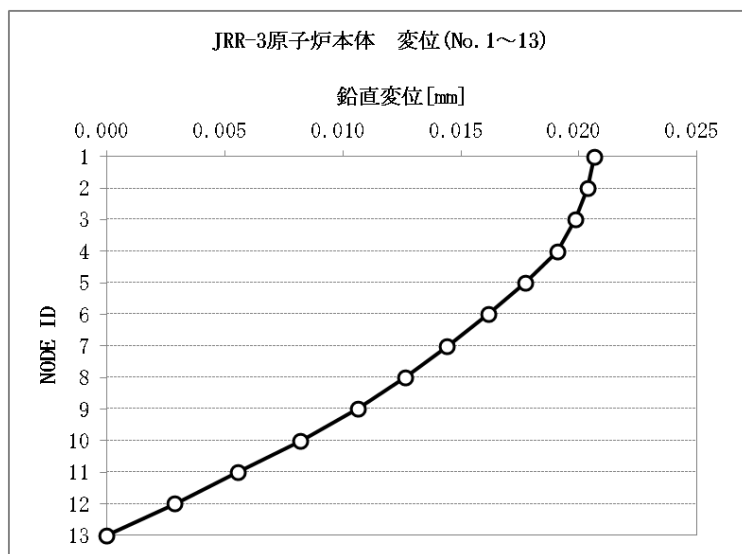


図-3-2.6 原子炉本体の第一次振動モード

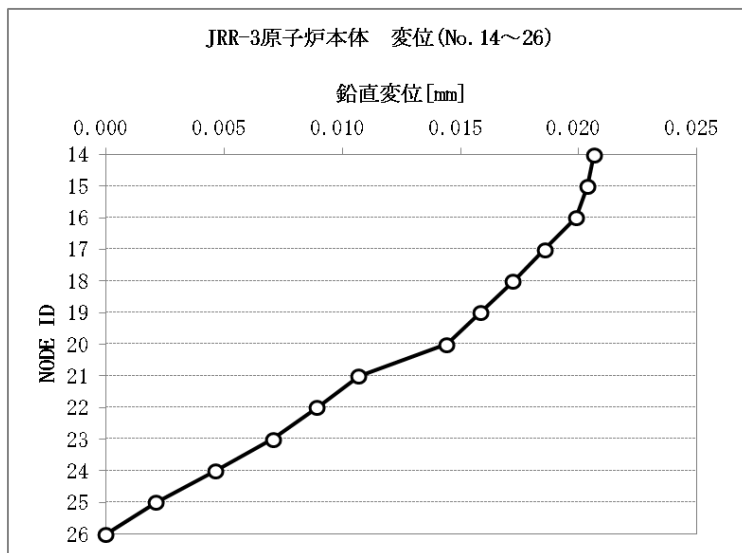
(2) 自重解析結果

自重解析結果による鉛直変位及び軸力を図-3-2.7～図-3-2.10に示す。



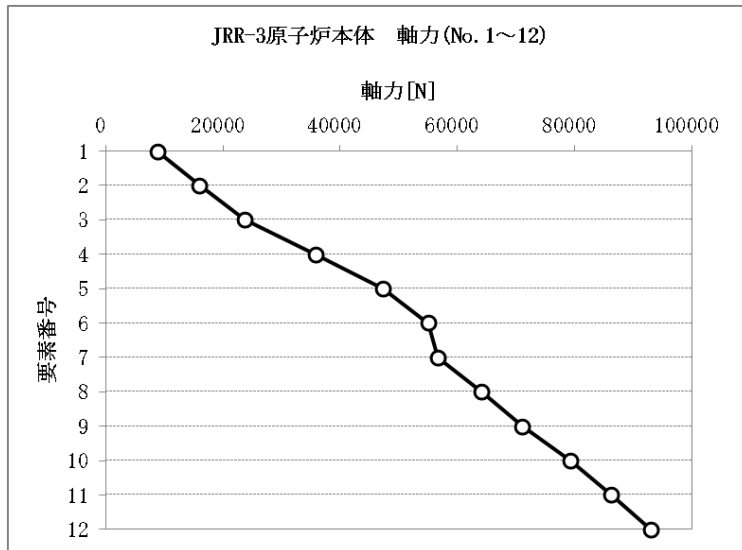
荷重：自重	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.021
2	0.020
3	0.020
4	0.019
5	0.018
6	0.016
7	0.014
8	0.013
9	0.011
10	0.008
11	0.006
12	0.003
13	0.000

図-3-2.7 重水タンク外胴・プレナムの鉛直方向変位量 (自重解析)



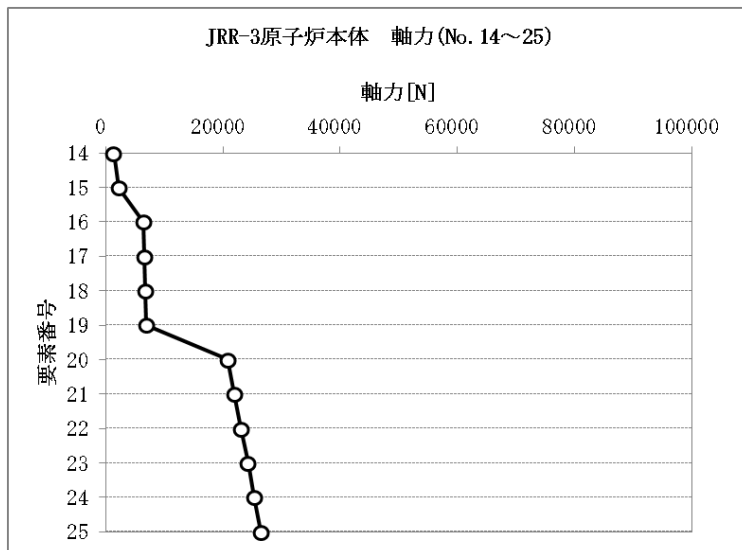
荷重：自重	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.021
15	0.020
16	0.020
17	0.019
18	0.017
19	0.016
20	0.014
21	0.011
22	0.009
23	0.007
24	0.005
25	0.002
26	0.000

図-3-2.8 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-3-2.9 重水タンク外胴・プレナムの軸力 (自重解析)

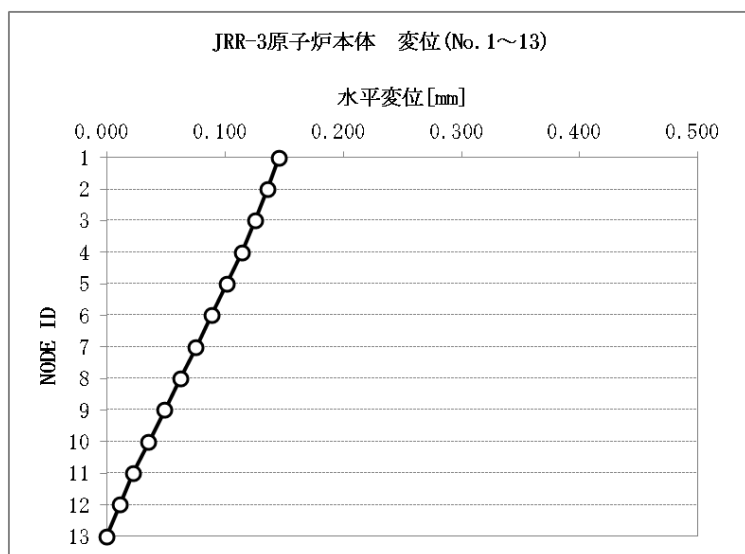


荷重：自重	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	軸力 [N]
14	1368.0
15	2221.0
16	6428.0
17	6595.0
18	6762.0
19	6929.0
20	20780.0
21	21910.0
22	23100.0
23	24290.0
24	25400.0
25	26530.0

図-3-2.10 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力 (自重解析)

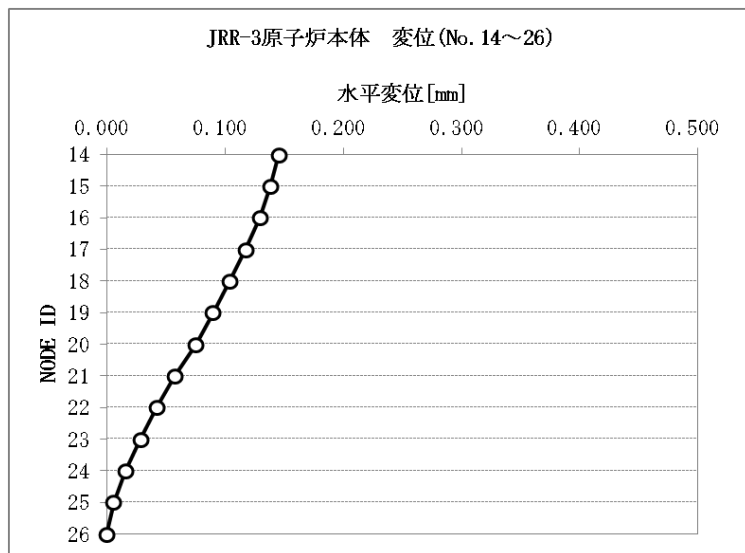
(3) 静的地震力解析

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、せん断力及び曲げモーメントを図-3-2.11～図-3-2.20に示す。



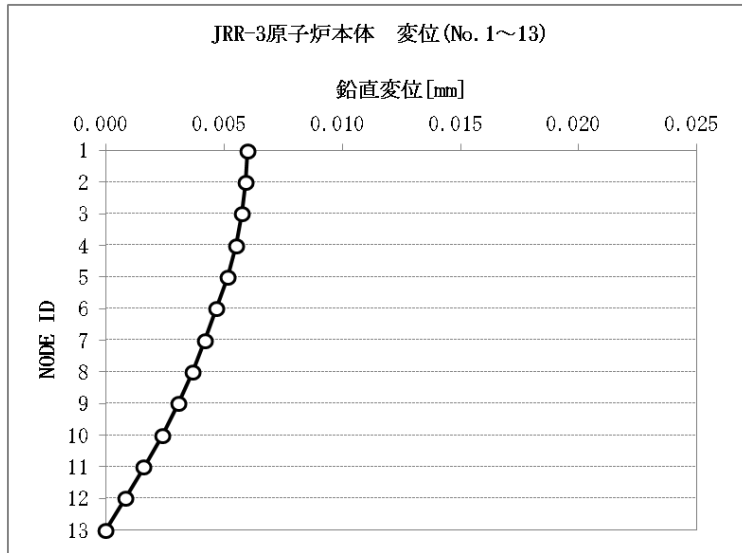
荷重：水平静的地震力	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.146
2	0.136
3	0.126
4	0.115
5	0.102
6	0.089
7	0.075
8	0.062
9	0.049
10	0.036
11	0.023
12	0.011
13	0.000

図-3-2.11 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)



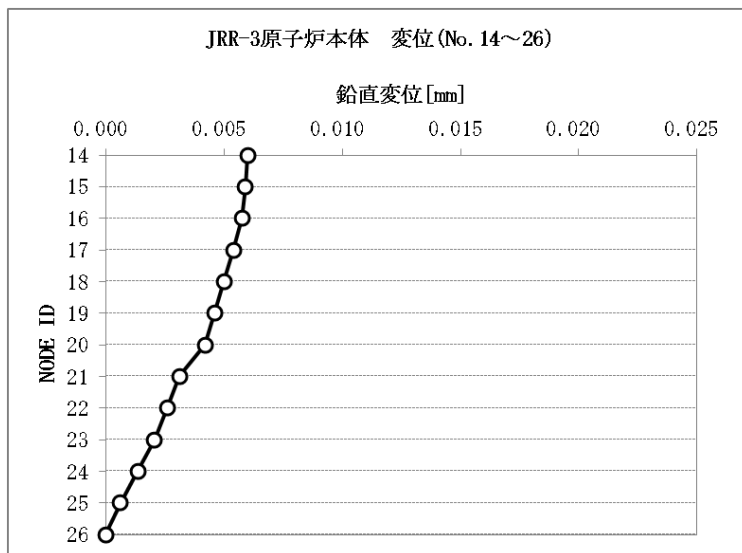
荷重：水平静的地震力	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.146
15	0.138
16	0.130
17	0.117
18	0.104
19	0.090
20	0.075
21	0.057
22	0.043
23	0.029
24	0.016
25	0.006
26	0.000

図-3-2.12 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)



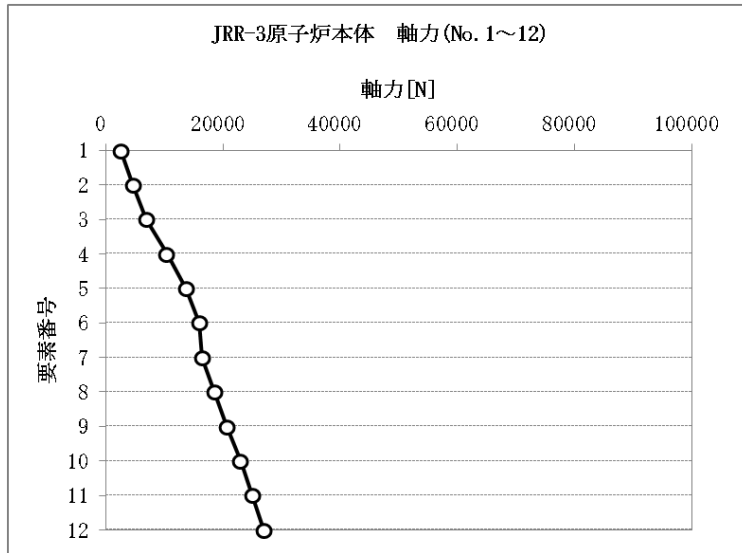
荷重：鉛直静的地震力	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.006
2	0.006
3	0.006
4	0.006
5	0.005
6	0.005
7	0.004
8	0.004
9	0.003
10	0.002
11	0.002
12	0.001
13	0.000

図-3-2.13 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)



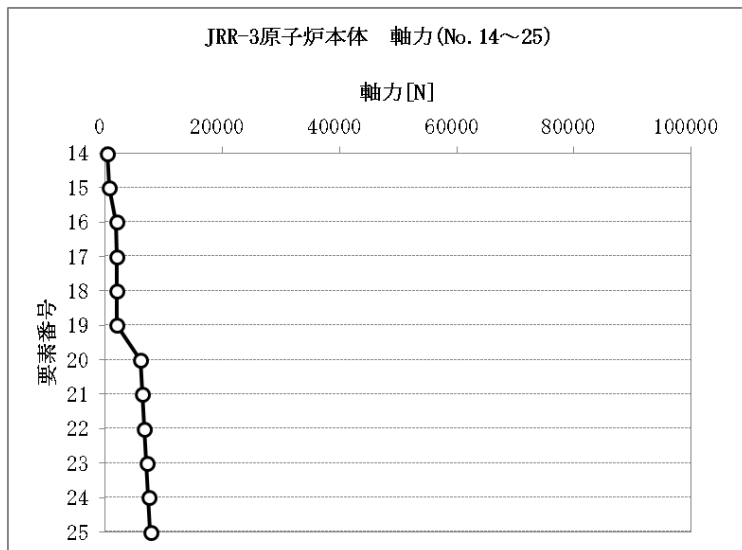
荷重：鉛直静的地震力	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.006
15	0.006
16	0.006
17	0.005
18	0.005
19	0.005
20	0.004
21	0.003
22	0.003
23	0.002
24	0.001
25	0.001
26	0.000

図-3-2.14 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)



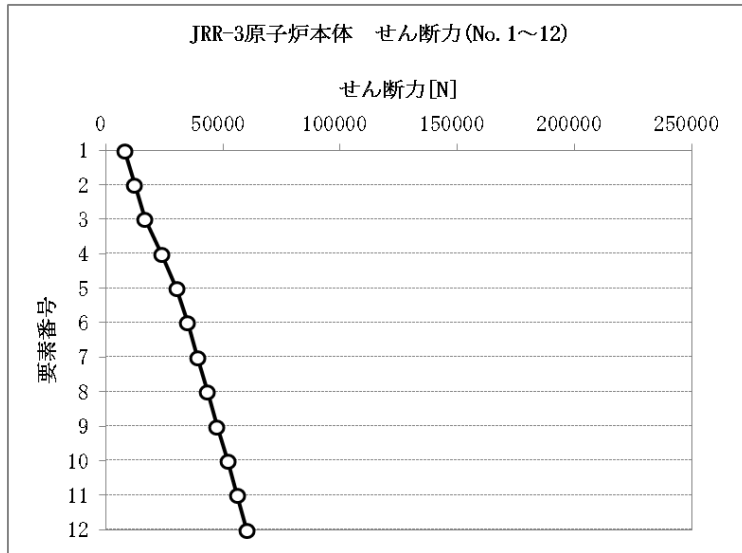
荷重：鉛直静的地震力	
要素	軸力 [N]
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
1	2558.0
2	4651.0
3	6892.0
4	10410.0
5	13720.0
6	15970.0
7	16430.0
8	18580.0
9	20630.0
10	23020.0
11	25020.0
12	26990.0

図-3-2.15 重水タンク外胴・プレナムの軸力(静的地震力解析)



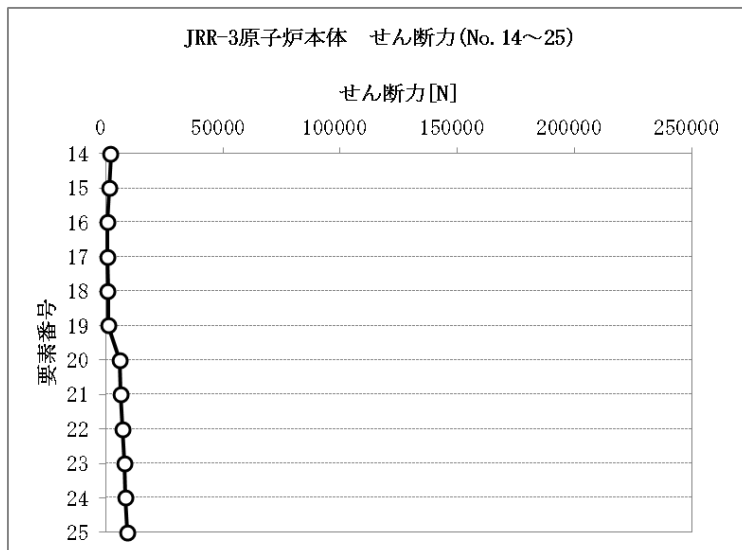
荷重：鉛直静的地震力	
要素	軸力 [N]
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
14	396.8
15	644.2
16	1864.0
17	1913.0
18	1961.0
19	2009.0
20	6028.0
21	6355.0
22	6699.0
23	7043.0
24	7367.0
25	7694.0

図-3-2.16 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力(静的地震力解析)



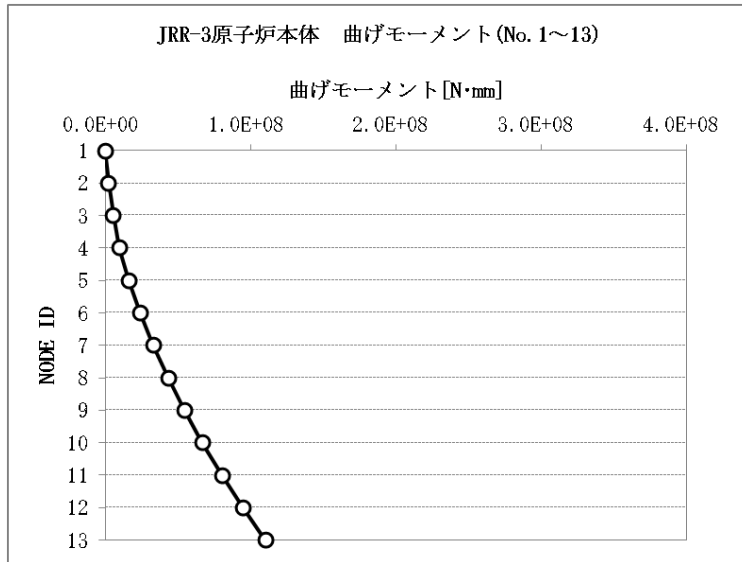
荷重：水平静的地震力	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	8045.0
2	12230.0
3	16710.0
4	23750.0
5	30360.0
6	34860.0
7	39020.0
8	43330.0
9	47440.0
10	52200.0
11	56200.0
12	60140.0

図-3-2.17 重水タンク外胴・プレナムのせん断力(静的地震力解析)



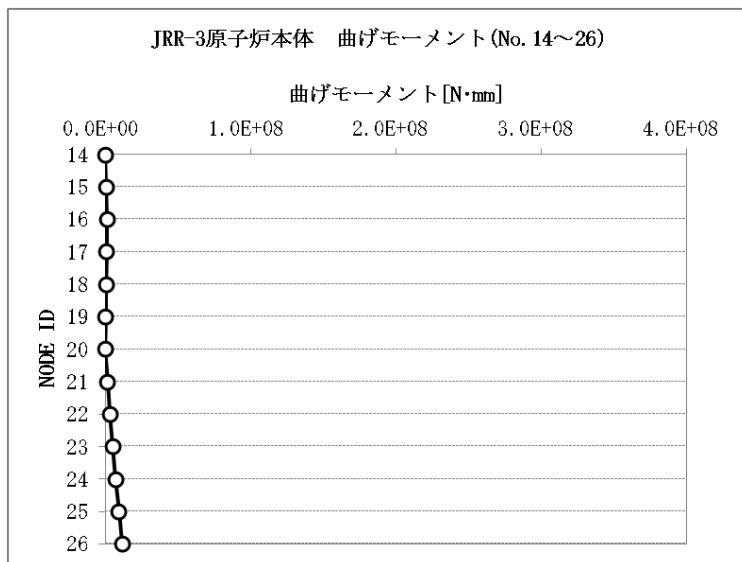
荷重：水平静的地震力	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	2135.0
15	1640.0
16	799.9
17	896.6
18	993.3
19	1090.0
20	5888.0
21	6542.0
22	7230.0
23	7918.0
24	8567.0
25	9221.0

図-3-2.18 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	重水タンク外胴
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント [N·mm]
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-3-2.19 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)

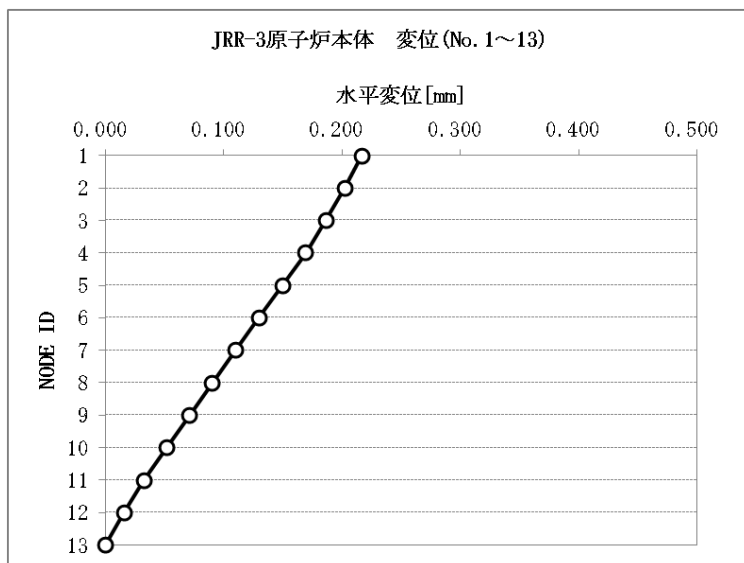


荷重：水平静的地震力	
14~20	重水タンク内胴
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント [N·mm]
14	0
15	5636000
16	9950000
17	7846000
18	5479000
19	2867000
20	0
21	15310000
22	32250000
23	50980000
24	71490000
25	93670000
26	117600000

図-3-2.20 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)

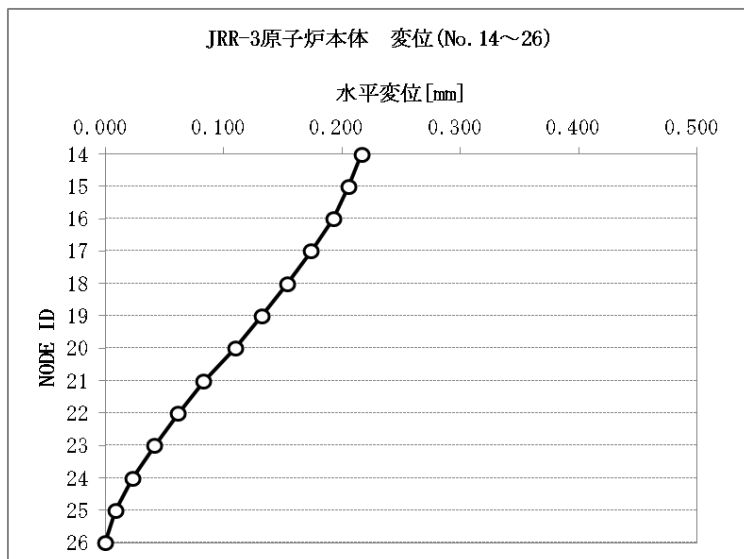
(4) Ss 地震応答解析結果

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、曲げモーメント及び応答加速度を図-3-2.21～図-3-2.32 に示す。なお、NS 及び EW のうち大きいほうの値を記載する。



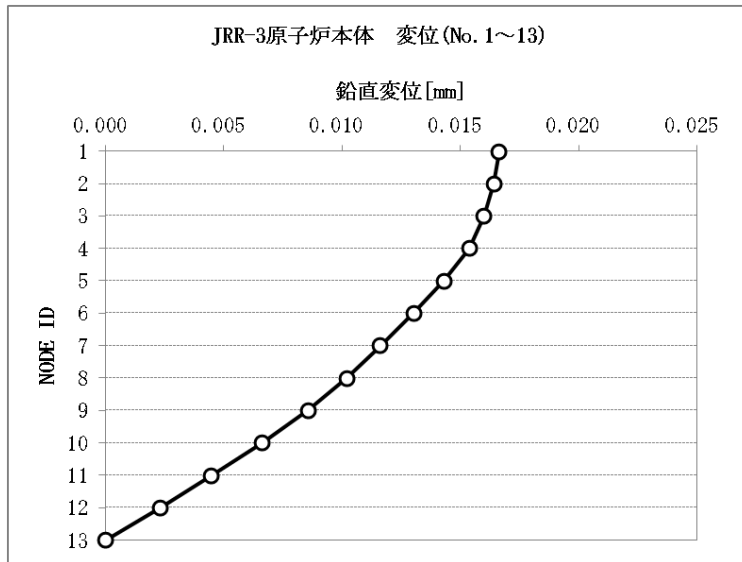
荷重：Ss 地震動	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.217
2	0.202
3	0.186
4	0.169
5	0.150
6	0.130
7	0.110
8	0.090
9	0.071
10	0.051
11	0.033
12	0.016
13	0.000

図-3-2.21 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)



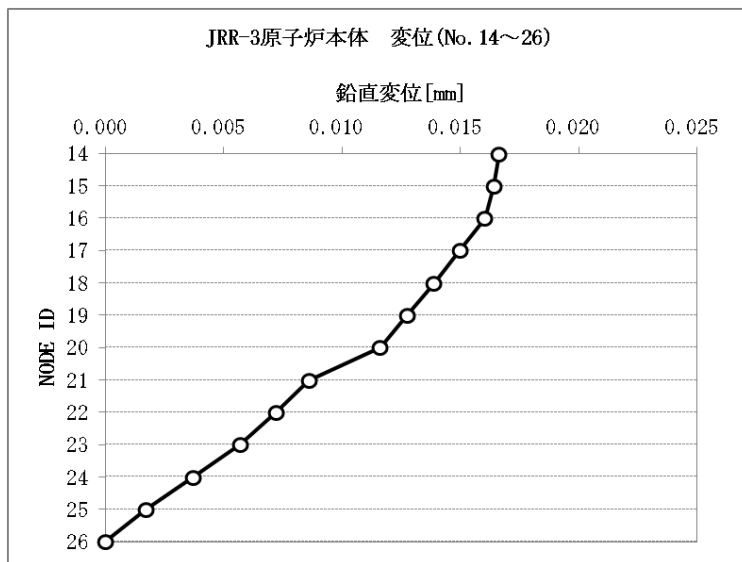
荷重：Ss 地震動	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.217
15	0.206
16	0.193
17	0.174
18	0.154
19	0.132
20	0.110
21	0.083
22	0.062
23	0.042
24	0.023
25	0.008
26	0.000

図-3-2.22 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)



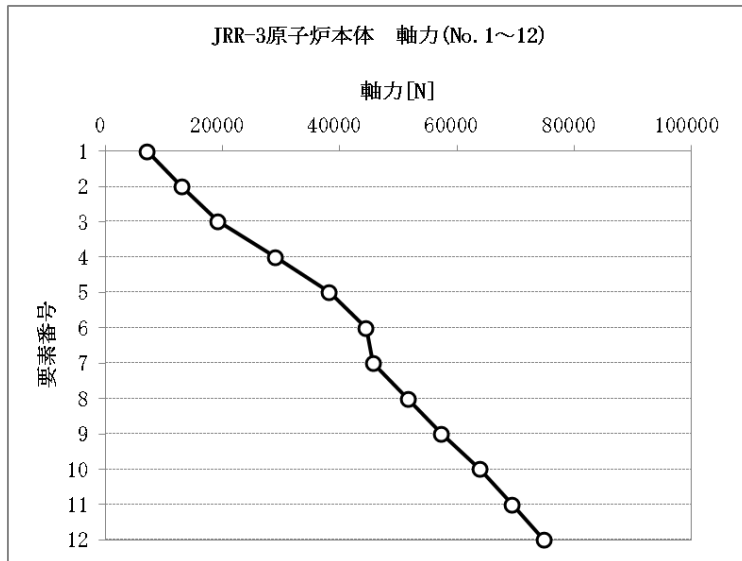
荷重：Ss 地震動	
1～7	重水タンク外
7～13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.017
2	0.016
3	0.016
4	0.015
5	0.014
6	0.013
7	0.012
8	0.010
9	0.009
10	0.007
11	0.004
12	0.002
13	0.000

図-3-2.23 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)



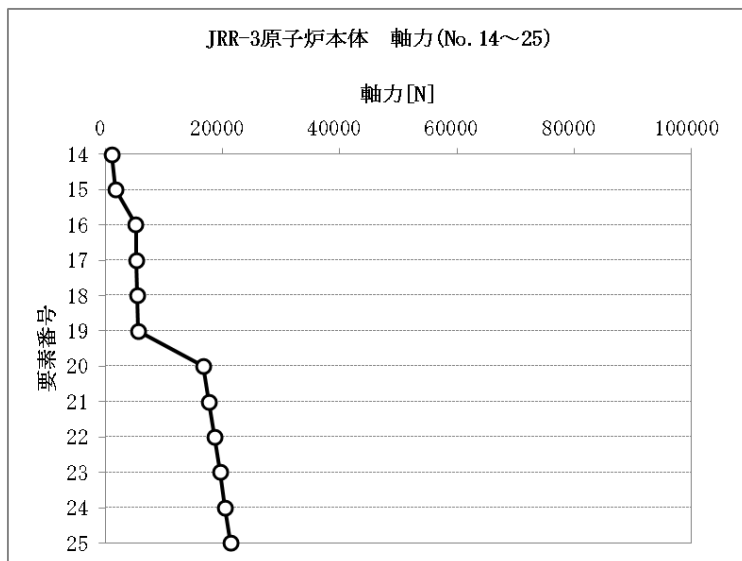
荷重：Ss 地震動	
14～20	重水タンク内
20～26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.017
15	0.016
16	0.016
17	0.015
18	0.014
19	0.013
20	0.012
21	0.009
22	0.007
23	0.006
24	0.004
25	0.002
26	0.000

図-3-2.24 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)



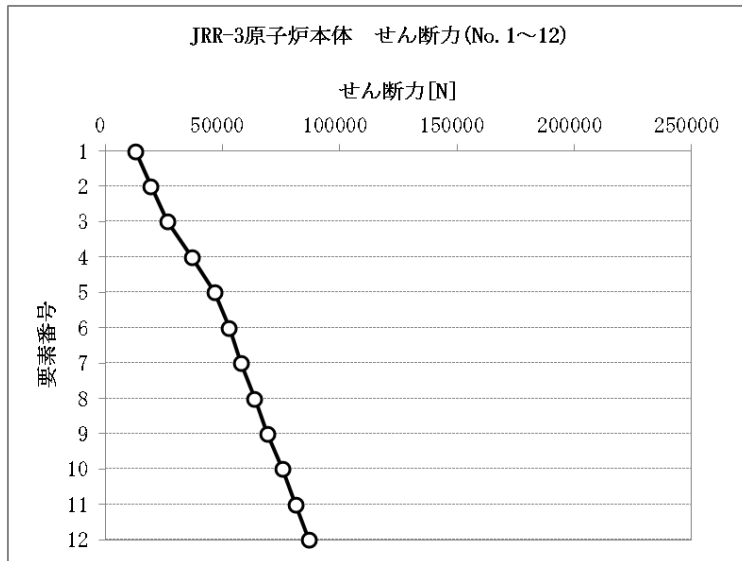
荷重：Ss 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	軸力 [N]
1	7132.0
2	12960.0
3	19200.0
4	29000.0
5	38190.0
6	44440.0
7	45700.0
8	51660.0
9	57330.0
10	63910.0
11	69420.0
12	74840.0

図-3-2.25 重水タンク外胴・プレナムの軸力 (Ss 地震応答解析)



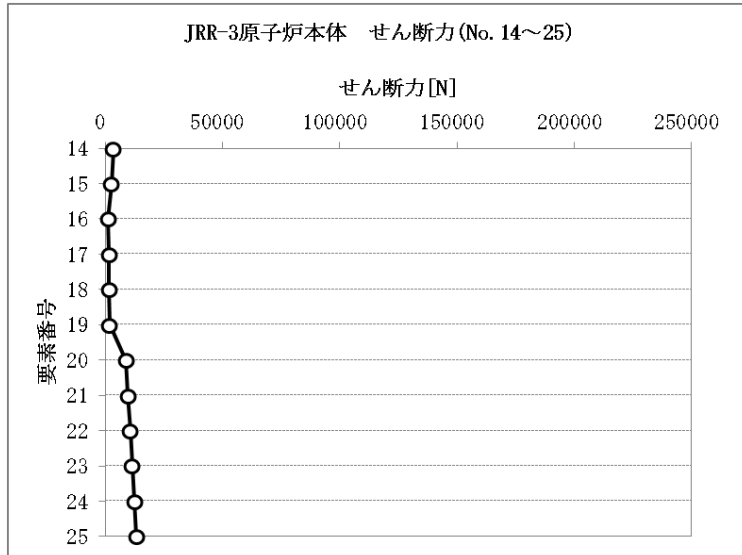
荷重：Ss 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	軸力 [N]
14	1102.0
15	1791.0
16	5193.0
17	5328.0
18	5462.0
19	5596.0
20	16750.0
21	17660.0
22	18610.0
23	19550.0
24	20450.0
25	21350.0

図-3-2.26 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力 (Ss 地震応答解析)



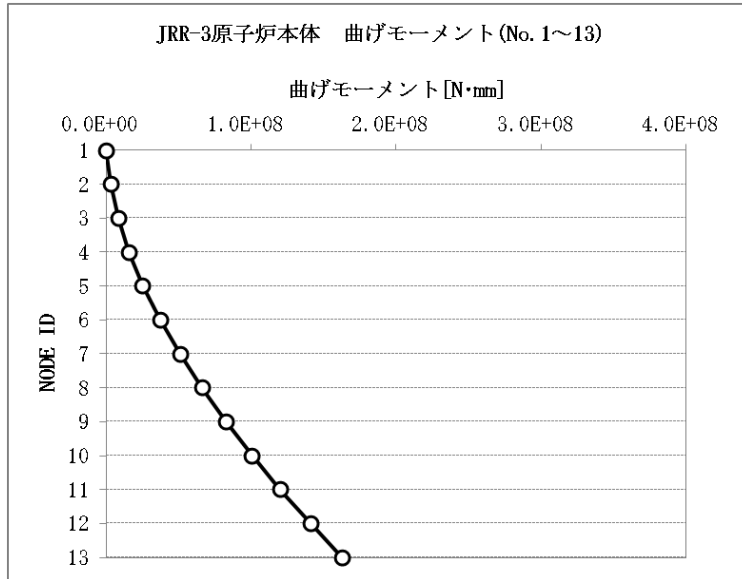
荷重：Ss 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	12880.0
2	19490.0
3	26390.0
4	36940.0
5	46530.0
6	52830.0
7	57930.0
8	63660.0
9	68990.0
10	75470.0
11	81160.0
12	86750.0

図-3-2.27 重水タンク外胴・プレナムのせん断力 (Ss 地震応答解析)



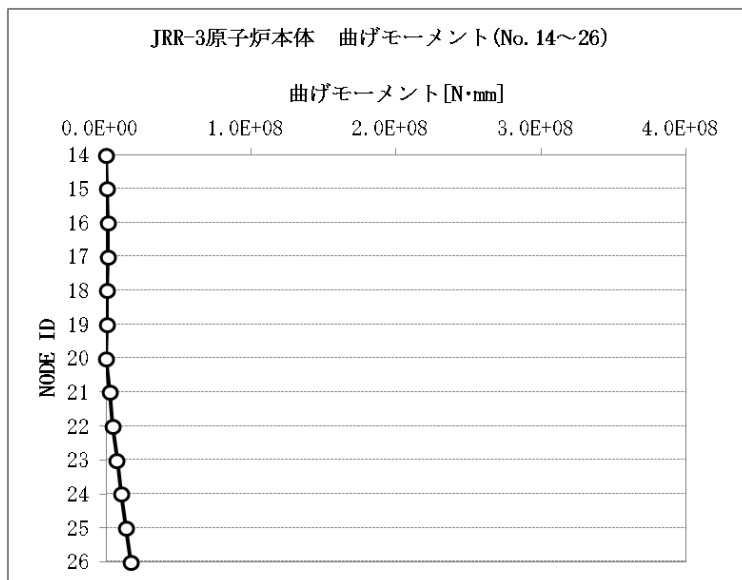
荷重：Ss 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	3328.0
15	2544.0
16	1255.0
17	1401.0
18	1543.0
19	1680.0
20	8811.0
21	9673.0
22	10550.0
23	11450.0
24	12370.0
25	13300.0

図-3-2.28 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)



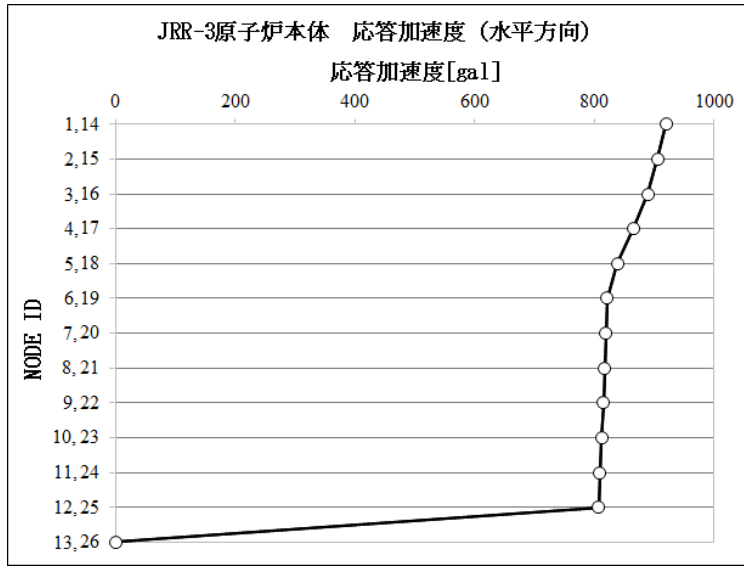
荷重 : Ss 地震動	
1~7	重水タンク外胴
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント [N·mm]
1	0
2	3400000
3	8527000
4	15470000
5	25220000
6	37460000
7	51350000
8	66390000
9	82830000
10	100700000
11	120100000
12	140800000
13	162700000

図-3-2.29 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)



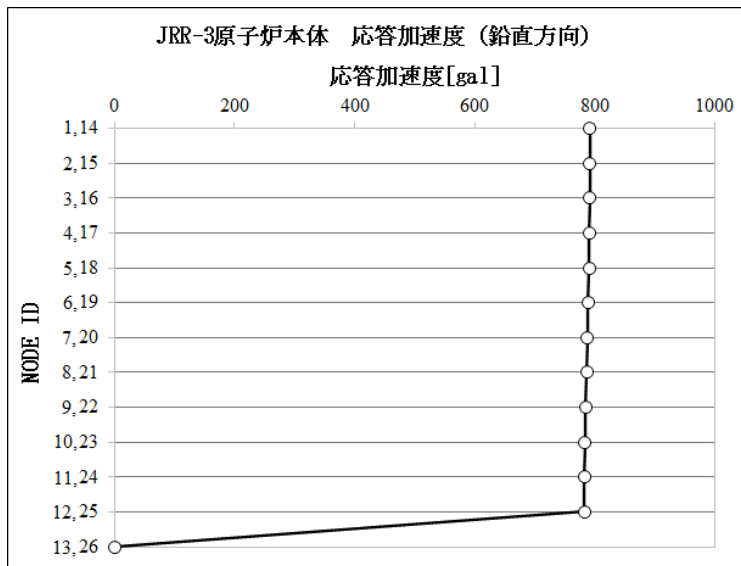
荷重 : Ss 地震動	
14~20	重水タンク内胴
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント [N·mm]
14	0
15	8786000
16	15480000
17	12180000
18	8477000
19	4419000
20	0
21	22910000
22	47960000
23	75290000
24	104800000
25	136400000
26	170000000

図-3-2.30 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)



荷重 : Ss 地震動		
質点		応答加速度 (水平方向) [gal]
1	14	919.27
2	15	905.53
3	16	889.06
4	17	864.75
5	18	838.17
6	19	821.65
7	20	819.23
8	21	816.96
9	22	814.69
10	23	812.09
11	24	809.42
12	25	807.13
13	26	0.00

図-3-2.31 応答加速度（水平方向）（Ss 地震応答解析）

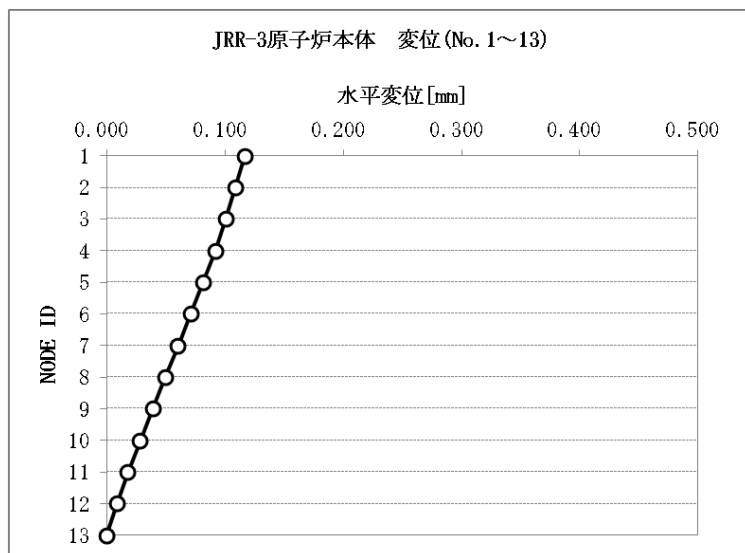


荷重 : Ss 地震動		
質点		応答加速度 (鉛直方向) [gal]
1	14	792.31
2	15	792.65
3	16	792.82
4	17	791.77
5	18	790.82
6	19	789.73
7	20	788.38
8	21	786.98
9	22	785.70
10	23	784.43
11	24	783.46
12	25	782.71
13	26	0.00

図-3-2.32 応答加速度（鉛直方向）（Ss 地震応答解析）

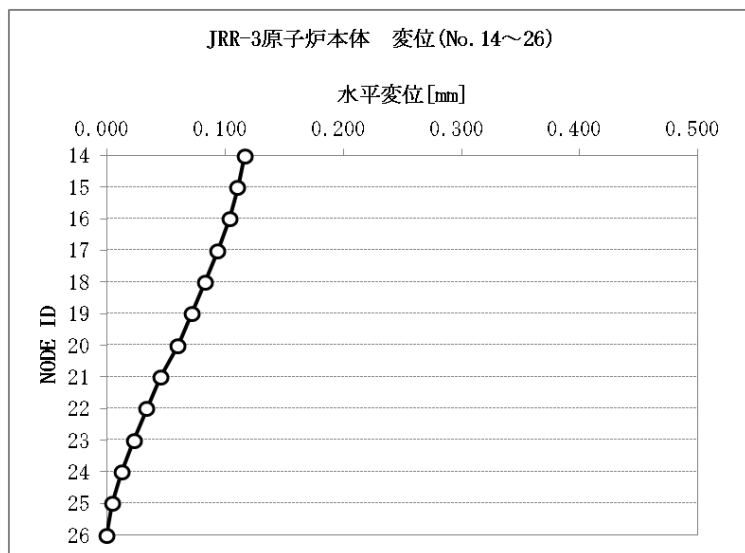
(5) Sd 地震応答解析結果

Sd 地震動による解析結果より、変位、軸力、せん断力、曲げモーメント及び応答加速度を図-3-2.33～図-3-2.44 に示す。なお、NS 及び EW のうち大きいほうの値を記載する。



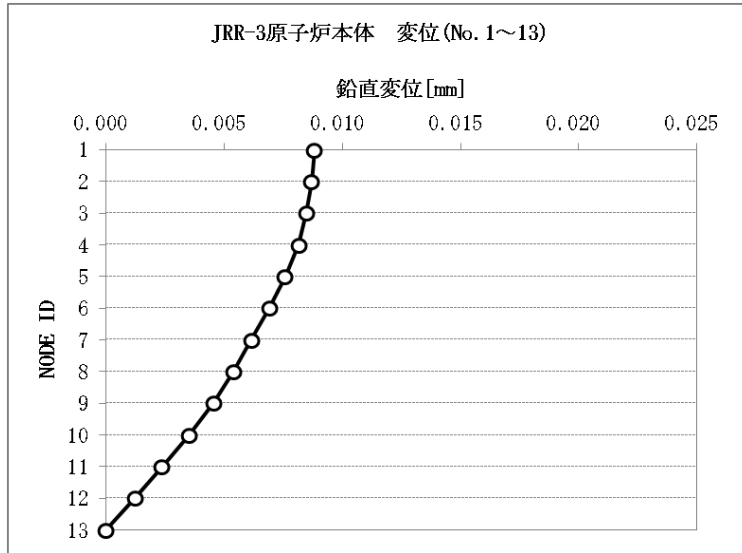
荷重：Sd 地震動	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.117
2	0.109
3	0.101
4	0.092
5	0.081
6	0.071
7	0.060
8	0.050
9	0.039
10	0.028
11	0.018
12	0.009
13	0.000

図-3-2.33 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)



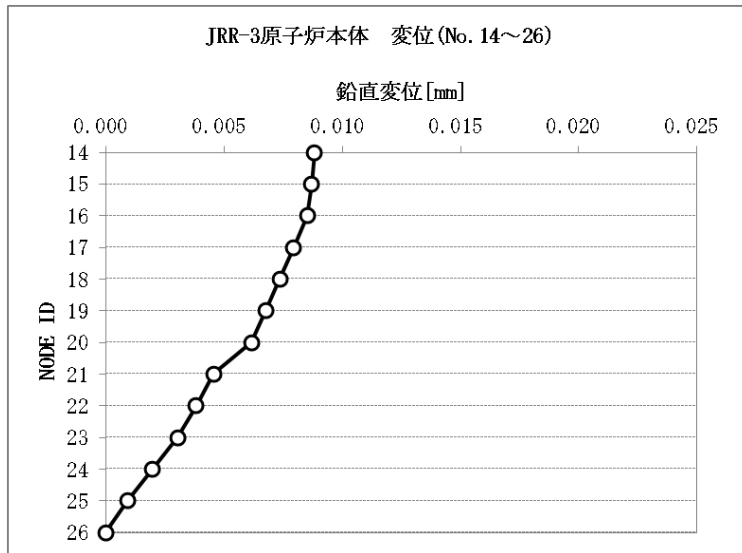
荷重：Sd 地震動	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.117
15	0.111
16	0.104
17	0.094
18	0.083
19	0.072
20	0.060
21	0.046
22	0.034
23	0.023
24	0.013
25	0.005
26	0.000

図-3-2.34 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)



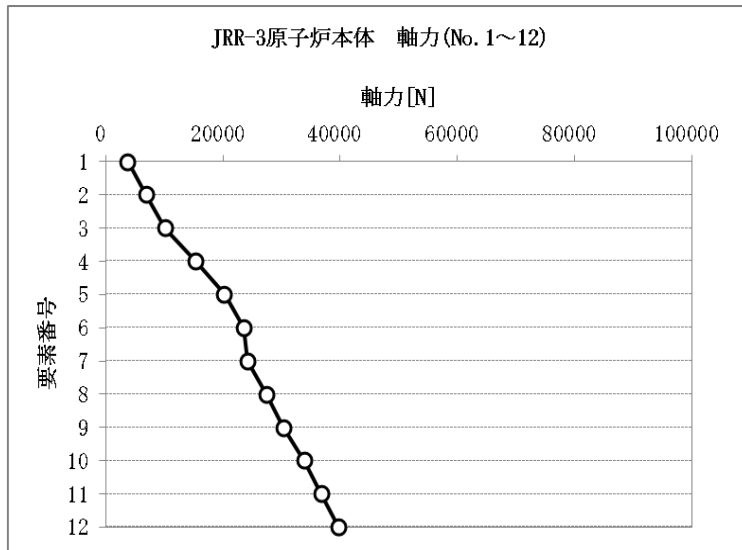
荷重：Sd 地震動	
1～7	重水タンク外
7～13	プレナム
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.009
2	0.009
3	0.008
4	0.008
5	0.008
6	0.007
7	0.006
8	0.005
9	0.005
10	0.004
11	0.002
12	0.001
13	0.000

図-3-2.35 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)



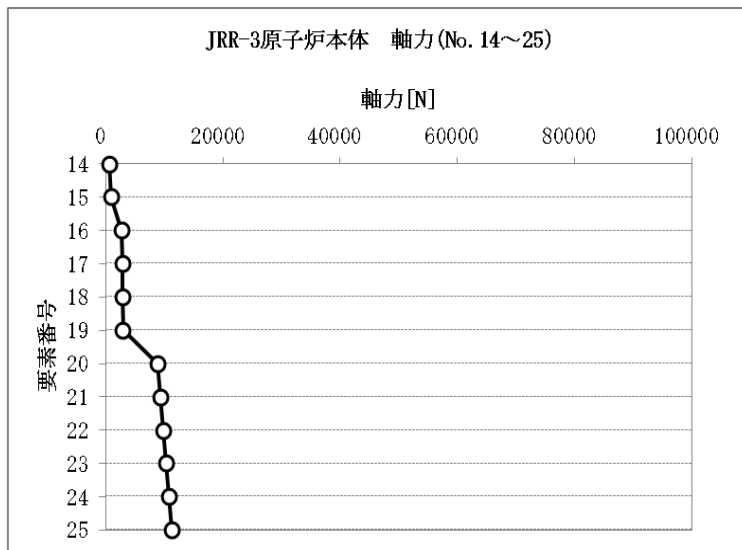
荷重：Sd 地震動	
14～20	重水タンク内
20～26	格子板支持胴
質点	鉛直変位 [mm]
14	0.009
15	0.009
16	0.009
17	0.008
18	0.007
19	0.007
20	0.006
21	0.005
22	0.004
23	0.003
24	0.002
25	0.001
26	0.000

図-3-2.36 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)



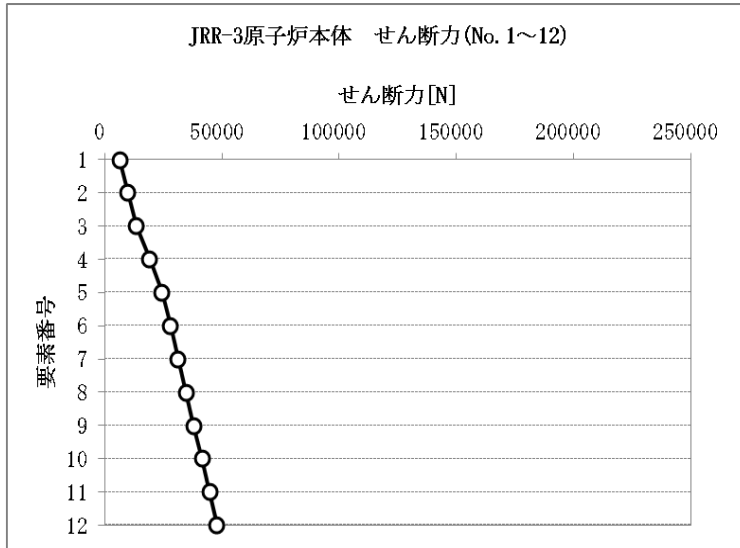
荷重：Sd 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	軸力 [N]
1	3784.0
2	6877.0
3	10190.0
4	15380.0
5	20260.0
6	23570.0
7	24240.0
8	27400.0
9	30410.0
10	33900.0
11	36830.0
12	39700.0

図-3-2.37 重水タンク外胴・プレナムの軸力 (Sd 地震応答解析)



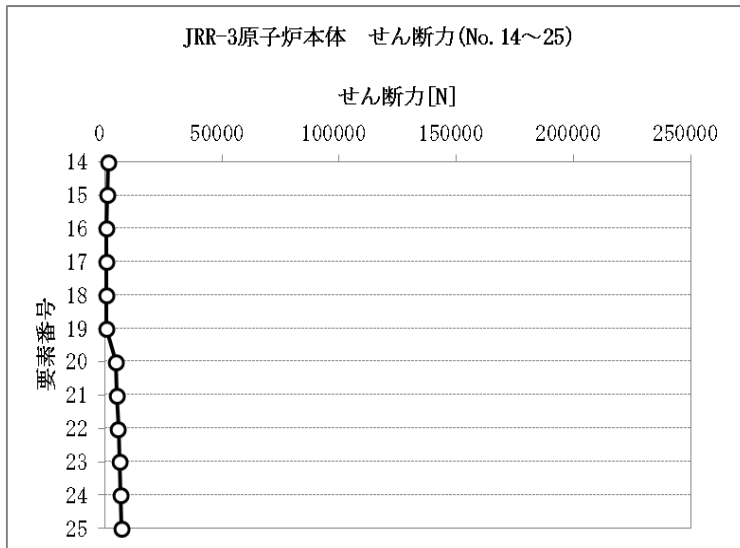
荷重：Sd 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	軸力 [N]
14	584.1
15	950.0
16	2755.0
17	2826.0
18	2898.0
19	2969.0
20	8886.0
21	9366.0
22	9870.0
23	10370.0
24	10850.0
25	11330.0

図-3-2.38 重水タンク内胴・格子板支持胴の軸力 (Sd 地震応答解析)



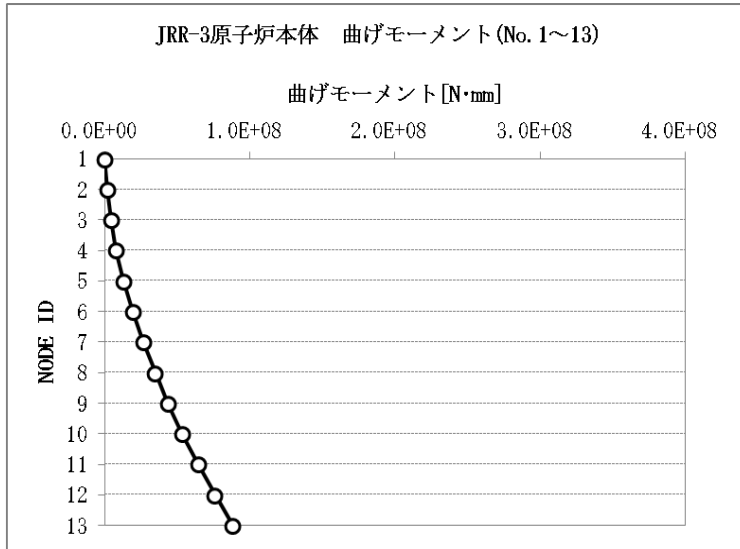
荷重：Sd 地震動	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	6473.0
2	9842.0
3	13450.0
4	19100.0
5	24390.0
6	27980.0
7	31250.0
8	34660.0
9	37900.0
10	41640.0
11	44760.0
12	47820.0

図-3-2.39 重水タンク外胴・プレナムのせん断力 (Sd 地震応答解析)



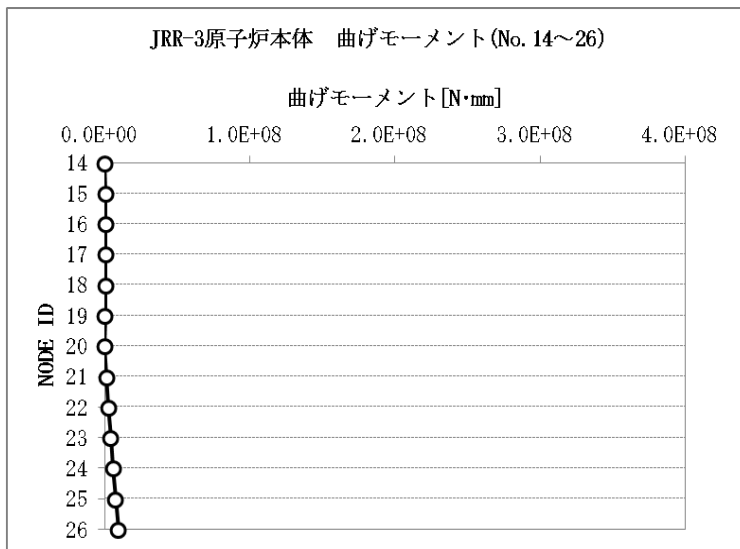
荷重：Sd 地震動	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	1709.0
15	1312.0
16	640.7
17	717.9
18	794.9
19	871.9
20	4721.0
21	5238.0
22	5778.0
23	6315.0
24	6818.0
25	7324.0

図-3-2.40 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)



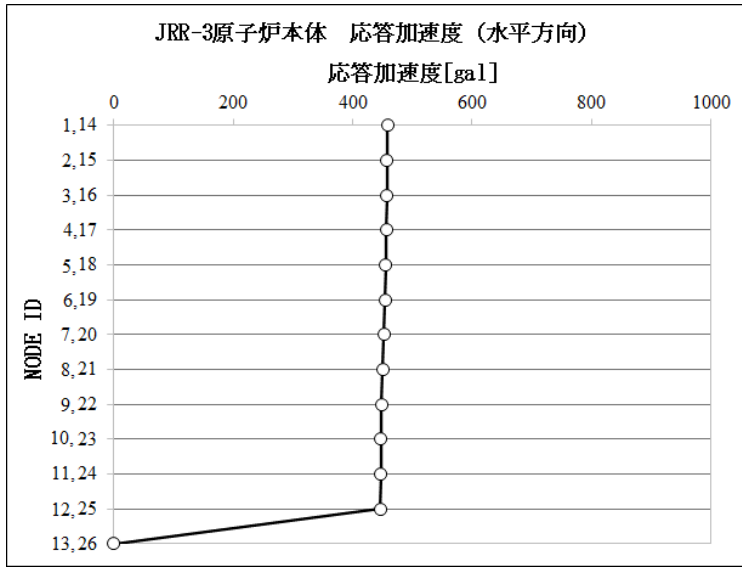
荷重 : Sd 地震動	
1~7	重水タンク外胴
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント [N·mm]
1	0
2	1709000
3	4297000
4	7834000
5	12880000
6	19290000
7	26650000
8	34780000
9	43750000
10	53570000
11	64360000
12	75950000
13	88330000

図-3-2.41 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)



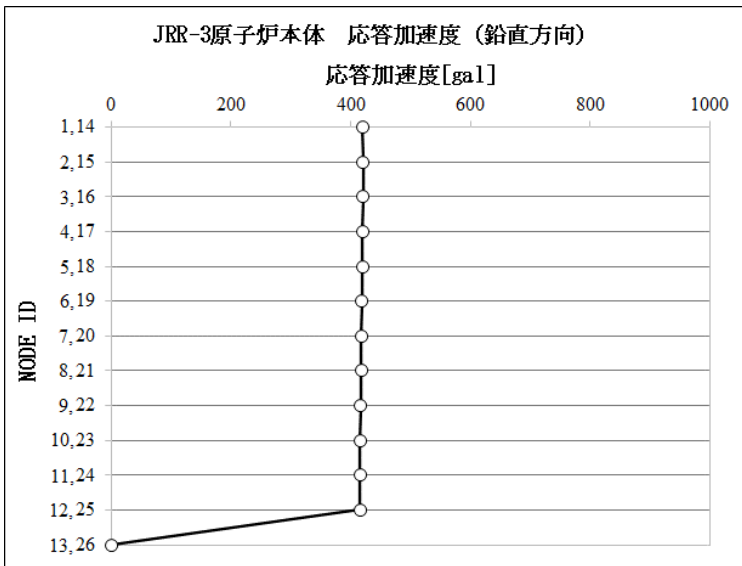
荷重 : Sd 地震動	
14~20	重水タンク内胴
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント [N·mm]
14	0
15	451300
16	796400
17	627900
18	438400
19	229300
20	0
21	1228000
22	2584000
23	4081000
24	5716000
25	7482000
26	9379000

図-3-2.42 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)



荷重：Sd 地震動		
質点		応答加速度 (水平方向) [gal]
1	14	458.57
2	15	457.91
3	16	457.34
4	17	456.70
5	18	455.59
6	19	453.97
7	20	452.23
8	21	450.50
9	22	448.62
10	23	447.72
11	24	447.45
12	25	446.49
13	26	0.00

図-3-2.43 応答加速度（水平方向）（Sd 地震応答解析）

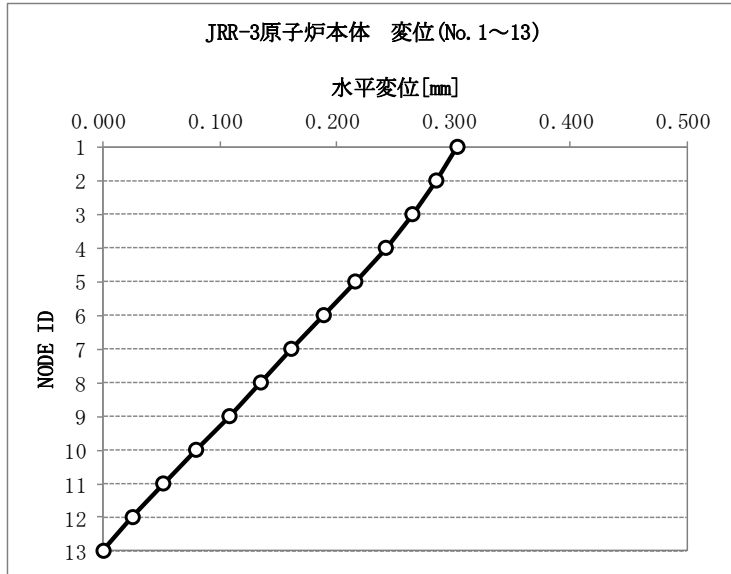


荷重：Sd 地震動		
質点		応答加速度 (鉛直方向) [gal]
1	14	420.29
2	15	420.51
3	16	420.64
4	17	420.05
5	18	419.47
6	19	418.89
7	20	418.18
8	21	417.45
9	22	416.80
10	23	416.23
11	24	415.82
12	25	415.51
13	26	0.00

図-3-2.44 応答加速度（鉛直方向）（Sd 地震応答解析）

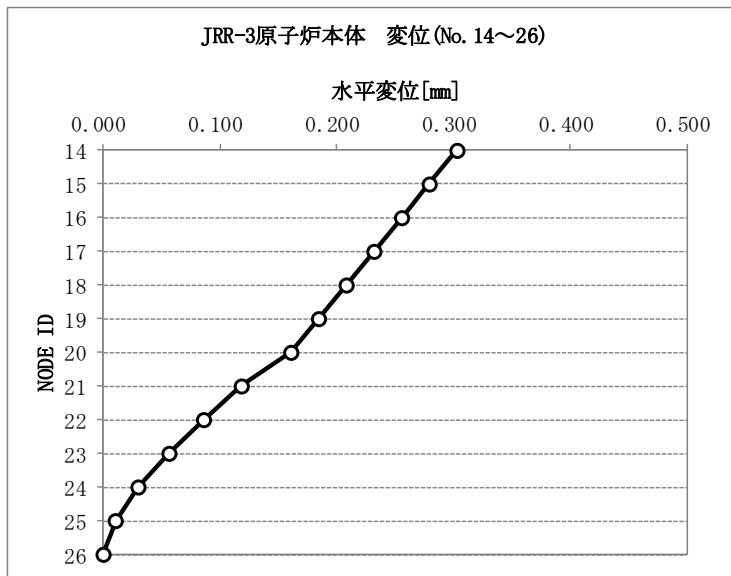
(6) Ss スロッシング荷重による静的解析

Ss スロッシング荷重による静的解析結果より、水平変位、せん断力及び曲げモーメントを図-3-2.45～図-3-2.50に示す。なお、NS及びEWの2ケースのうち大きいほうの値を記載する。



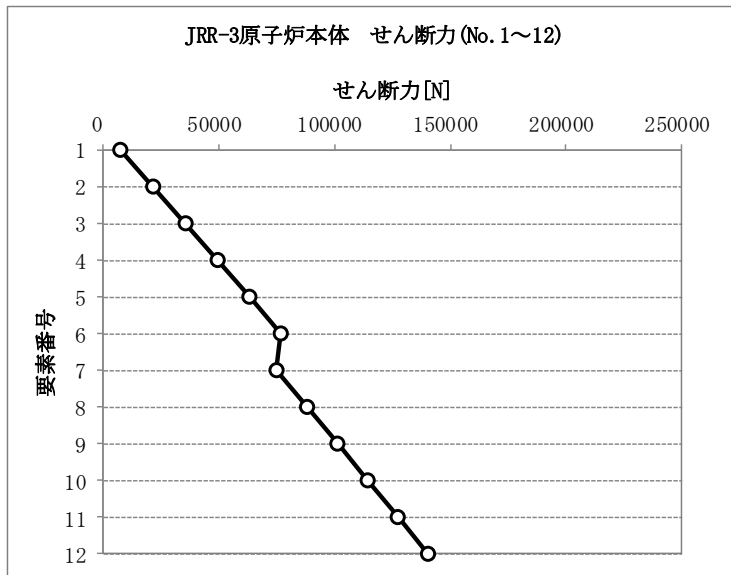
荷重：Ss スロッシング	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.303
2	0.285
3	0.265
4	0.242
5	0.216
6	0.189
7	0.161
8	0.135
9	0.108
10	0.079
11	0.051
12	0.025
13	0.000

図-3-2.45 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)



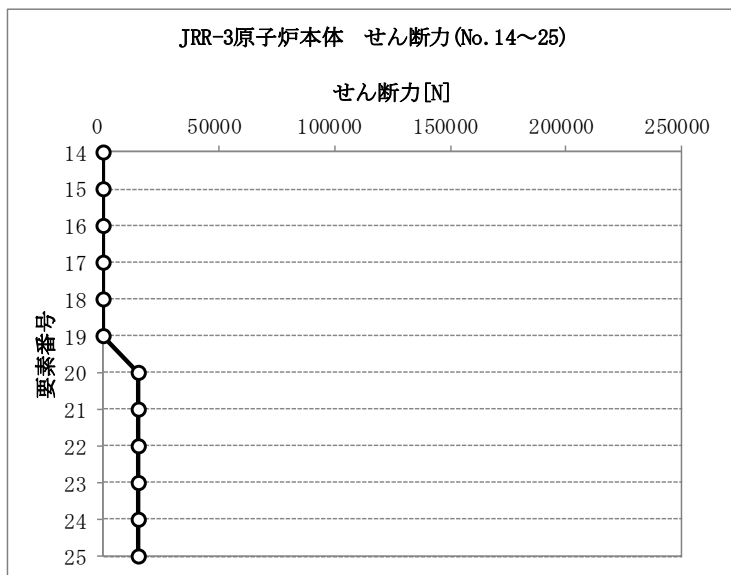
荷重：Ss スロッシング	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.303
15	0.279
16	0.256
17	0.232
18	0.208
19	0.185
20	0.161
21	0.118
22	0.086
23	0.056
24	0.030
25	0.010
26	0.000

図-3-2.46 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)



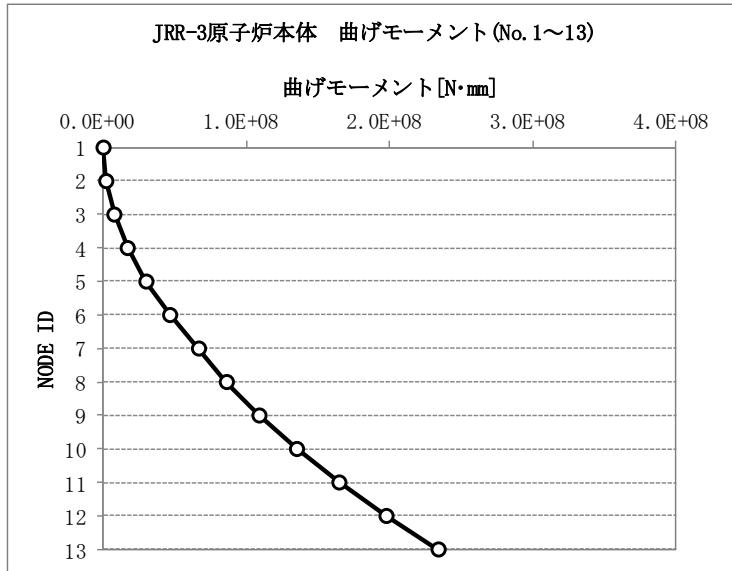
荷重 : Ss スロッシング	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	7244.0
2	21470.0
3	35480.0
4	49340.0
5	63060.0
6	76630.0
7	74800.0
8	88010.0
9	101100.0
10	114200.0
11	127200.0
12	140300.0

図-3-2.47 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)



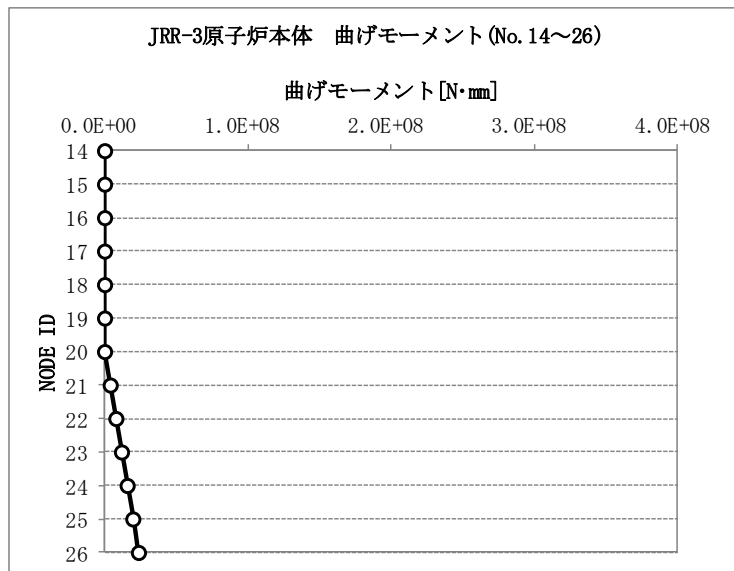
荷重 : Ss スロッシング	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	0.0
15	0.0
16	0.0
17	0.0
18	0.0
19	0.0
20	15220.0
21	15220.0
22	15220.0
23	15220.0
24	15220.0
25	15220.0

図-3-2.48 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	重水タンク外胴
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント [N・mm]
1	0
2	1912000
3	7560000
4	16890000
5	29920000
6	46510000
7	66660000
8	86110000
9	108900000
10	135100000
11	164700000
12	197600000
13	234000000

図-3-2.49 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)

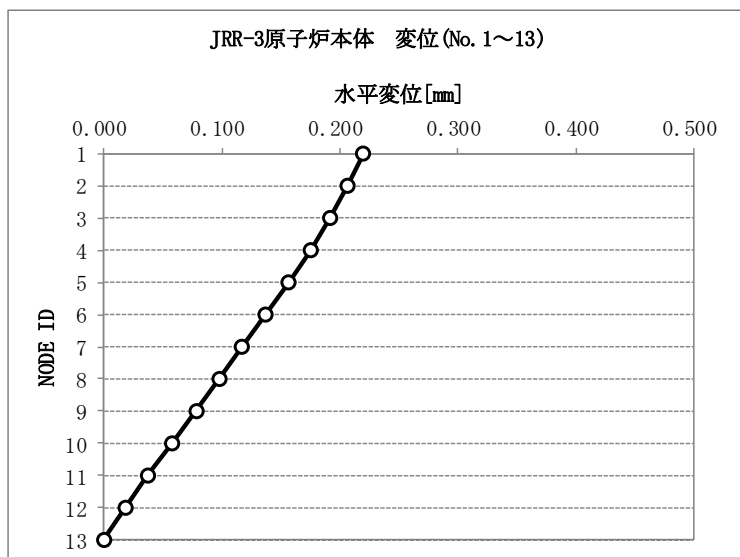


荷重 : Ss スロッシング	
14~20	重水タンク内胴
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント [N・mm]
14	0
15	0
16	0
17	0
18	0
19	0
20	0
21	3958000
22	7900000
23	11840000
24	15780000
25	19730000
26	23670000

図-3-2.50 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)

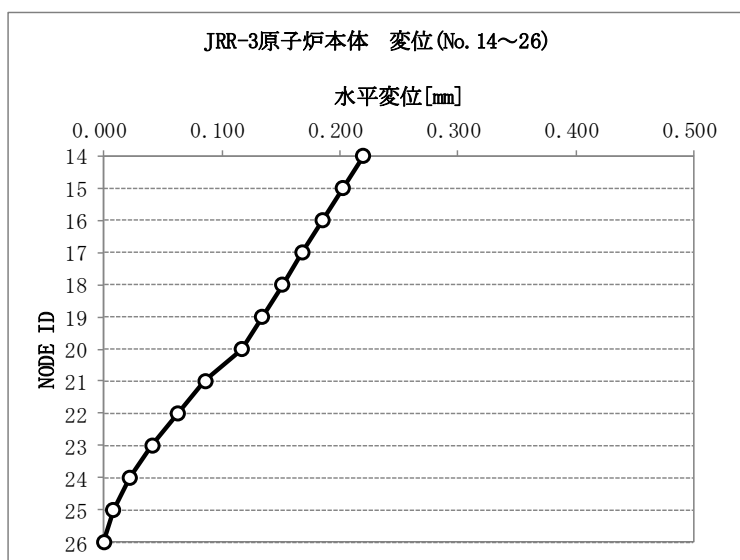
(7) Sd と静的地震力の大きい方のスロッシング荷重による静的解析

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、せん断力及び曲げモーメントを図-3-2.51～図-3-2.56 に示す。なお、NS 及び EW の 2 ケースのうち大きいほうの値を記載する。



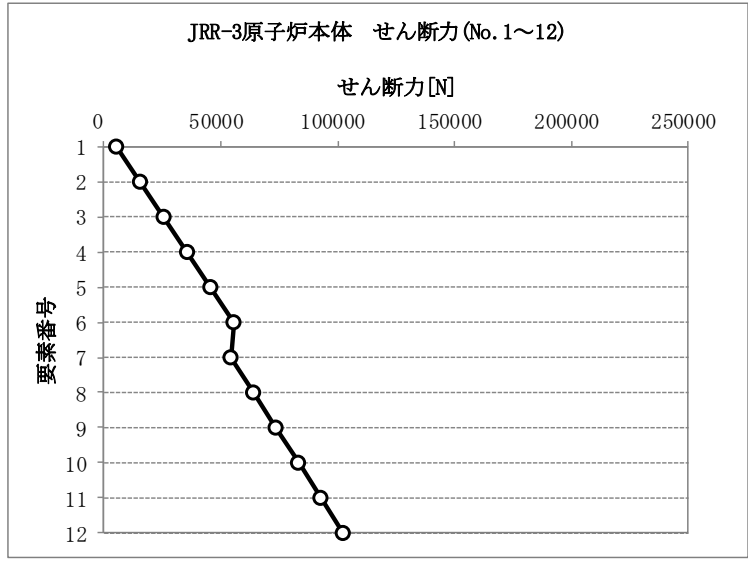
荷重 : Sd 又は静的地震力によるスロッシング	
1~7	重水タンク外
7~13	プレナム
質点	水平変位 [mm]
1	0.220
2	0.206
3	0.192
4	0.175
5	0.156
6	0.137
7	0.117
8	0.098
9	0.078
10	0.058
11	0.037
12	0.018
13	0.000

図-3-2.51 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)



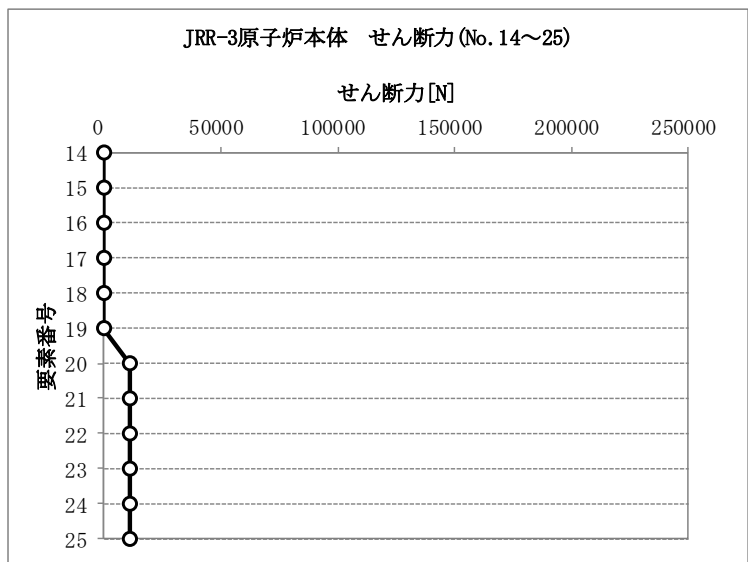
荷重 : Sd 又は静的地震力によるスロッシング	
14~20	重水タンク内
20~26	格子板支持胴
質点	水平変位 [mm]
14	0.220
15	0.202
16	0.185
17	0.168
18	0.151
19	0.134
20	0.117
21	0.086
22	0.062
23	0.041
24	0.022
25	0.008
26	0.000

図-3-2.52 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)



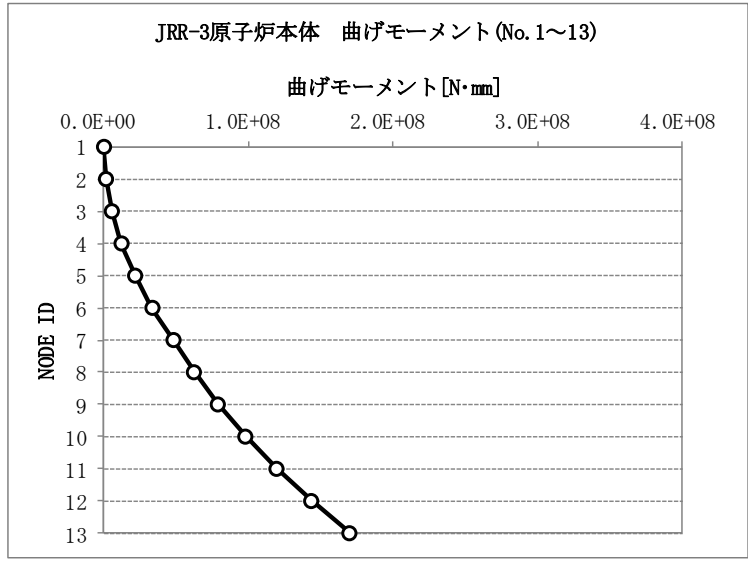
荷重：Sd 又は静的地震力によるスロッシング	
1~6	重水タンク外
7~12	プレナム
要素	せん断力 [N]
1	5173.0
2	15390.0
3	25490.0
4	35530.0
5	45500.0
6	55400.0
7	54140.0
8	63810.0
9	73430.0
10	83040.0
11	92620.0
12	102200.0

図-3-2.53 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)



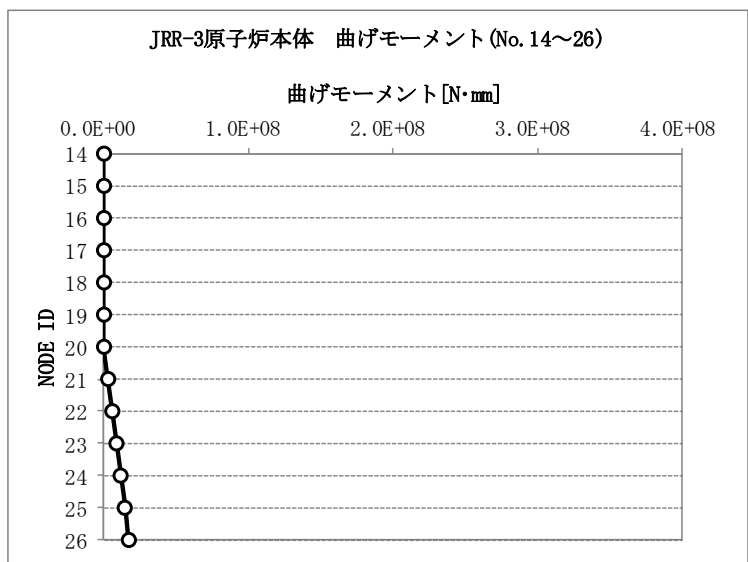
荷重：Sd 又は静的地震力によるスロッシング	
14~19	重水タンク内
20~25	格子板支持胴
要素	せん断力 [N]
14	0.0
15	0.0
16	0.0
17	0.0
18	0.0
19	0.0
20	11050.0
21	11050.0
22	11050.0
23	11050.0
24	11050.0
25	11050.0

図-3-2.54 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	重水タンク外胴
7~13	プレナム
質点	曲げモーメント [N·mm]
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-3-2.55 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	重水タンク内胴
20~26	格子板支持胴
質点	曲げモーメント [N·mm]
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-3-2.56 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. 加速度応答スペクトル

原子炉本体を構成する格子板 A 及び照射シンプルの耐震強度評価では、原子炉本体の加速度応答スペクトルから得られた値を設計条件としている。各機器の耐震強度評価において使用する原子炉本体の加速度応答スペクトルを図-3-2.57～図-3-2.64 に示す。なお、耐震強度評価の際は、これらの加速度応答スペクトルについて包絡したものをを用いる。

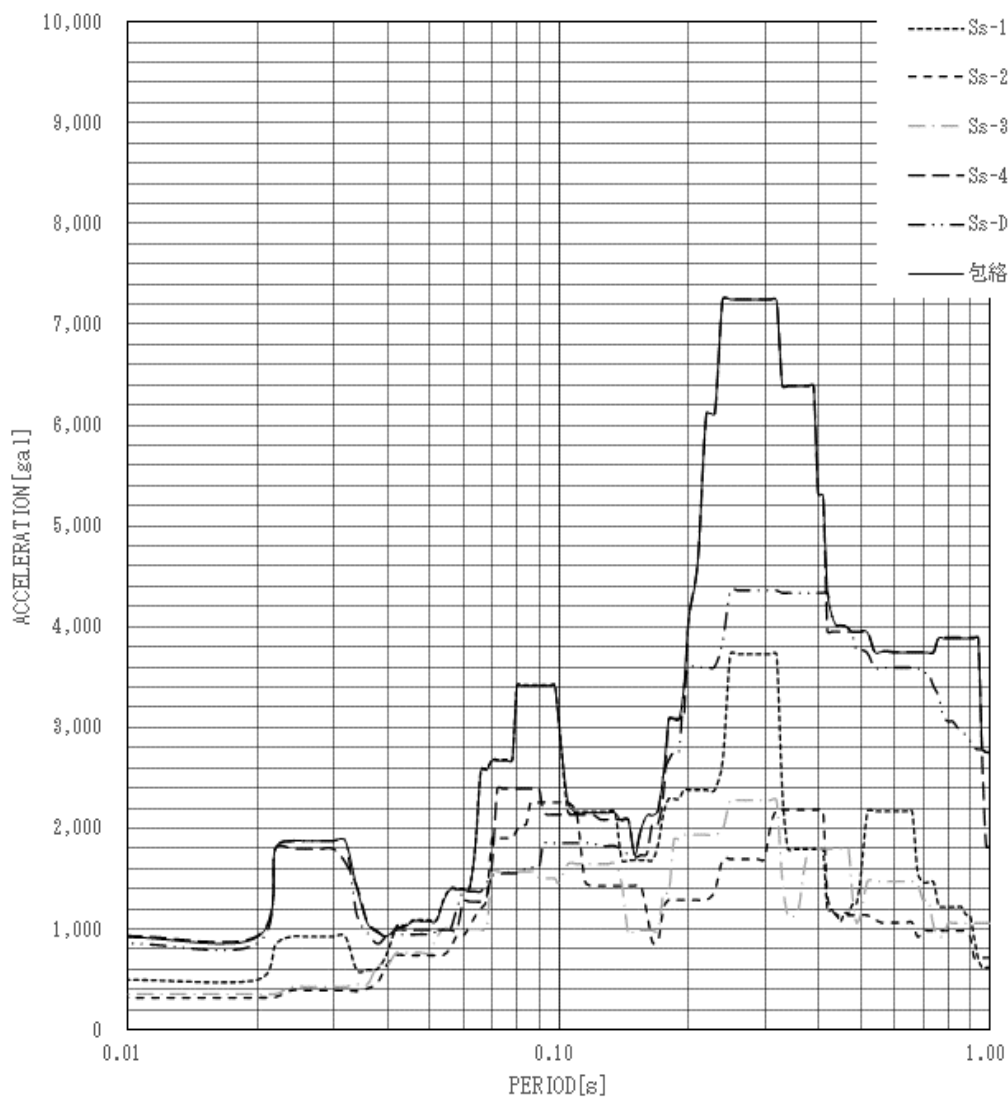


図-3-2.57 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:1, 方向 : NS, 減衰 : 1.0%)

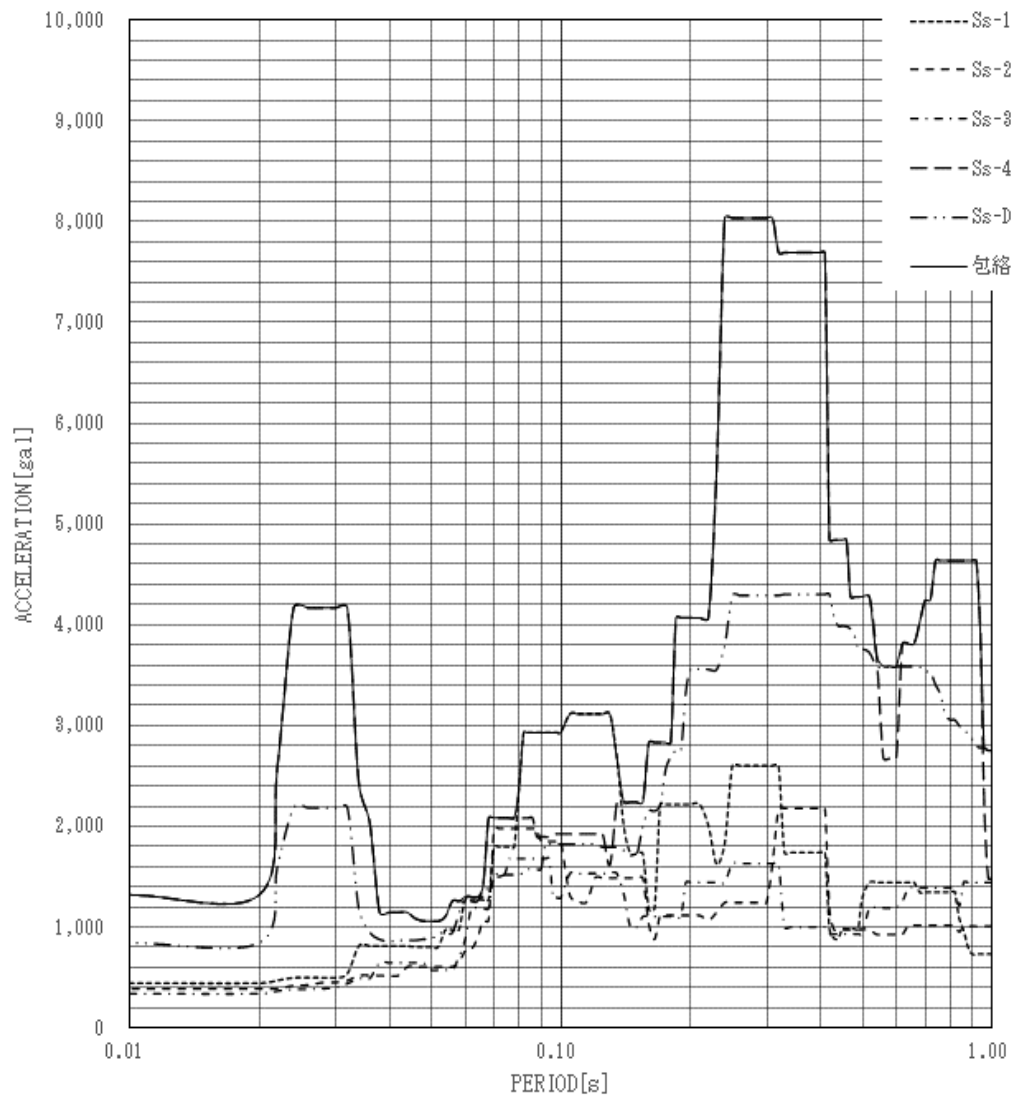


図-3-2.57 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:1, 方向:EW, 減衰:1.0%)

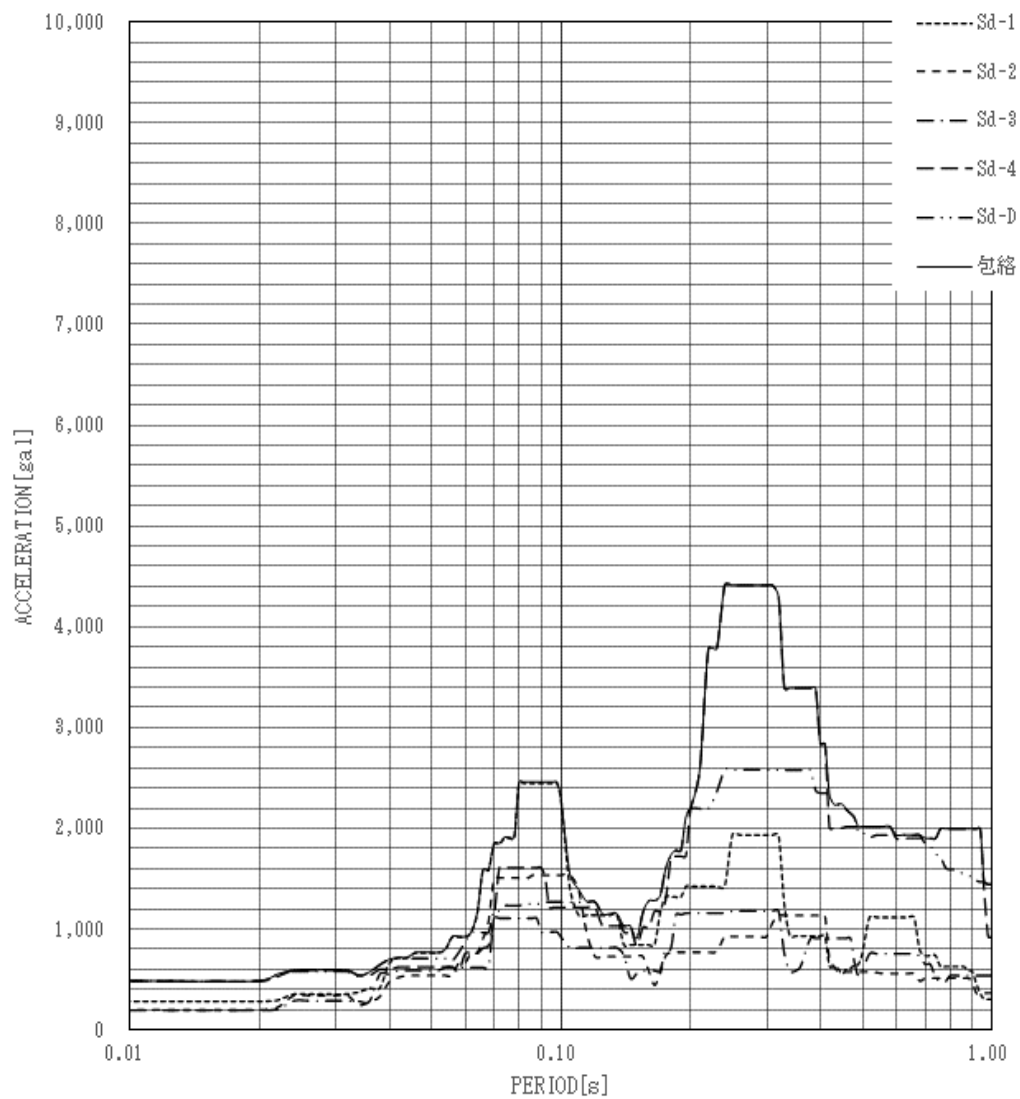


図-3-2.58 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:1, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

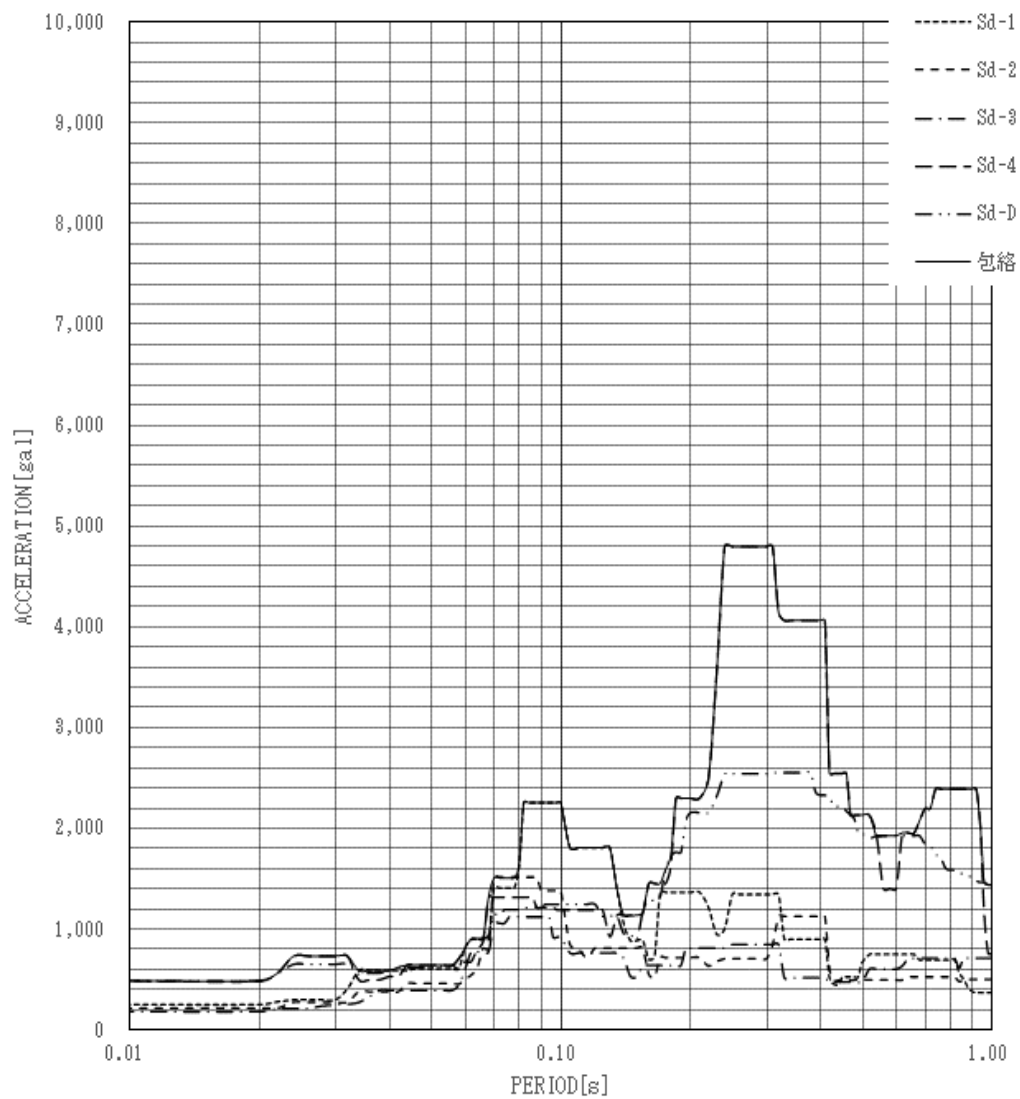


図-3-2.58 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:1, 方向:EW, 減衰: 1.0%)

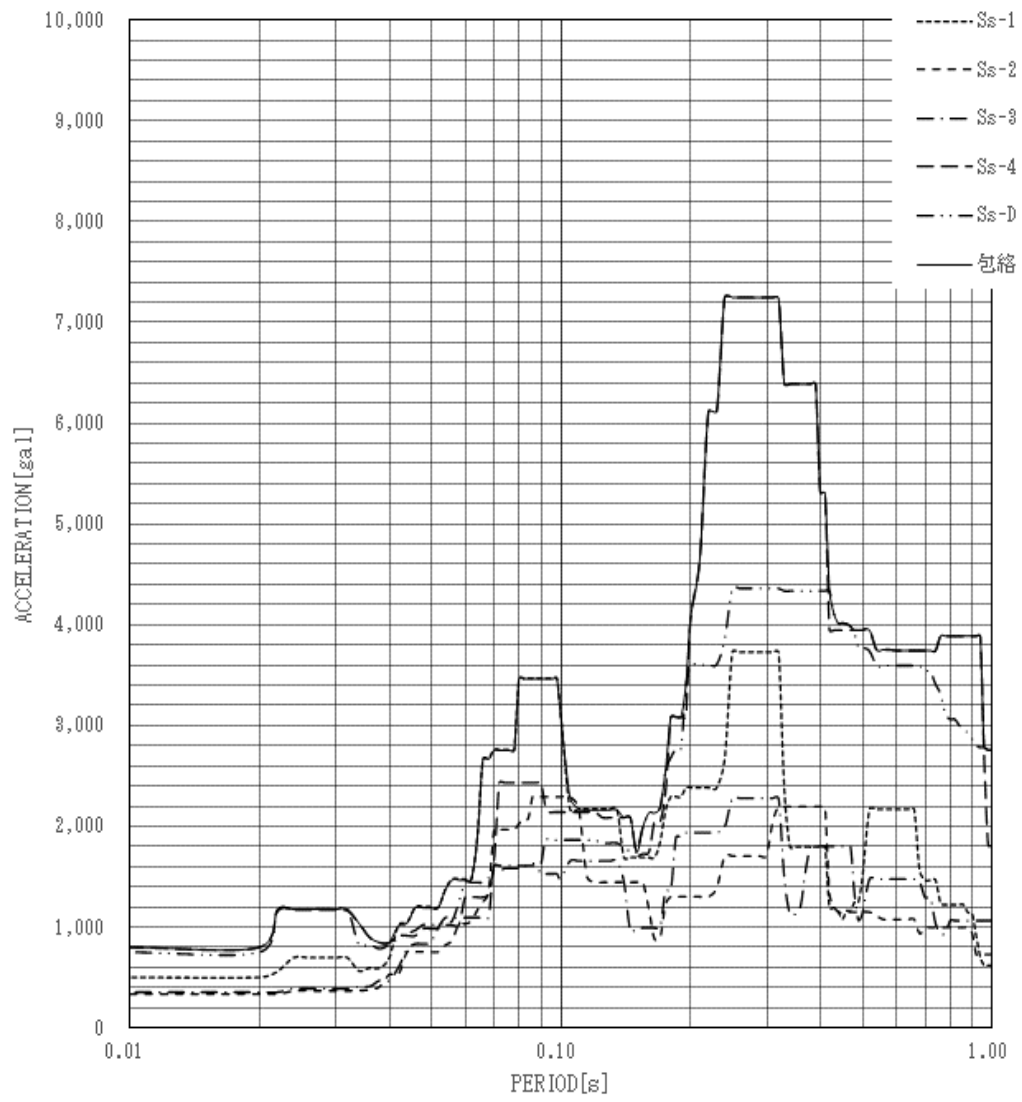


図-3-2.59 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:7, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

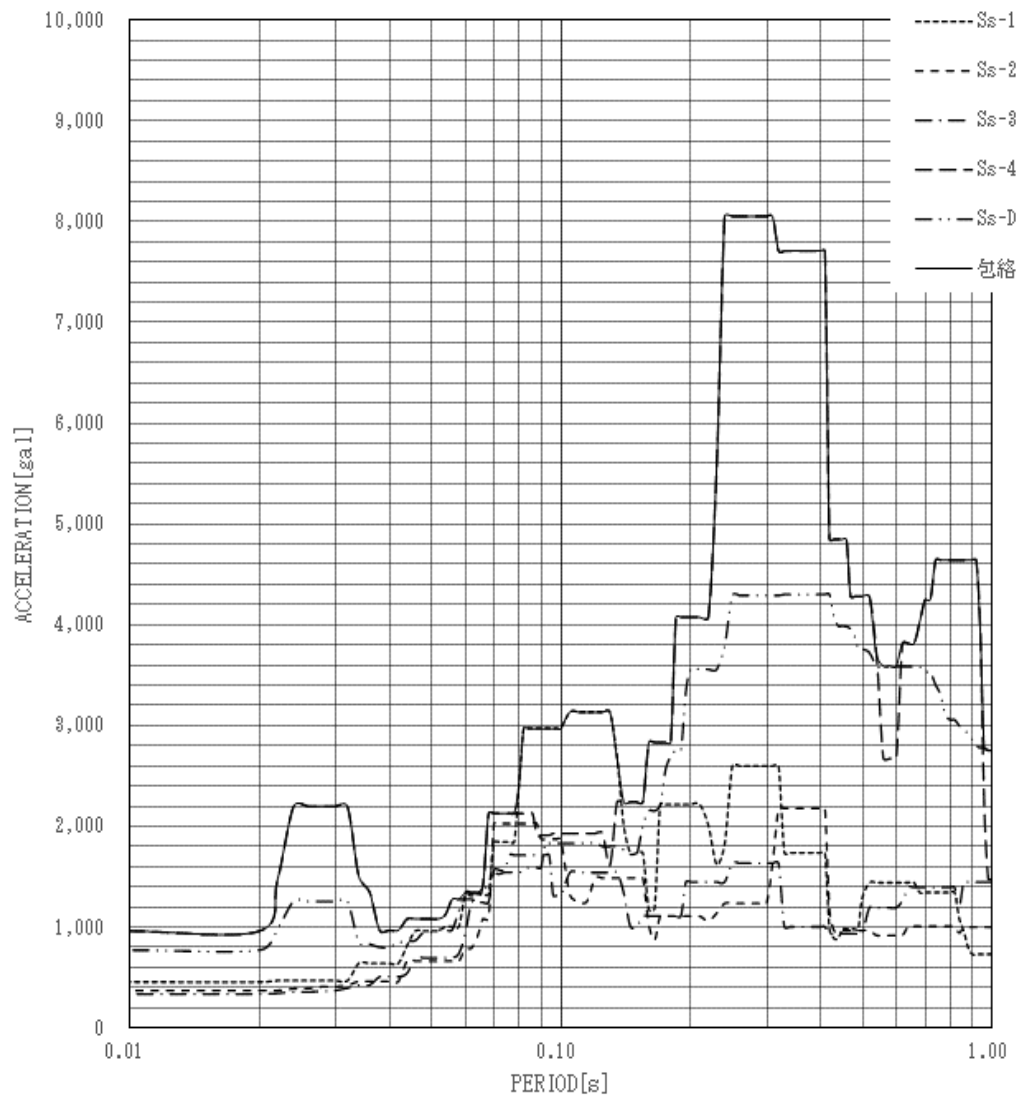


図-3-2.59 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:7, 方向:EW, 減衰: 1.0%)

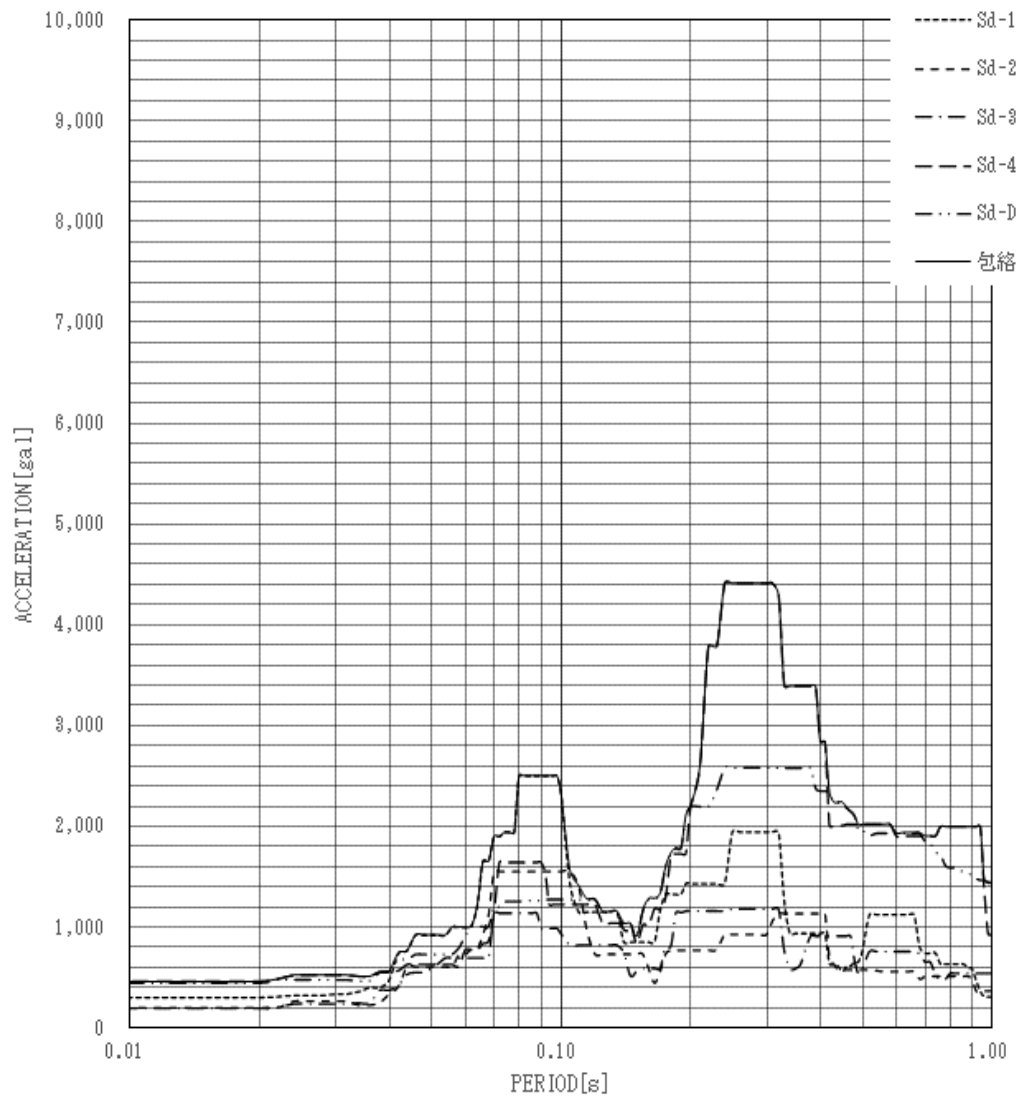


図-3-2.60 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:7, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

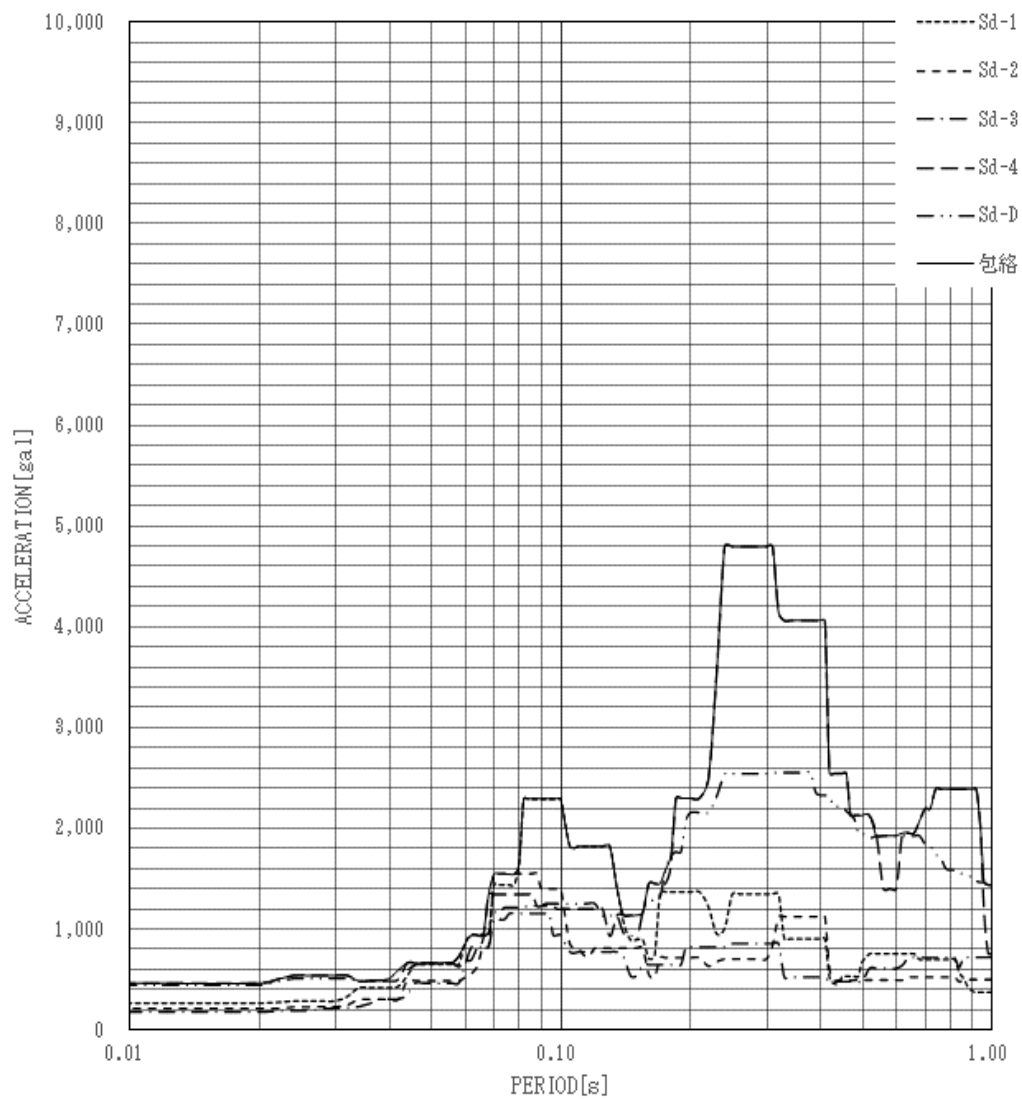


図-3-2.60 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:7, 方向: EW, 減衰: 1.0%)

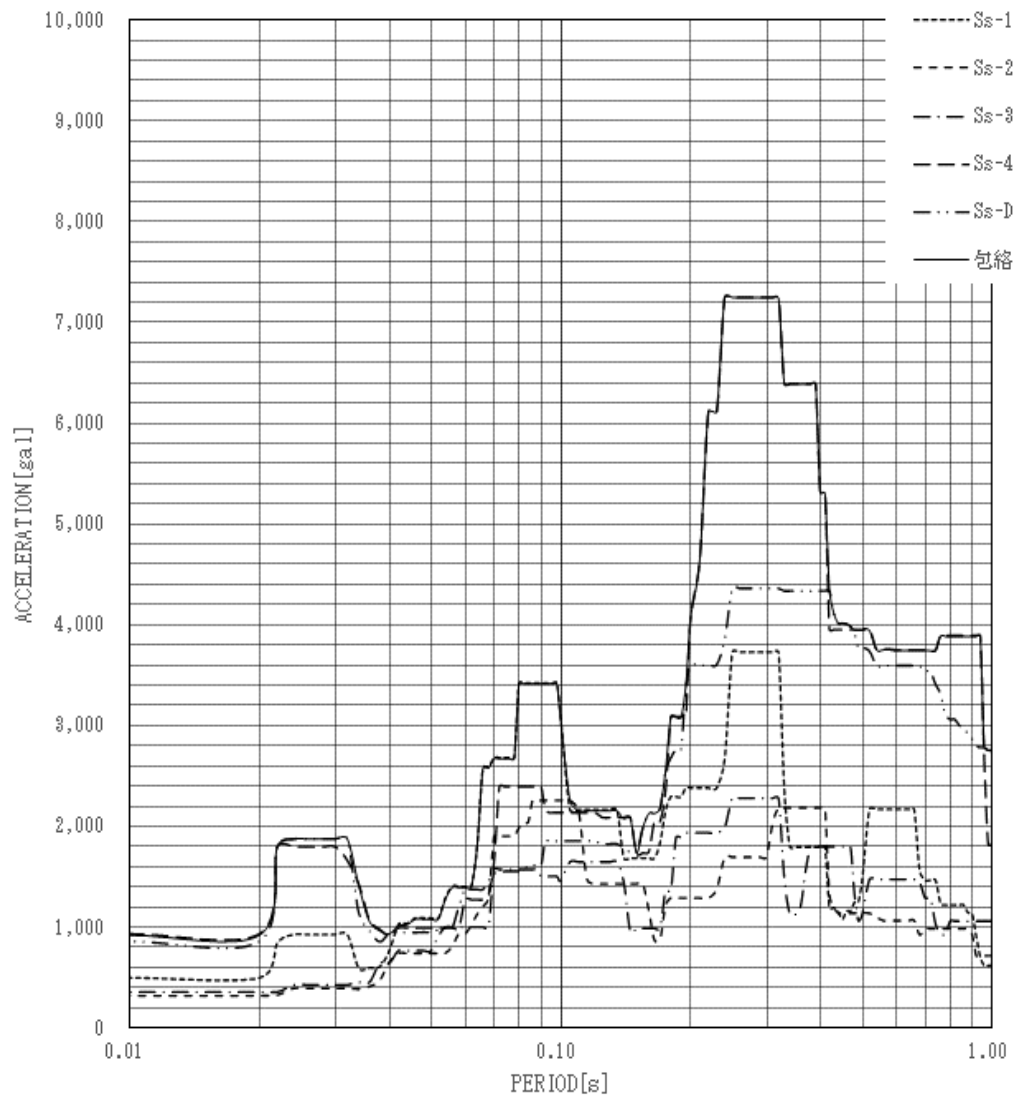


図-3-2.61 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:14, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

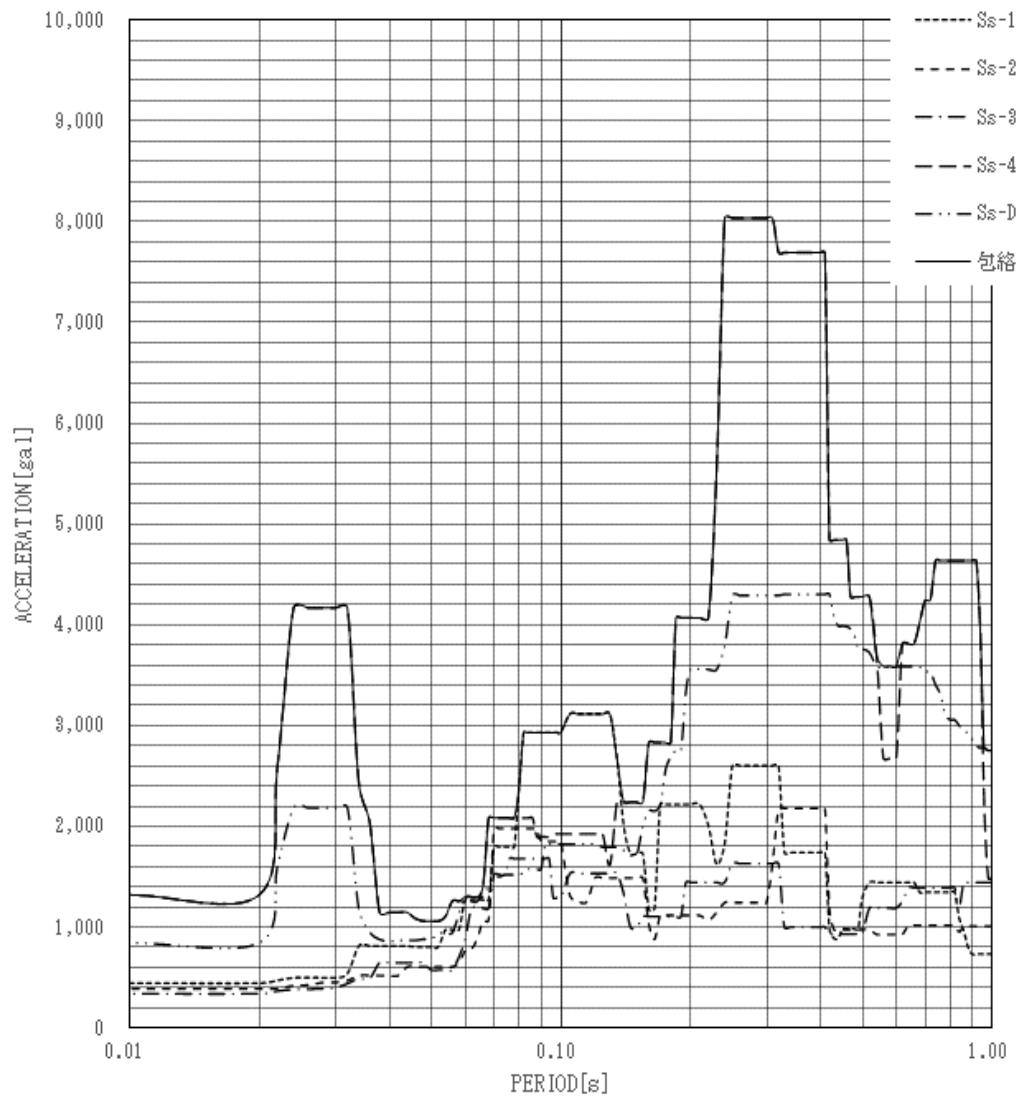


図-3-2.61 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:14, 方向:EW, 減衰: 1.0%)

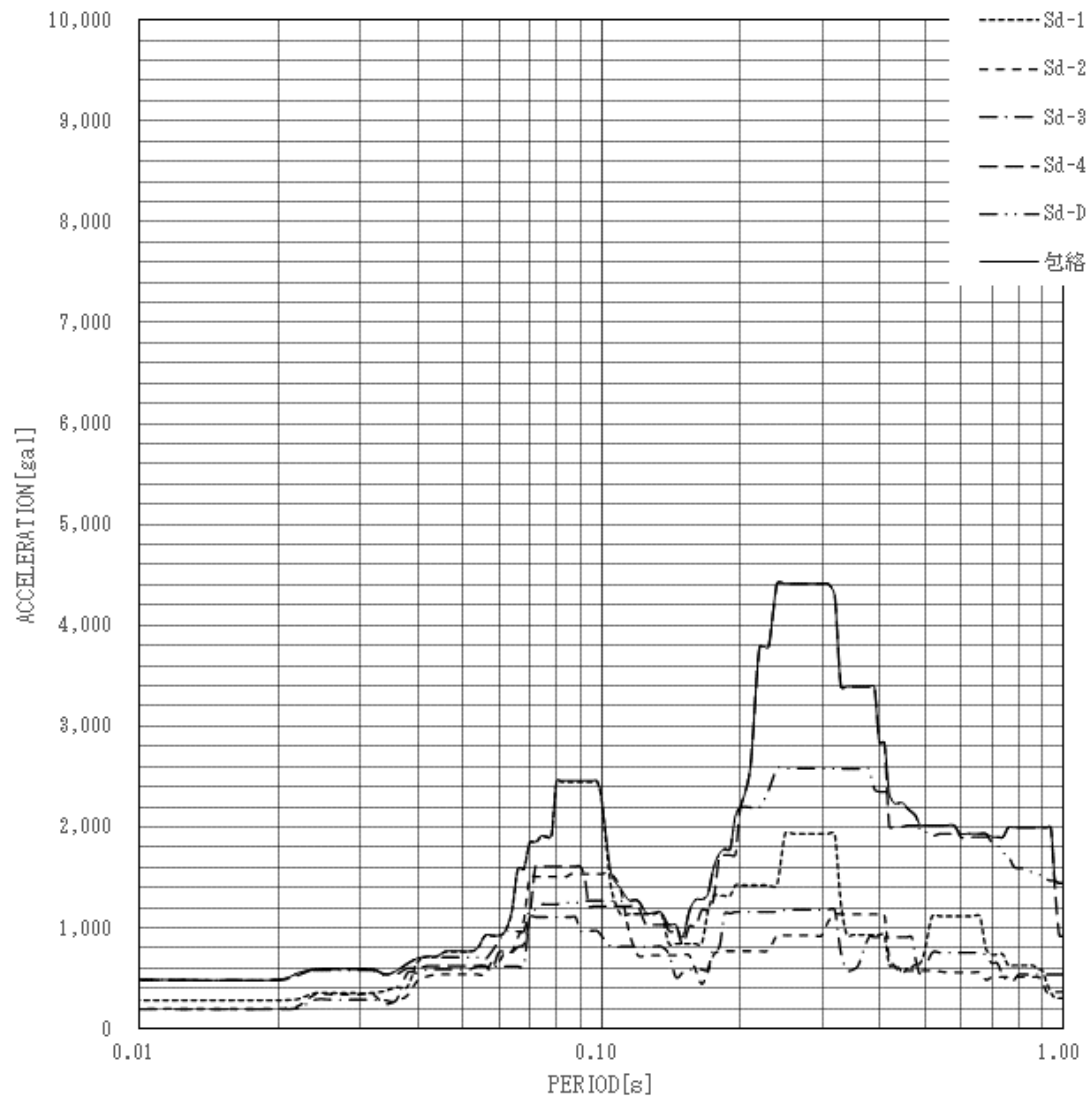


図-3-2.62 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:14, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

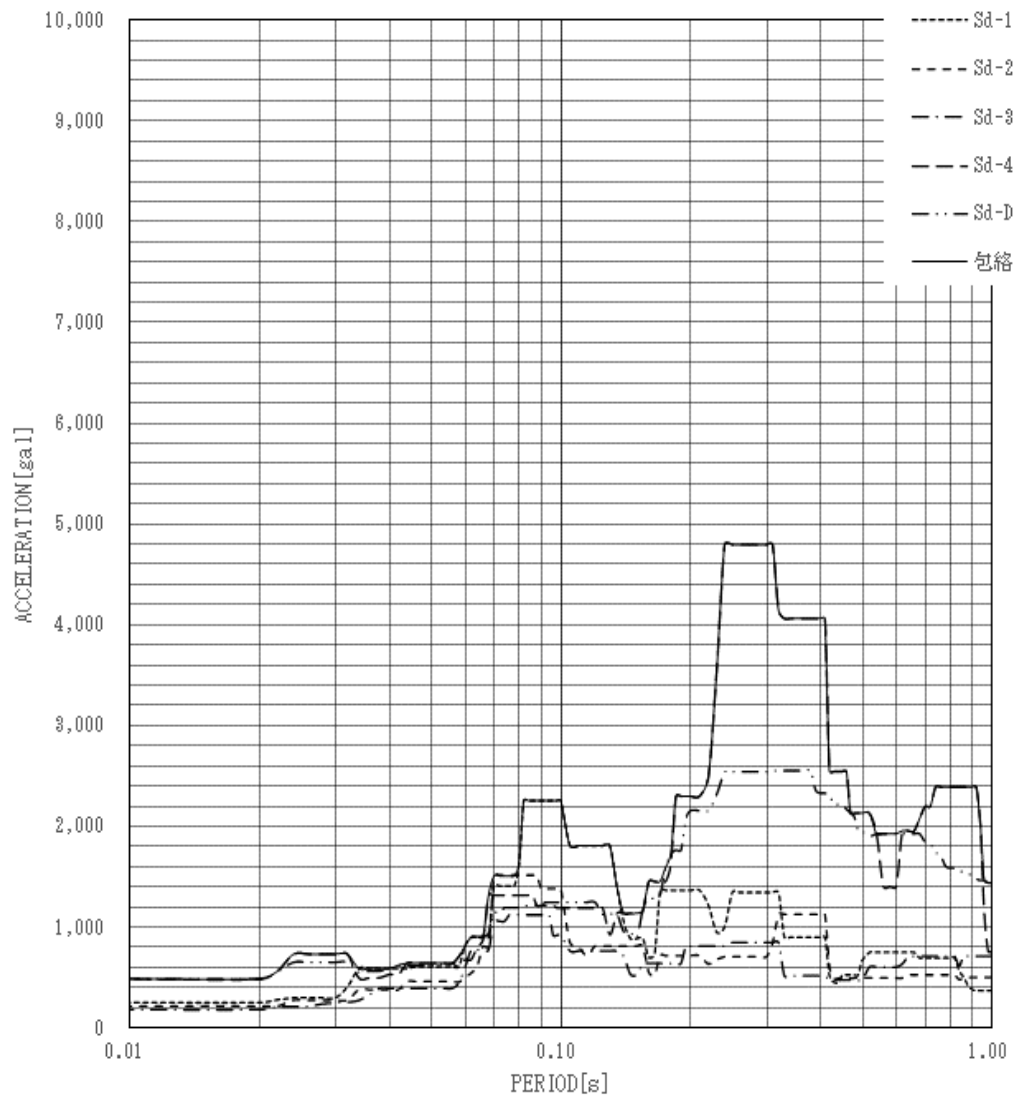


図-3-2.62 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:14, 方向:EW, 減衰: 1.0%)

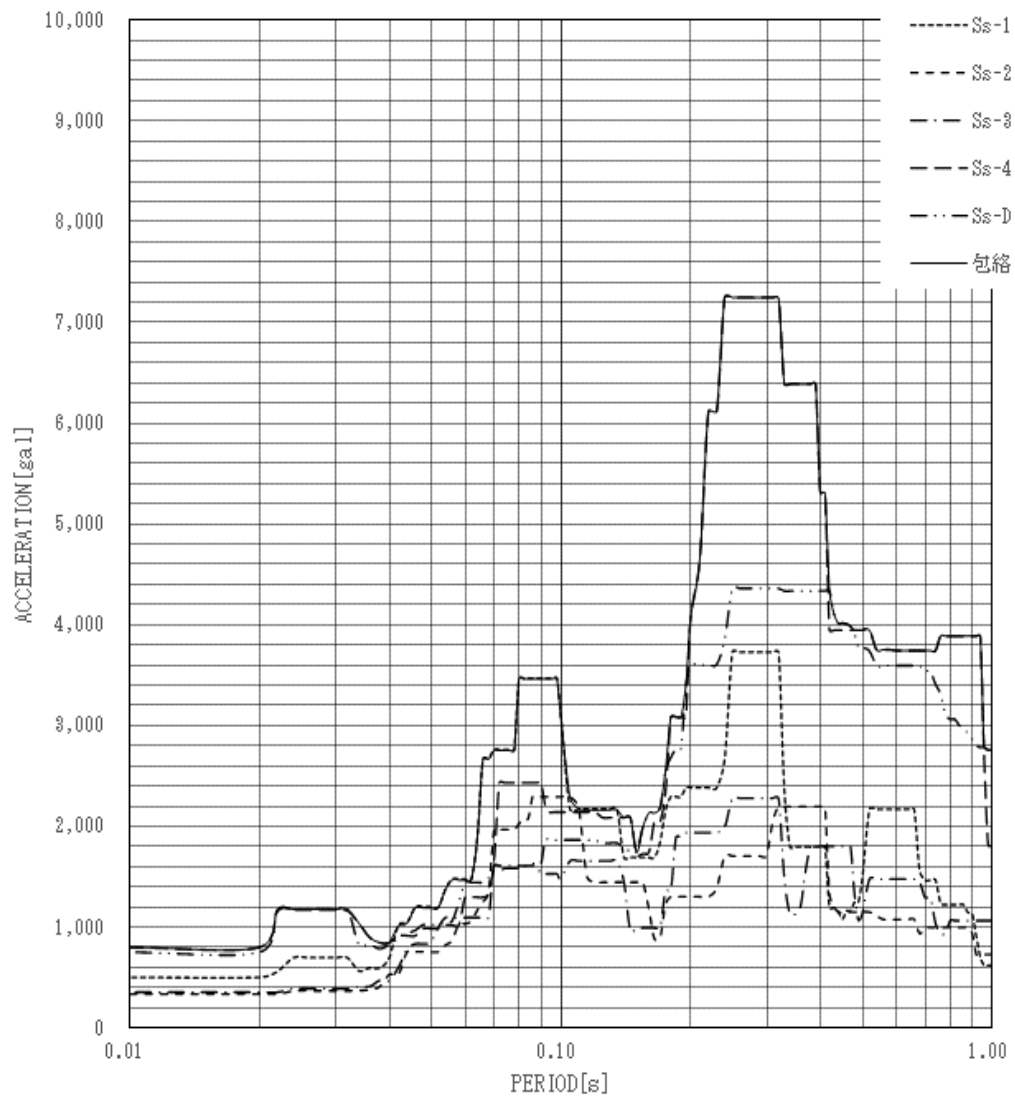


図-3-2.63 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:20, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

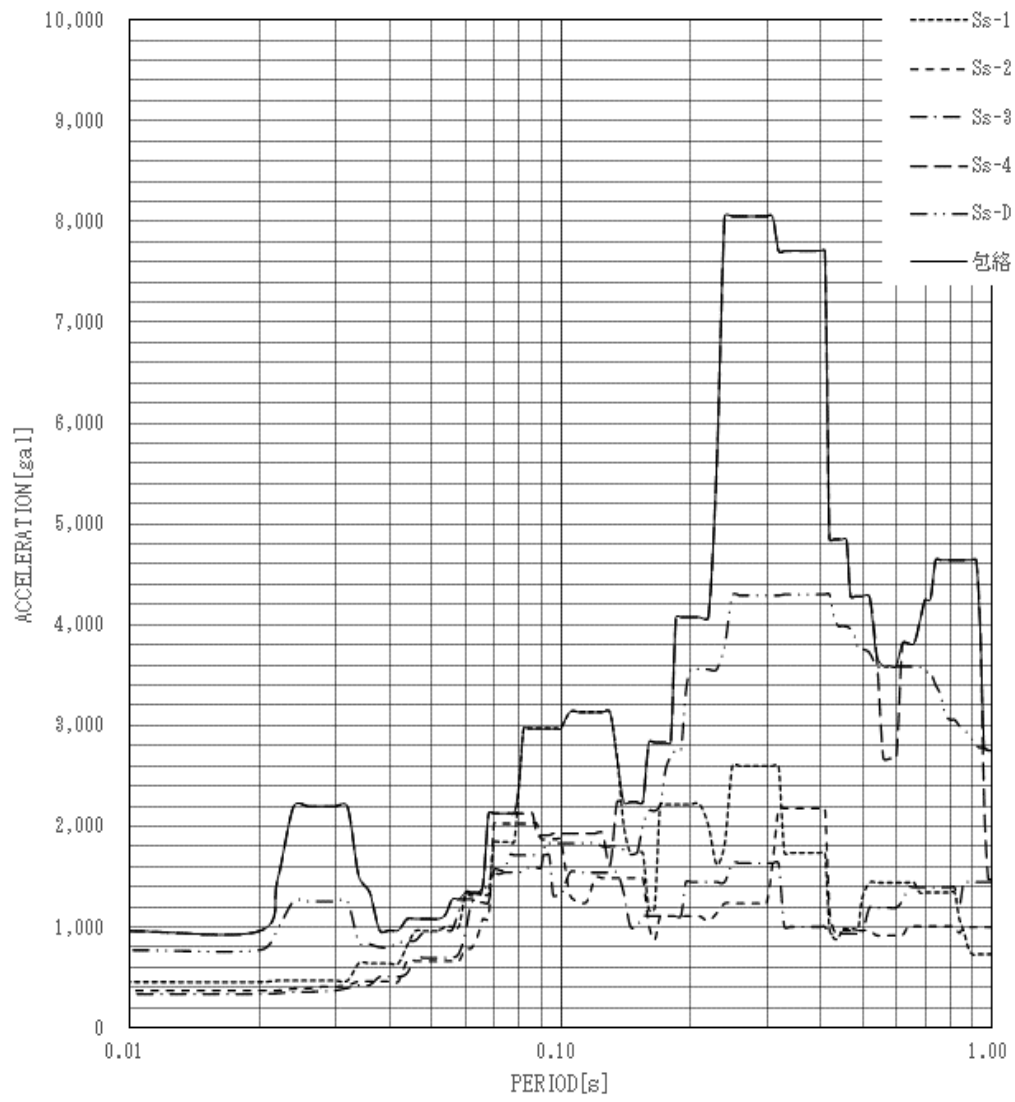


図-3-2.63 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:20, 方向:EW, 減衰: 1.0%)

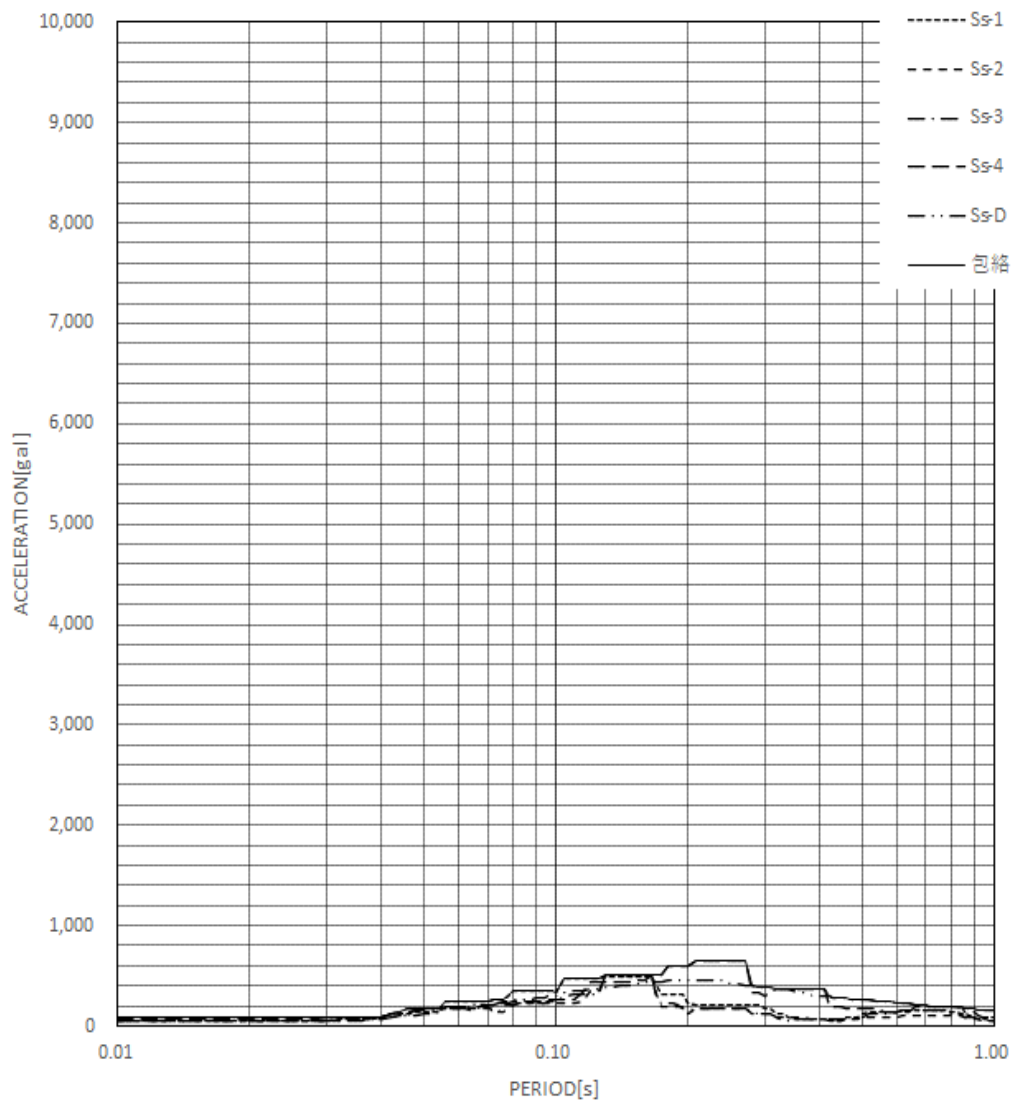


図-3-2.63 (3) 加速度応答スペクトル(地震動 Ss, 原子炉本体質点:20, 方向:UD, 減衰: 1.0%)

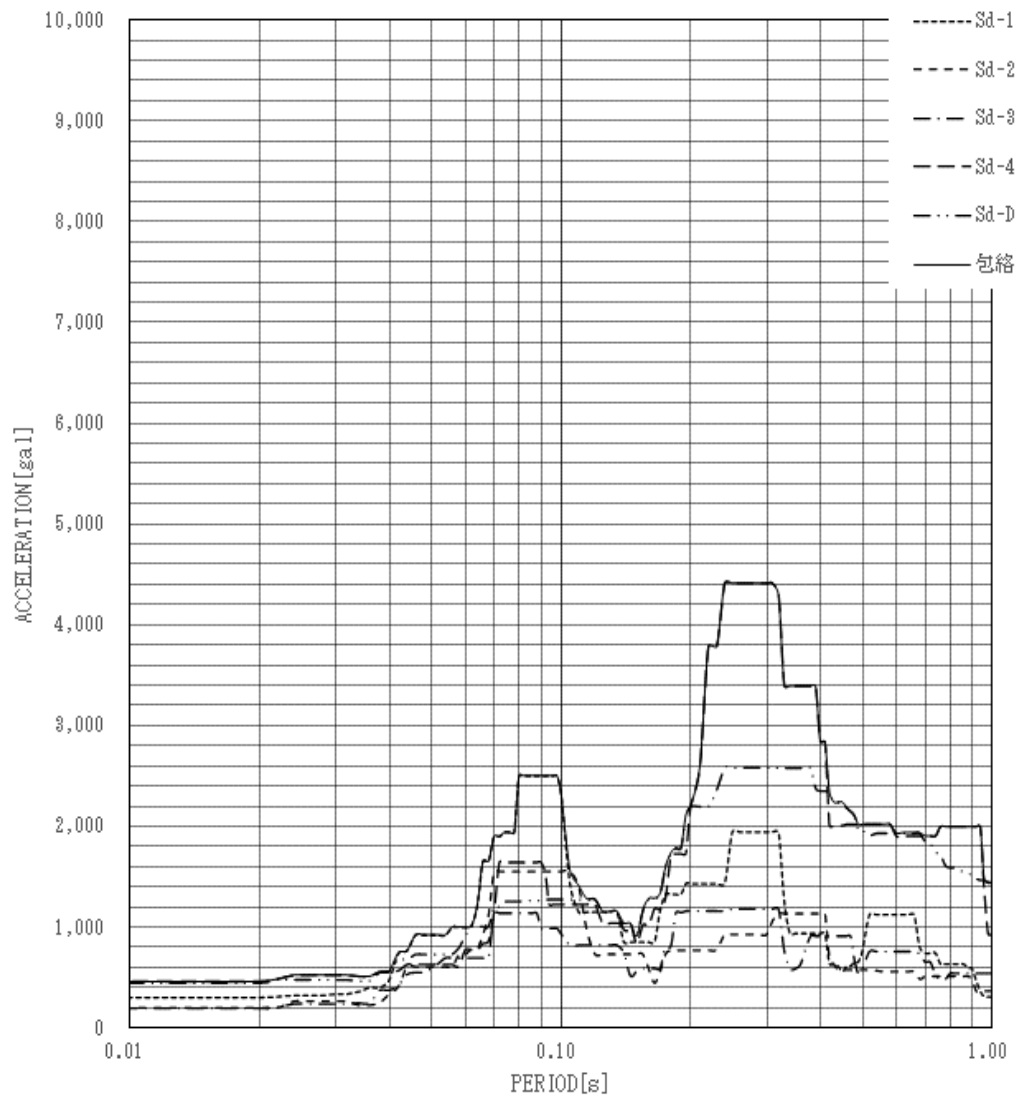


図-3-2.64 (1) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:20, 方向: NS, 減衰: 1.0%)

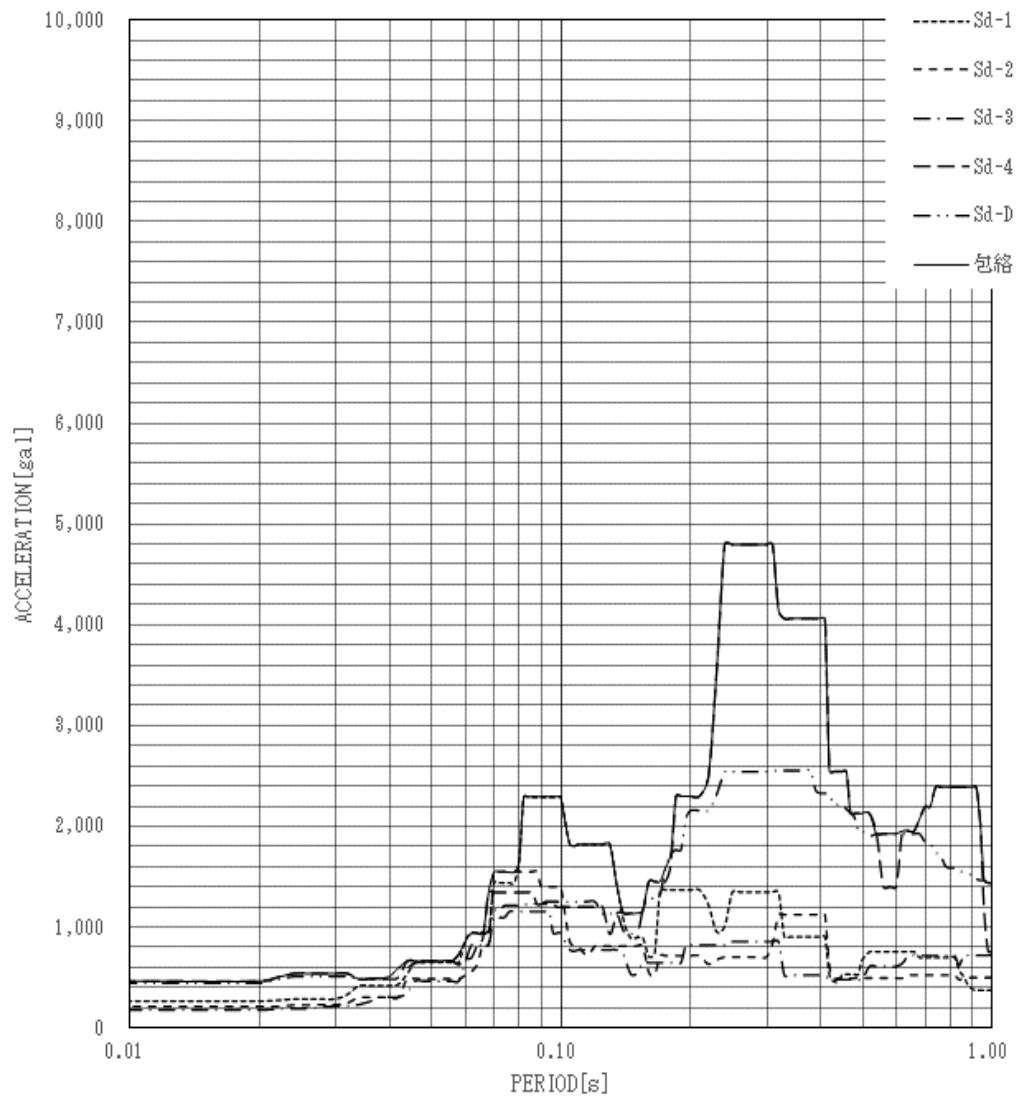


図-3-2.64 (2) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:20, 方向:EW, 減衰: 1.0%)

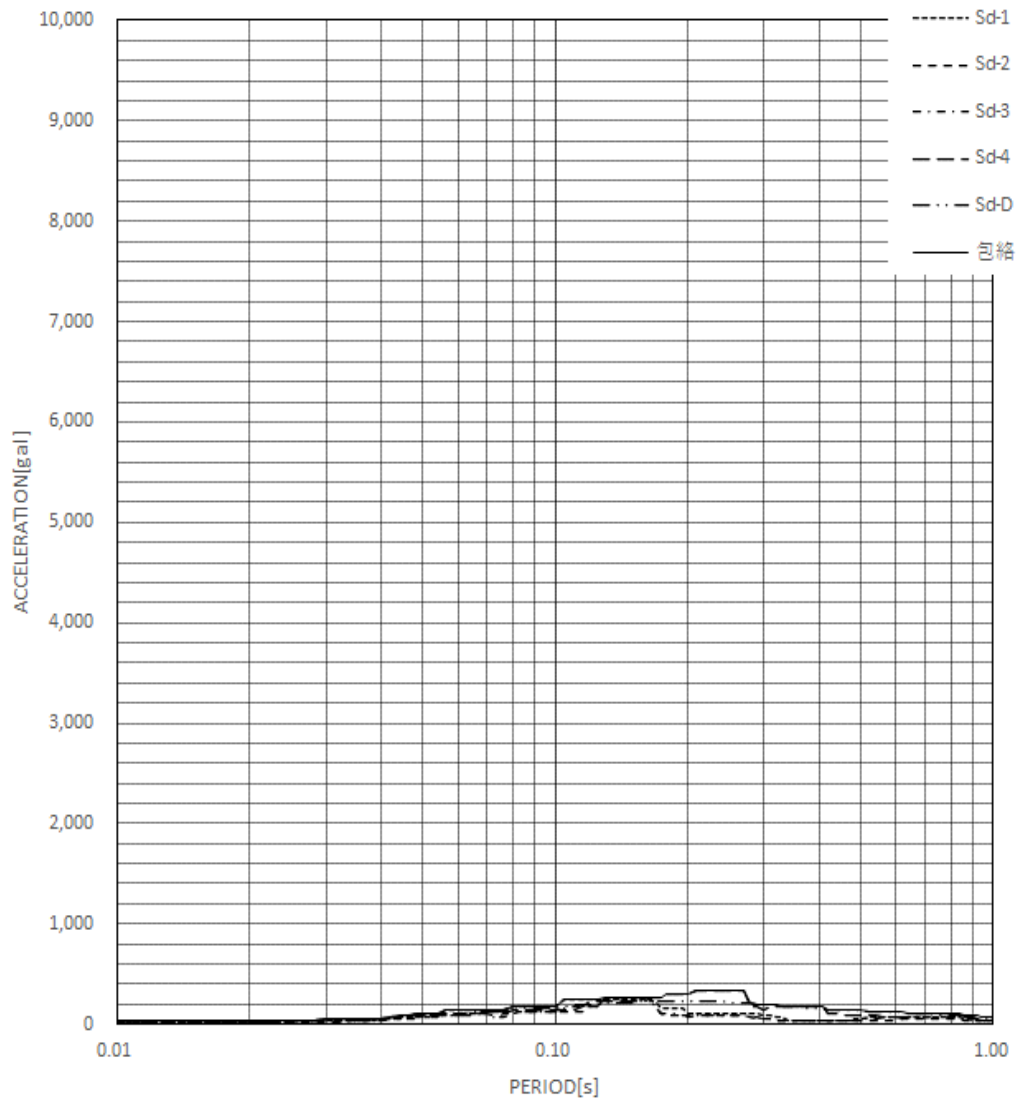


図-3-2.64 (3) 加速度応答スペクトル(地震動 Sd, 原子炉本体質点:20, 方向:UD, 減衰: 1.0%)

6. 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

3－3．照射筒の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-3- 1
1.1. 計算条件	添 3-3- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-3- 1
1.3. 記号の説明	添 3-3- 2
2. 計算方法	添 3-3- 3
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-3- 3
2.2. 応力の計算方法	添 3-3- 6
3. 評価方法	添 3-3- 7
3.1. 解析方法	添 3-3- 7
3.2. 応力の評価	添 3-3- 7
4. 設計条件	添 3-3- 8
5. 機器要目	添 3-3- 8
6. 計算数値	添 3-3- 9
6.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-3- 9
6.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-3- 9
7. 結論	添 3-3-11

1. 一般事項

本計算書は、照射筒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) 地震力は照射筒に対して水平方向及び鉛直方向に同時に作用するものとする。
- (2) 照射筒の上部はパッドにより重水タンク本体胴板、標準型燃料要素及びベリリウム反射体で水平方向に支持されており、下部は格子板 A により水平方向に支持されているものとする。
- (3) 動的地震力 (S_s, S_d) 及び静的地震力に対してそれぞれ評価を行う。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A5052BE-0	55	167

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	照射筒脚部の断面積	mm ²
A _e	照射筒脚部のせん断断面積	mm ²
A _{em}	照射筒本体のせん断断面積	mm ²
A _m	照射筒本体の断面積	mm ²
C _H	水平方向設計震度	—
C _V	鉛直方向設計震度	—
E	照射筒の縦弾性係数	N/mm ²
e	中立軸からの距離	mm
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 ²
f _t	照射筒の許容引張応力	N/mm ²
G	照射筒のせん断弾性係数	N/mm ²
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
I	照射筒脚部の断面二次モーメント	mm ⁴
I _m	照射筒本体の断面二次モーメント	mm ⁴
K ₁	水平方向バネ定数	N/mm
K ₂	鉛直方向バネ定数	N/mm
ℓ	据付面から照射筒の重心までの長さ	mm
ℓ _r	照射筒重心から上端までの長さ	mm
Q	重心に作用する任意の水平力	N
Q'	Qにより上端の指示部に作用する反力	N
S _s	地震力	—
S _u	第 1, 2 項に示す設計引張強さ	N/mm ²
S _y	第 1, 2 項に示す設計降伏点	N/mm ²
T ₁	水平方向の固有周期	s
T ₂	鉛直方向の固有周期	s
V	照射筒本体(プラグを含む)が排除する冷却水の体積	mm ³
W ₀	照射筒本体の運転時有効質量(プラグ重量を含む)	kg
Z	照射筒本体の断面係数	mm ³
ρ'	冷却水の比重量 (= 1.0 × 10 ⁻⁶)	kg/mm ³
σ ₃	せん断応力を当時に受ける脚部の組合せ応力	N/mm ²
σ _{x1}	運転時有効重量による照射筒の圧縮応力	N/mm ²
σ _{x2}	鉛直方向地震力による照射筒の圧縮応力	N/mm ²
σ _{x3}	水平方向地震力による照射筒の曲げ応力	N/mm ²
τ	照射筒のせん断応力	N/mm ²
v	照射筒のポアソン比	—

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- a. 変形モードは照射筒本体を梁と考えたとき曲げ及びせん断変形を考慮する。
- b. 照射筒本体上端部は標準型燃料要素又は、ベリリウム反射体(A型、B型)で支持され、下端部は格子板Aで固定されている。
- c. 照射筒本体(プラグを含む)の重量はその運転時重量に照射本体(プラグを含む)が排除する冷却水の重量を加えたものとする。

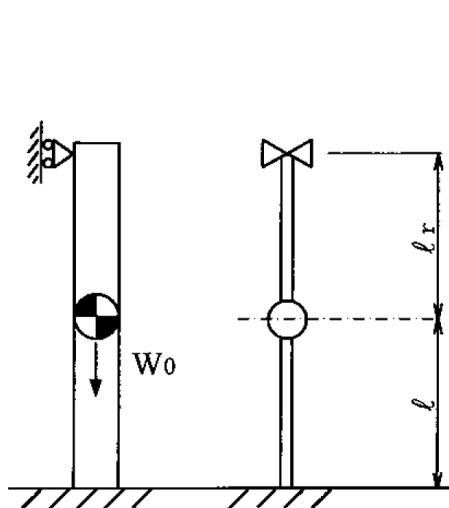


図-3-3.1 固有周期計算モデル

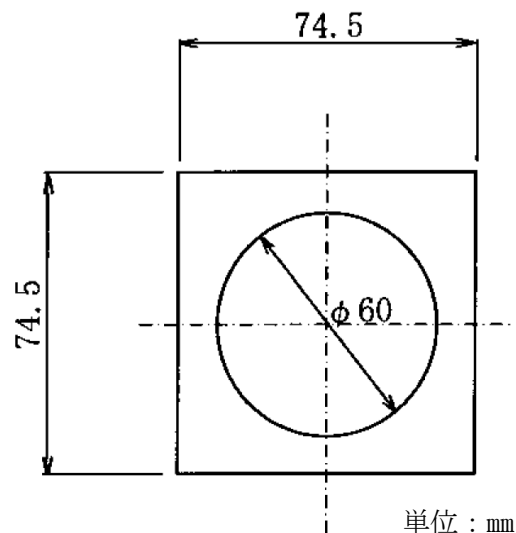


図-3-3.2 照射筒本体の断面形状

(2) 計算モデル

照射筒本体は上記仮定により図-3-3.1に示すような上端支持、下端固定の1質点系振動モデルとする。照射筒本体の断面形状を図-3-3.2に示す。

(3) 固有周期

水平方向及び鉛直方向それぞれに検討する。

a. 水平方向固有周期

曲げ及びせん断変形によるバネ定数 K は次式で表される。

重心の位置に水平方向の荷重 Q が作用したときに上端の指示部に生じる Q' は、
 図-3-3.3 に示すような各々の荷重による下端の変位量が等しいとして求めることができる。

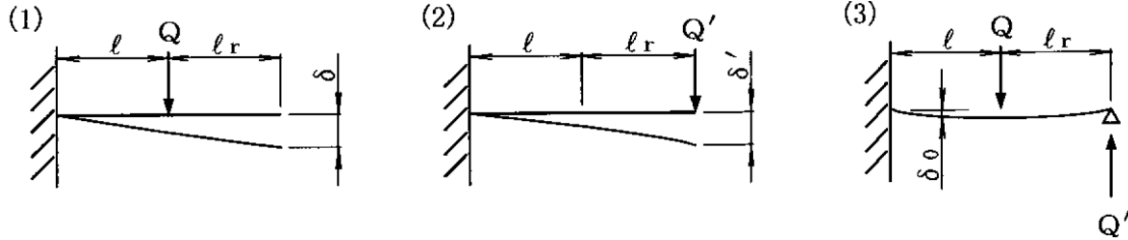


図-3-3.3 上端支持、下端固定の場合の変形モデル

図-3-3.3(1)の場合

$$\delta = \frac{Q \cdot l^2}{6E \cdot I} (2l + 3l_r) + \frac{Q \cdot l}{G \cdot A_e}$$

図-3-3.3(2)の場合

$$\delta' = \frac{Q'(\ell + l_r)^3}{3E \cdot I} + \frac{Q'(\ell + l_r)}{G \cdot A_e}$$

δ と δ' を等しく置くことにより、

$$Q' = Q \cdot \frac{\frac{l^2}{6E \cdot I} (2l + 3l_r) + \frac{l}{G \cdot A_e}}{\frac{(\ell + l_r)^3}{3E \cdot I} + \frac{\ell + l_r}{G \cdot A_e}}$$

重心位置での変位量 δ_0 は図-3-3.3 (3) より求めることができ、バネ定数 K は次式で表される。

$$K_1 = \frac{Q}{\delta_0} = \frac{1}{\frac{l^3}{3E \cdot I} + \left(1 - \frac{Q'}{Q}\right) \frac{l}{G \cdot A_e} - \frac{Q'}{Q} \cdot \frac{2l^3 + 3l^2 \cdot l_r}{6E \cdot I}}$$

したがって、固有周期は次式で表される。

$$T_1 = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000 \cdot K_1}}$$

b. 鉛直方向固有周期

鉛直方向の変形によるバネ定数は次式で求まる。

$$K_2 = \frac{A_m \cdot E}{\ell}$$

したがって、固有周期は次式で表される。

$$T_2 = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000 \cdot K_2}}$$

2.2. 応力の計算方法

応力の計算方法は断面合成の小さい脚部について行う。

(1) 運転時有効重量による応力

a. 運転時有効重量による応力

運転時有効重量による圧縮応力 σ_{x1} は次式による。

$$\sigma_{x1} = \frac{W_0 \cdot g}{A}$$

b. 地震による応力

鉛直方向地震力による圧縮応力 σ_{x2} は次式による。

$$\sigma_{x2} = \frac{C_v(W_0 + \rho' \cdot V) \cdot g}{A}$$

水平方向地震力による曲げ応力 σ_{x3} は次式による。

$$\sigma_{x3} = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \left| \ell - \frac{Q'}{Q}(\ell + \ell_r) \right|}{Z}$$

断面係数 Z は脚部の値で次式による。

$$Z = I/e$$

また、水平方向地震力によるせん断力 τ は次式による。

$$\tau = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \left(1 - \frac{Q'}{Q}\right)}{A_e}$$

(2) 組合せ応力

組合せ応力 σ_s は次式による。

$$\sigma_x = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3}$$

$$\sigma_s = \sqrt{\sigma_x^2 + 3\tau^2}$$

3. 評価方法

3.1. 解析方法

2.1 項で求めた固有周期及びモデルの質点系から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき解析方法の決定を行う。

3.2. 応力の評価

2.2(2) 項で求めた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。

許容応力状態	許容引張応力 f_t
IV _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)$
III _A S	

4. 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 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	
照射筒	S	原子炉建家(注1) FL-1.0	84.7	669.8	$C_H=8.84$	$C_V=0.97$	$C_H=1.89$	$C_V=0.52$	$C_H=0.58$	$C_V=0.29$	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、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAと標準型燃料要素の最大応答加速度の1.2倍の大きい方とし、鉛直方向は、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAとした。

5. 機器要目

W_0 (kg)	A_m (mm ²)	A_{em} (mm ²)	A (mm ²)	A_e (mm ²)	I_m (mm ⁴)	I (mm ⁴)	Z (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)
15	2723	1361	1770	884.8	1.93×10^6	8.58×10^5	1.97×10^4	67000	25200

ν	l (mm)	l_r (mm)	e (mm)	ρ' (kg/mm ³)	V (mm ³)	F(照射筒) (N/mm ²)	
						IV _A S	III _A S
0.33	500	500	43.6	1.00×10^{-6}	5.6×10^6	66	55

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態Ⅳ_{AS}

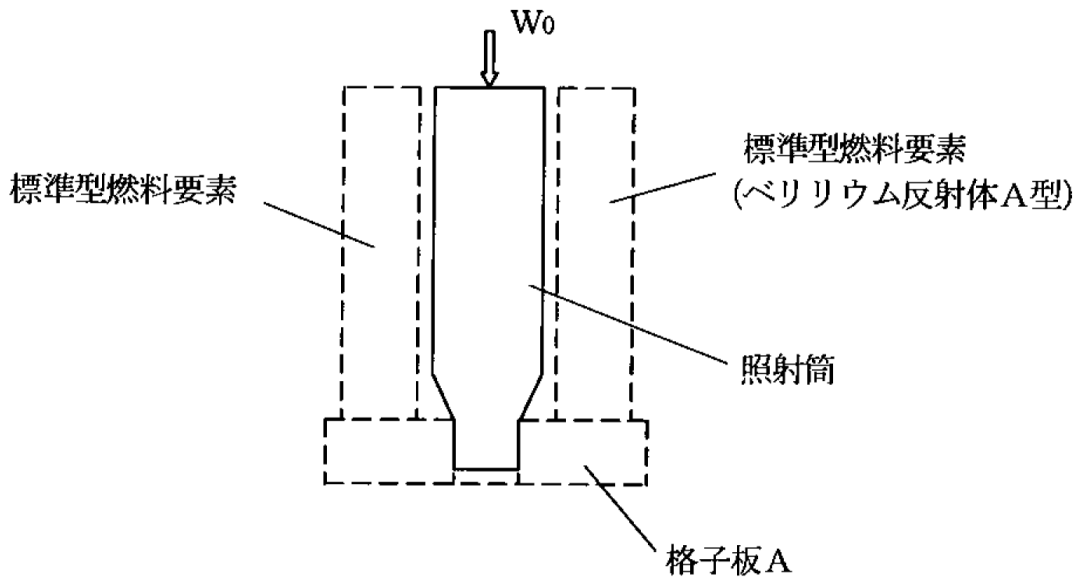
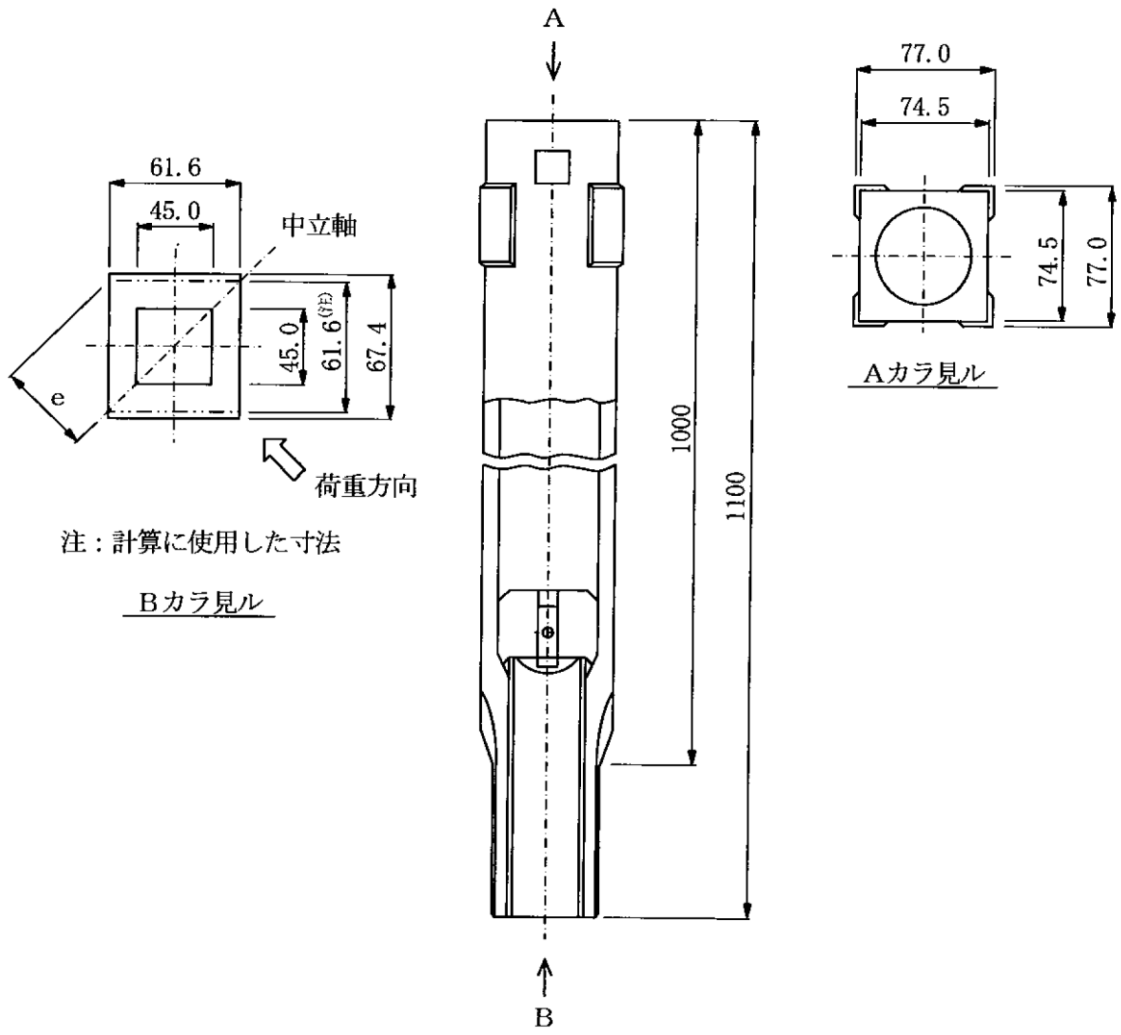
(単位：N/mm²)

地震波の種類		S _s	
応力の種類		応力	組合せ応力
運転時有効重力による応力	圧縮	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_s = 20$
	鉛直方向地震による応力	圧縮	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 17$	
	せん断	$\tau = 2$	

6.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

(単位：N/mm²)

地震波の種類		S _d と静的地震力の大きい方	
応力の種類		応力	組合せ応力
運転時有効重力による応力	圧縮	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_s = 7$
	鉛直方向地震による応力	圧縮	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 4$	
	せん断	$\tau = 1$	



単位：mm

図-3-3.4 形状・寸法・照射筒

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、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、6項の算出応力を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料応力	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	照射筒脚部	A5052BE-0	組合せ	$\sigma_s = 29$	$f_t = 66$
III _A S	照射筒脚部	A5052BE-0	組合せ	$\sigma_s = 10$	$f_t = 55$

3－4．炉心構造体の耐震強度評価

3-4-1. 格子板 A の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-4-1- 1
1.1. 計算条件	添 3-4-1- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-4-1- 1
1.3. 記号の説明	添 3-4-1- 2
2. 計算方法	添 3-4-1- 3
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-4-1- 3
2.2. 応力の計算方法	添 3-4-1- 4
2.2.1. 格子板 A の応力	添 3-4-1- 4
3. 評価方法	添 3-4-1- 7
3.1. 応力の評価	添 3-4-1- 7
3.1.1. 格子板 A の応力評価	添 3-4-1- 7
4. 設計条件	添 3-4-1- 8
5. 機器要目	添 3-4-1- 9
6. 計算数値	添 3-4-1-11
6.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-4-1-11
6.1.1. 格子板 A に生じる応力	添 3-4-1-11
6.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-4-1-11
6.2.1. 格子板 A に生じる応力	添 3-4-1-11
7. 結論	添 3-4-1-12

1. 一般事項

本計算書は、格子板 A 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) 格子板 A に生じる差圧を荷重として考慮する。
- (2) 動的地震力 (Ss, Sd) 及び静的地震力に対して評価を行う。

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 Sy (N/mm ²)	設計引張強さ Su (N/mm ²)
A6061F-T6	214	227

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_A	格子板 A の外径	mm
E	縦弾性係数	N/mm ²
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 ²
f_t	格子板 A の許容引張応力	N/mm ²
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
K	ばね定数	N/mm
l_A	格子板 A 支持ビームの長さ	mm
l_c	格子板 A 単位格子の長さ	mm
h	格子板 A の厚さ	mm
H_A	格子板 A に作用する水平力	N
I	格子板支持ビームの断面 2 次モーメント	mm ⁴
M_A	差圧により格子板 A 支持ビームに作用する曲げモーメント	N・mm
M_{V1}	死荷重により格子板 A 支持ビームに作用する曲げモーメント	N・mm
M_{V2}	鉛直方向地震力により格子板 A 支持ビームに作用する曲げモーメント	N・mm
M_H	水平方向地震力により格子板 A 支持ビームに作用する曲げモーメント	N・mm
P	設計差圧	MPa
S_s	地震力	—
t	固有周期	s
t_A	格子板 A 支持ビームのうちで最小の厚さ	mm
W_0	差圧により格子板 A 全体に作用する荷重	N
W_A	差圧により計算対象支持ビームに作用する荷重	N
W_V	格子板 A に作用する死荷重	N
σ_a	格子板 A の組合せ応力	N/mm ²
σ_{a1}	格子板 A 支持ビームの差圧による曲げ応力	N/mm ²
σ_{a2}	格子板 A 支持ビームの死荷重による曲げ応力	N/mm ²
σ_{a3}	格子板 A 支持ビームの鉛直方向地震力による曲げ応力	N/mm ²
σ_{a4}	格子板 A 支持ビームの水平方向地震力による曲げ応力	N/mm ²
ξ	計算対象支持ビームと格子板 A 全体支持ビームの長さの比 (l_c/l_A)	—

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

格子板 A の鉛直方向固有周期は単位格子部について計算することとし、計算モデルを図-3-4-1.1 に示す。

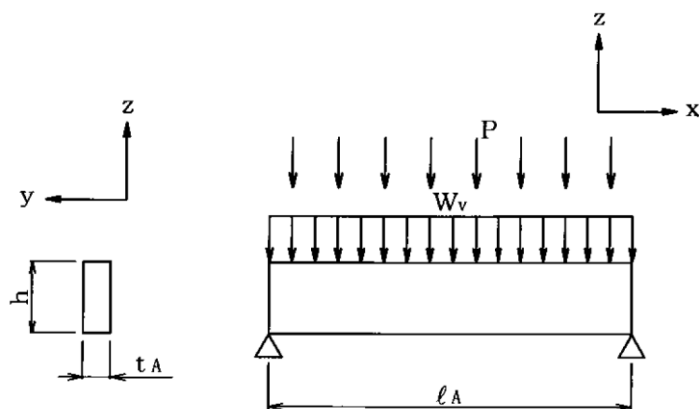


図-3-4-1.1 格子板 A の固有周期計算モデル(鉛直方向荷重)

鉛直方向の変形によるばね定数は次式で求まる。

$$K = \frac{\pi^4 \cdot E \cdot I}{\ell_A^3}$$

よって、固有周期は次式で求められる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{\xi \left\{ P \left(\frac{\pi}{4} D_A^2 \right) + W_v \right\}}{1000K \cdot g}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. 格子板 A の応力

格子板 A の応力計算は、最大応力が発生する単位格子部について計算することとし、計算モデルを図-3-4-1.2、図-3-4-1.3 に示す。

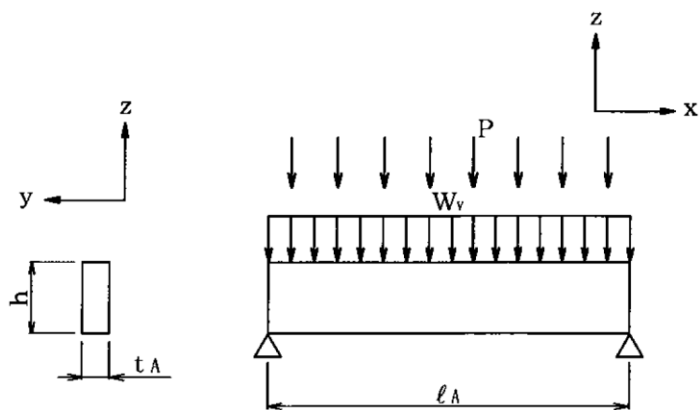


図-3-4-1.2 格子板 A の応力計算モデル（鉛直方向荷重）

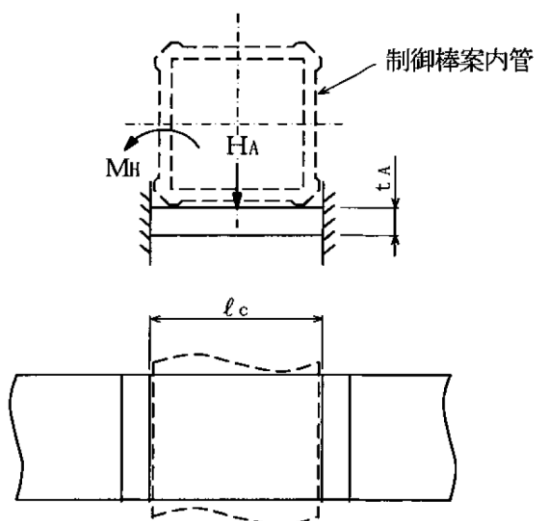


図-3-4-1.3 格子板 A の応力計算モデル（水平方向荷重）

(1) 差圧による応力

a. 差圧による荷重

格子板 A に作用する差圧は、格子板 A 全面に作用するものとし、その荷重は次式により求める。

$$W_0 = P \left(\frac{\pi}{4} \cdot D_A^2 \right)$$

この荷重を格子板 A の梁部分ですべて受け持つものとする、計算対象となる梁の荷重は、次式により求める。

$$W_A = \xi \cdot W_0$$

b. モーメント

図-3-4-1.2 に示すような等分布荷重を受ける両端支持梁では、梁中央部で最大の曲げモーメント (M_A) を生じ、せん断力は 0 となる。

$$M_A = \frac{W_A \cdot \ell_A}{8}$$

c. 曲げ応力及びせん断応力

$$\sigma_{a1} = \frac{M_A}{Z_y}$$

$$\tau_1 = 0$$

ここで

$$Z_y = \frac{t_A \cdot h^2}{6}$$

(2) 外荷重による応力

a. 死荷重による応力

死荷重による梁中央部の曲げモーメントは、次式により求める。

$$M_{V1} = \xi \frac{W_V \cdot \ell_A}{8}$$

従って、曲げ応力は次式により求まる。

$$\sigma_{a2} = \frac{M_{V1}}{Z_y}$$

b. 鉛直方向地震力による応力

鉛直方向地震力による梁中央部の曲げモーメントは次式により求める。

$$M_{V2} = \xi \frac{C_V \cdot W_V \cdot \ell_A}{8}$$

従って、曲げ応力は次式により求まる。

$$\sigma_{a3} = \frac{M_{V2}}{Z_y}$$

c. 水平方向地震力による応力

(a) 格子一個当たりの水平方向荷重

格子一個当たりの水平方向荷重は、図-3-4-1.3に示すように制御棒案内管により格子板 A の格子一個に受ける荷重を水平荷重とする。

(b) 格子の端部におけるモーメント

$$M_H = \frac{H_A \cdot \ell_c}{8}$$

(c) 曲げ応力及びせん断応力

$$\sigma_{a4} = \frac{M_H}{Z_z}$$

$$\tau_2 = \frac{3H_A}{4t_A \cdot h}$$

ここで

$$Z_z = \frac{t_A^2 \cdot h}{6}$$

(3) 組合せ応力

$$\sigma_a = \sqrt{(\sigma_{a1} + \sigma_{a2} + \sigma_{a3} + \sigma_{a4})^2 + 3\tau_2^2}$$

3. 評価方法

3.1. 応力の評価

3.1.1. 格子板 A の応力評価

2.2.1(3)で求めた格子板 A 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。

許容応力状態	許容引張応力 f_t
IV _A S	$1.5 \times \frac{F}{1.5}$
III _A S	

4. 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	
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度
格子板 A	S	原子炉建家 ^(注1) FL-1.0	36.7	$C_H=1.01$	$C_V=0.84$	$C_H=0.56$	$C_V=0.46$	$C_H=0.58$	$C_V=0.29$

設計差圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)
0.0981 (P_2-P_1)	100

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

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

条件	鉛直力	水平力	モーメント
	W_V (N)	H_A (N)	M (N・mm)
死荷重	5884	—	—
基準地震動 S_s	—	451.5	—
弾性設計用地震動 S_d	—	90.59	—
静的地震力	—	95.67	—

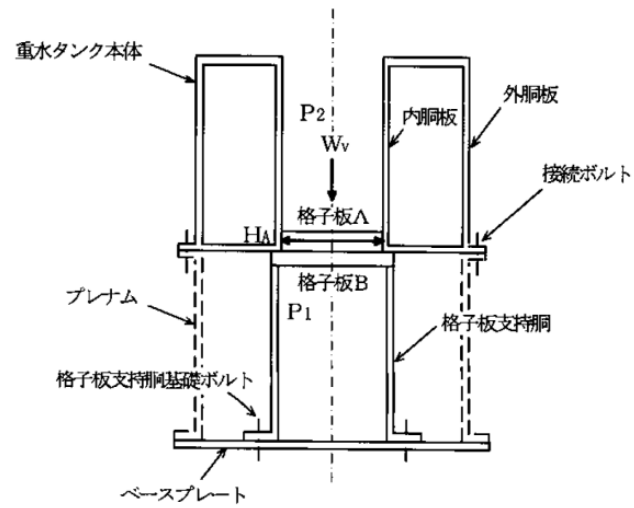
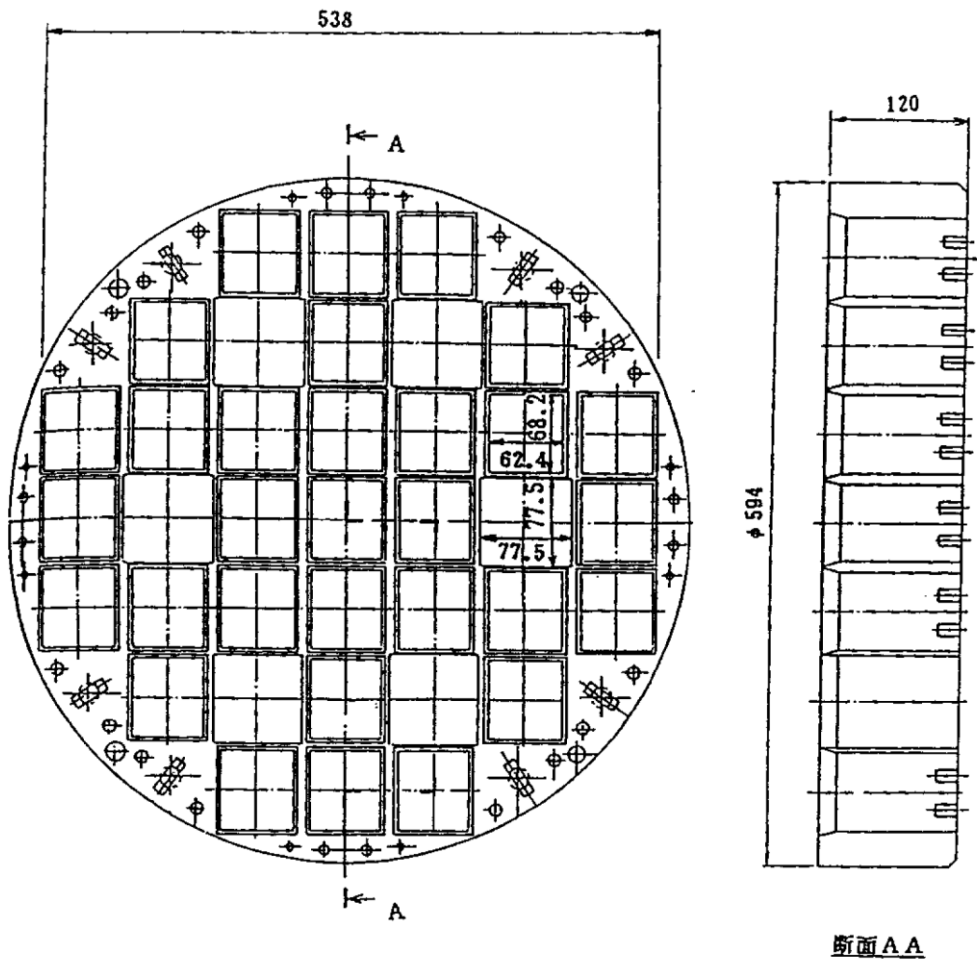


図-3-4-1.4 格子板 A の荷重説明図

5. 機器要目

D_A (mm)	l_A (mm)	l_C (mm)	t_A (mm)	h (mm)	E (N/mm ²)	I (mm ⁴)	ξ (-)
594	538	77.5	4.35	120	66000	6.26×10^5	0.144

F (N/mm ²)	
IV _{AS}	III _{AS}
158	158



断面A A

单位：mm

图-3-4-1.5 形状·寸法·格子板 A

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態Ⅳ_{AS}

6.1.1. 格子板 A に生じる応力

(単位 : N/mm²)

地震力の種類		S _s	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力	曲げ	$\sigma_{a1} = 26$	$\sigma_a = 49$
	せん断	—	
死荷重 (運転時重量) による応力	曲げ	$\sigma_{a2} = 6$	
	せん断	—	
鉛直方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{a3} = 5$	
	せん断	—	
水平方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{a4} = 12$	
	せん断	$\tau = 1$	

6.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

6.2.1. 格子板 A に生じる応力

(単位 : N/mm²)

地震力の種類		S _d と静的地震力の大きい方	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力	曲げ	$\sigma_{a1} = 26$	$\sigma_a = 38$
	せん断	—	
死荷重 (運転時重量) による応力	曲げ	$\sigma_{a2} = 6$	
	せん断	—	
鉛直方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{a3} = 3$	
	せん断	—	
水平方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{a4} = 3$	
	せん断	$\tau = 1$	

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、6 項の値を 1.42 倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	格子板 A	A6061F-T6	組合せ	$\sigma_a = 70$	$f_t = 158$
III _A S	格子板 A	A6061F-T6	組合せ	$\sigma_a = 54$	$f_t = 158$

3-4-2. 格子板 B の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-4-2- 1
1.1. 計算条件	添 3-4-2- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-4-2- 1
1.3. 記号の説明	添 3-4-2- 2
2. 計算方法	添 3-4-2- 3
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-4-2- 3
2.2. 応力の計算方法	添 3-4-2- 4
2.2.1. 格子板 B の応力	添 3-4-2- 4
3. 評価方法	添 3-4-2- 7
3.1. 応力の評価	添 3-4-2- 7
3.1.1. 格子板 B の応力評価	添 3-4-2- 7
4. 設計条件	添 3-4-2- 8
5. 機器要目	添 3-4-2- 9
6. 計算数値	添 3-4-2-11
6.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-4-2-11
6.1.1. 格子板 B に生じる応力	添 3-4-2-11
6.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-4-2-11
6.2.1. 格子板 B に生じる応力	添 3-4-2-11
7. 結論	添 3-4-2-12

1. 一般事項

本計算書は、格子板 B 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) 格子板 B に生じる差圧を荷重として考慮する。
- (2) 動的地震力 (S_s, S_d) 及び静的地震力に対して評価を行う。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A5052P-0	55	167

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
a	格子板 B 支持ビームの 1/2 の長さ	mm
b	格子板 B の厚さ	mm
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_B	重水タンク本体の内胴板の内径	mm
E	縦弾性係数	N/mm^2
e_1	格子板 B 支持ビームの中立軸からの距離	mm
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^2
f_t	格子板 B の許容引張応力	N/mm^2
I_B	格子板 B 支持ビームの断面二次モーメント	mm^4
K	ばね定数	N/mm
L	重水タンク本体の内胴板の内径の範囲内にある全格子板支持ビームの長さの和	mm
M_A	格子板 B 支持ビームの固定端モーメント	$N \cdot mm$
M_X	格子板 B 支持ビームに作用するモーメント	$N \cdot mm$
P	設計差圧	MPa
Ss	地震力	—
T	固有周期	s
w_p	格子板 B 支持ビームに作用する差圧による分布荷重	N/mm
w_d	格子板 B 支持ビームに作用する死荷重による分布荷重	N/mm
w_s	格子板 B 支持ビームに作用する鉛直方向地震力による分布荷重	N/mm
t_B	格子板 B 支持ビームのうちで最小の厚さ	mm
W_B	格子板 B に作用する死荷重	N
W_e	格子板 B に作用する鉛直方向地震力による荷重	N
σ_s	格子板 B の組合せ応力	N/mm^2
σ_{x1}	格子板 B 支持ビームの差圧による曲げ応力	N/mm^2
σ_{x2}	格子板 B 支持ビームの死荷重による曲げ応力	N/mm^2
σ_{x3}	格子板 B 支持ビームの鉛直方向地震力による曲げ応力	N/mm^2
τ_{x1}	格子板 B 支持ビームの差圧によるせん断応力	N/mm^2
τ_{x2}	格子板 B 支持ビームの死荷重によるせん断応力	N/mm^2
τ_{x3}	格子板 B 支持ビームの鉛直方向地震力によるせん断応力	N/mm^2

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

格子板 B の鉛直方向固有周期は単位格子部について計算することとし、計算モデルを図-3-4-2.1 に示す。

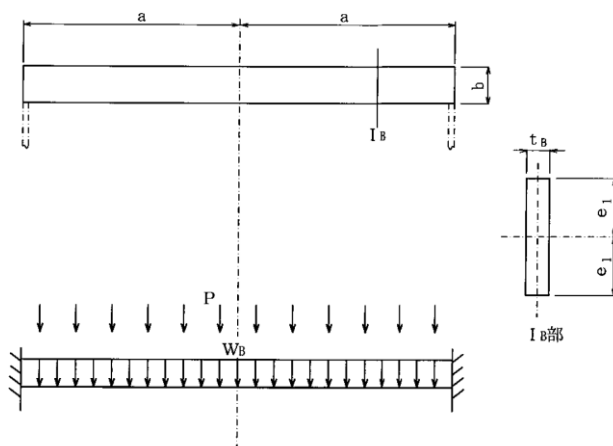


図-3-4-2.1 格子板 B の固有周期計算モデル (鉛直方向荷重)

鉛直方向の変形によるばね定数は次式で求まる。

$$K = \frac{(4.73)^4 \cdot E \cdot I_B}{(2a)^3}$$

よって、固有周期は次式で求められる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{\left\{ P \left(\frac{\pi}{4} D_B^2 \right) + W_B \right\} \frac{2a}{L}}{1000K \cdot g}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. 格子板 B の応力

格子板 B の支持ビームは図-3-4-2.2 に示すように支持ビームの中で最小となる断面の
一様なビームとして計算する。

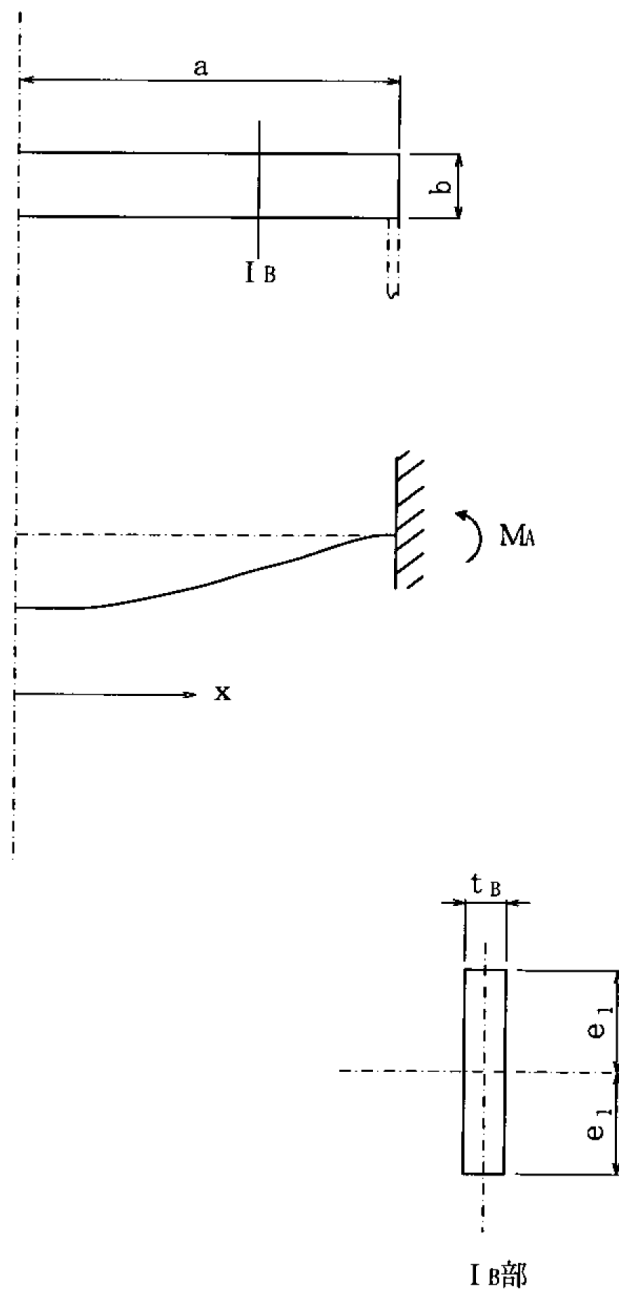


図-3-4-2.2 支持ビームの計算モデル

(1) 差圧による応力

a. 差圧による荷重

格子板 B に作用する差圧により生じる格子板 B の支持ビーム単位長さ当たりの分布荷重 w_p は次式により求める。

$$w_p = P \left(\frac{\pi \cdot D_B^2}{4} \right) \frac{1}{L}$$

b. 差圧による曲げ応力

(a) モーメント

格子板 B の支持ビームのモーメントは、支持ビームの固定端で最大のモーメントを生じる。任意の点 x におけるモーメント M_x は次式により求める。

$$M_x = -M_A + \frac{w_p}{2} (a^2 - x^2)$$

ここで、固定端モーメント M_A は次式により求める。

$$M_A = \frac{w_p \cdot a^2}{3}$$

(b) 曲げ応力

格子板 B の支持ビームの曲げ応力はビーム固定端で最大となり、次式により求める。

$$\sigma_{x1} = \frac{M_A \cdot e_1}{I_B}$$

c. せん断応力

せん断応力は支持ビームの固定端で最大となり、支持ビームの中央で 0 となる。支持ビームの固定端におけるせん断応力は次式により求める。

$$\tau_{x1} = \frac{3w_p \cdot a}{2b \cdot t_B}$$

(2) 外荷重による応力

a. 死荷重による応力

格子板 B による作用する死荷重は、格子板 B に均等に作用するものとし、格子板 B 支持ビーム単位長さ当たりの分布荷重 w_d は次式により求める。

$$w_d = \frac{W_B}{L}$$

(a) モーメント

格子板 B の支持モーメントのモーメントは固定端で最大となり、固定端モーメント M_A は次式により求める。

$$M_A = \frac{w_d \cdot a^2}{3}$$

(b) 曲げ応力及びせん断応力

$$\sigma_{x2} = \frac{M_A \cdot e_1}{I_B}$$

$$\tau_{x2} = \frac{3w_d \cdot a}{2b \cdot t_B}$$

b. 鉛直方向地震力による応力

格子板 B 支持ビーム単位長さ当たりの分布荷重 w_s は次式により求める。

$$w_s = \frac{W_e}{L}$$

ここで、 $W_e = C_v \cdot W_B$

(a) モーメント

格子板 B の支持ビームのモーメントは固定端で最大となり、固定端モーメント M_A は次式により求める。

$$M_A = \frac{w_s \cdot a^2}{3}$$

(b) 曲げ応力及びせん断応力

$$\sigma_{x3} = \frac{M_A \cdot e_1}{I_B}$$

$$\tau_{x3} = \frac{3w_s \cdot a}{2b \cdot t_B}$$

(3) 組合せ応力

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3})^2 + 3(\tau_{x1} + \tau_{x2} + \tau_{x3})^2}$$

3. 評価方法

3.1. 応力の評価

3.1.1. 格子板 B の応力評価

2.2.1(3)で求めた格子板 B 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。

許容応力状態	許容引張応力 f_t
IV _A S	$1.5 \times \frac{F}{1.5}$
III _A S	

4. 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	
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度
格子板 B	S	原子炉建家 ^(注1) FL-1.0	50.7	$C_H=1.01$	$C_V=0.97$	$C_H=0.56$	$C_V=0.52$	$C_H=0.58$	$C_V=0.29$

設計差圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)
0.0981 (P_2-P_1)	100

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAとした。

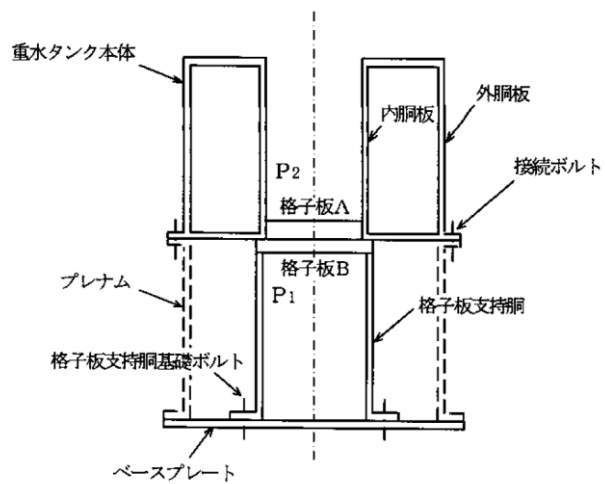
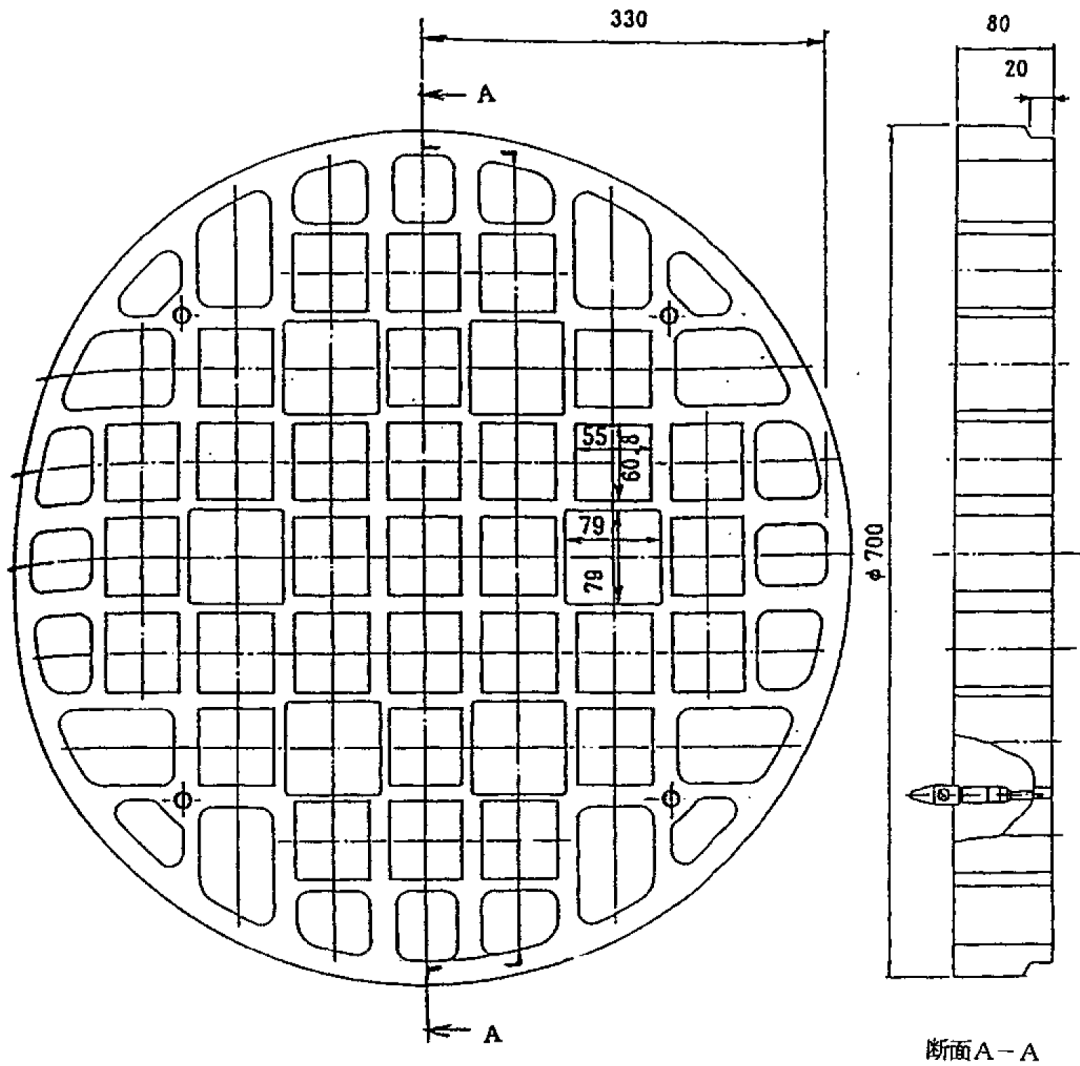


図-3-4-2.3 格子板 B の荷重説明図

5. 機器要目

W_B (N)	D_B (mm)	L (mm)	a (mm)	b (mm)	t_B (mm)	e_1 (mm)
6375	600	6431	330	80	7.3	40

E (N/mm ²)	I_B (mm ⁴)	F (N/mm ²)	
		IV _A S	III _A S
67000	3.11×10^5	66	55



单位：mm

图-3-4-2.4 形状·寸法·格子板 B

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態Ⅳ_{AS}

6.1.1. 格子板 B に生じる応力

(単位 : N/mm²)

地震力の種類		S _s	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力	曲げ	$\sigma_{x1} = 21$	$\sigma_s = 33$
	せん断	$\tau_{x1} = 4$	
死荷重 (運転時重量) による 応力	曲げ	$\sigma_{x2} = 5$	
	せん断	$\tau_{x2} = 1$	
鉛直方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 5$	
	せん断	$\tau_{x3} = 1$	

6.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

6.2.1. 格子板 B に生じる応力

(単位 : N/mm²)

地震力の種類		S _d と静的地震力の大きい方	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力	曲げ	$\sigma_{x1} = 21$	$\sigma_s = 31$
	せん断	$\tau_{x1} = 4$	
死荷重 (運転時重量) による 応力	曲げ	$\sigma_{x2} = 5$	
	せん断	$\tau_{x2} = 1$	
鉛直方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 3$	
	せん断	$\tau_{x3} = 1$	

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、6 項の値を 1.42 倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	格子板 B	A5052P	組合せ	$\sigma_a = 47$	$f_t = 66$
III _A S	格子板 B	A5052P	組合せ	$\sigma_a = 44$	$f_t = 55$

3－4－3． 格子板支持胴の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-4-3- 1
1.1. 計算条件	添 3-4-3- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-4-3- 1
1.3. 記号の説明	添 3-4-3- 2
2. 計算方法	添 3-4-3- 4
2.1. 応力の計算方法	添 3-4-3- 4
2.1.1. 格子板支持胴の応力	添 3-4-3- 4
2.1.2. 基礎ボルトの応力	添 3-4-3- 5
3. 評価方法	添 3-4-3- 8
3.1. 応力の評価	添 3-4-3- 8
3.1.1. 格子板支持胴の応力評価	添 3-4-3- 8
3.1.2. 基礎ボルトの応力評価	添 3-4-3-10
4. 設計条件	添 3-4-3-11
5. 機器要目	添 3-4-3-11
6. 計算数値	添 3-4-3-12
6.1. 許容応力状態 $IV_A S$	添 3-4-3-12
6.1.1. 胴に生じる一次一般膜応力	添 3-4-3-12
6.1.2. 基礎ボルトに生じる応力	添 3-4-3-12
6.2. 許容応力状態 $III_A S$	添 3-4-3-13
6.2.1. 胴に生じる一次一般膜応力	添 3-4-3-13
6.2.2. 基礎ボルトに生じる応力	添 3-4-3-13
7. 結論	添 3-4-3-15

1. 一般事項

本計算書は、格子板支持胴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) 格子板 B に生じる差圧を荷重として考慮する。
- (2) 地震力は格子板支持胴に対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (3) 格子板支持胴は基礎ボルトでベースプレートに固定されているものとする。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A5052P-0	55	167
SUS304	171 (205) ^(注)	441

注：() 内の値は室温における値を示す。

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_K	格子板支持胴の計算モデルの断面積	mm^2
A_b	基礎ボルトの呼び径における軸断面積	mm^2
D_c	基礎ボルトのピッチ円径	mm
t_1	基礎ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側ベースプレート相当幅	mm
C_c	基礎ボルト計算における係数	—
C_t	基礎ボルト計算における係数	—
D_{bo}	格子板支持胴の基礎フランジの外径	mm
D_{bi}	格子板支持胴の基礎フランジの内径	mm
D_j	格子板支持胴の穴の円周方向長さ	mm
D_K	格子板支持胴の計算モデルの内径	mm
E_K	格子板支持胴の縦弾性係数	N/mm^2
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^2
F_c	ベースプレートに作用する圧縮力	N
F_t	基礎ボルトに作用する引張力	N
f_b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	N/mm^2
f_c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	N/mm^2
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{to}	引張力のみを受ける基礎ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{sb}	せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	N/mm^2
f_t	格子板支持胴の許容引張応力	N/mm^2
I_K	格子板支持胴の計算モデルの断面二次モーメント	mm^4
k	基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数	—
H_K	格子板支持胴に作用するせん断力	N
M_K	格子板支持胴に作用する転倒モーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
n	基礎ボルトの本数	—
s	基礎ボルトとベースプレートの縦弾性係数比	—
P	設計差圧	MPa
S_s	地震力	—

記号	記号の説明	単位
t_K	格子板支持胴の計算モデルの厚さ	mm
W_K	格子板支持胴に作用する死荷重	N
W_{KV}	格子板支持胴に作用する軸力	N
W_{V_k}	格子板支持胴に作用する鉛直方向の地震荷重	N
Y_K	格子板支持胴開口部の水平断面における	mm
α	基礎ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
η	座屈応力に対する安全率	—
σ_K	格子板支持胴の組合せ応力	N/mm ²
σ_b	基礎ボルトに生じる引張応力	N/mm ²
σ_c	ベースプレートに生じる圧縮応力	N/mm ²
σ_{K1}	格子板支持胴の差圧による圧縮応力	N/mm ²
σ_{K2}	格子板支持胴の死荷重による曲げ応力	N/mm ²
σ_{K3}	格子板支持胴の鉛直方向地震力による圧縮応力	N/mm ²
σ_{K4}	格子板支持胴の曲げモーメントによる軸方向応力	N/mm ²
τ_K	格子板支持胴の水平力によるせん断応力	N/mm ²
τ_b	基礎ボルトに生じるせん断応力	N/mm ²
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関係	—
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関係	—

2. 計算方法

2.1. 応力の計算方法

2.1.1. 格子板支持胴の応力

格子板支持胴の計算モデルを図-3-4-3.1に示す。ここで、格子板支持胴の断面形状はリブの部分の面積を加えた円筒に穴のあいたものに置き換えて計算する。

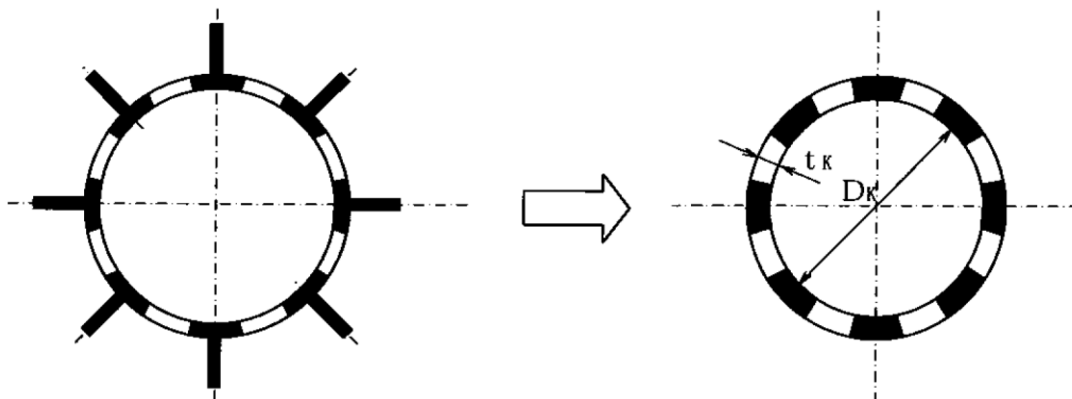


図-3-4-3.1 格子板支持胴の計算モデル

すなわち、格子板支持胴断面に現れる冷却水出口の穴による影響を考慮すると、格子板支持胴の断面二次モーメント I_K 、開口部の水平断面における最大円周長さ Y_K 及び断面積 A_K は次式で表すことができる。

$$I_K = \frac{\{\pi(D_K + t_K) - Y_K\}(D_K + t_K)^2 t_K}{8}$$

$$Y_K = \sum_j (D_K + t_K) \sin^{-1} \left(\frac{D_j}{D_K + t_K} \right)$$

$$A_K = \{\pi(D_K + t_K) - Y_K\} t_K$$

(1) 差圧荷重による応力

格子板 B に生じる差圧により格子板支持胴に圧縮応力が生じる。この圧縮応力は次式により求める。

$$\sigma_{K1} = \frac{\pi \cdot P \cdot D_K^2}{4\{\pi(D_K + t_K) - Y_K\} t_K}$$

(2) 死荷重(運転時重量)及び鉛直方向地震による応力

格子板支持胴底部に生じる死荷重(運転時重量)及び鉛直方向地震による圧縮応力は次式により求める。

$$\sigma_{K2} = \frac{W_K}{\{\pi(D_K + t_K) - Y_K\} t_K}$$

$$\sigma_{K3} = \frac{W_{KV}}{\{\pi(D_K + t_K) - Y_K\} t_K}$$

(3) 水平方向地震力による応力

この水平方向の地震力により格子板支持胴には曲げモーメントが作用する。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式により求める。

$$\sigma_{K4} = \frac{4M_K}{\{\pi(D_K + t_K) - Y_K\}(D_K + t_K)t_K}$$

$$\tau_K = \frac{2H_K}{\{\pi(D_K + t_K) - Y_K\}t_K}$$

(4) 組合せ応力

組合せ応力は次式により求める。

$$\sigma_K = \sqrt{(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3} + \sigma_{K4})^2 + 3\tau_K^2}$$

2.1.2. 基礎ボルトの応力

(1) せん断応力

基礎ボルトに作用するせん断力は格子板支持胴に作用するものと同じとし、基礎ボルトに生じるせん断応力は次式により求める。

$$\tau_b = \frac{H_K}{n \cdot A_b}$$

(2) 引張応力

基礎ボルトに作用する転倒モーメント M は、格子板支持胴に作用するものと同じとする。転倒モーメントが作用した場合に生じる基礎ボルトの引張荷重と基礎部の圧縮荷重については、荷重と変形の釣合条件を考慮することにより求めることができる。(図-3-4-3.2 参照)

以下にその手順を示す。

$$t_1 = \frac{n \cdot A_b}{\pi \cdot D_c}$$

$$t_2 = \frac{1}{2}(D_{bo} - D_{bi}) - t_1$$

a. σ_b , σ_c を仮定して係数 k を求める。

$$k = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_b}{s \cdot \sigma_c}}$$

b. α を求める。

$$\alpha = \cos^{-1}(1 - 2k)$$

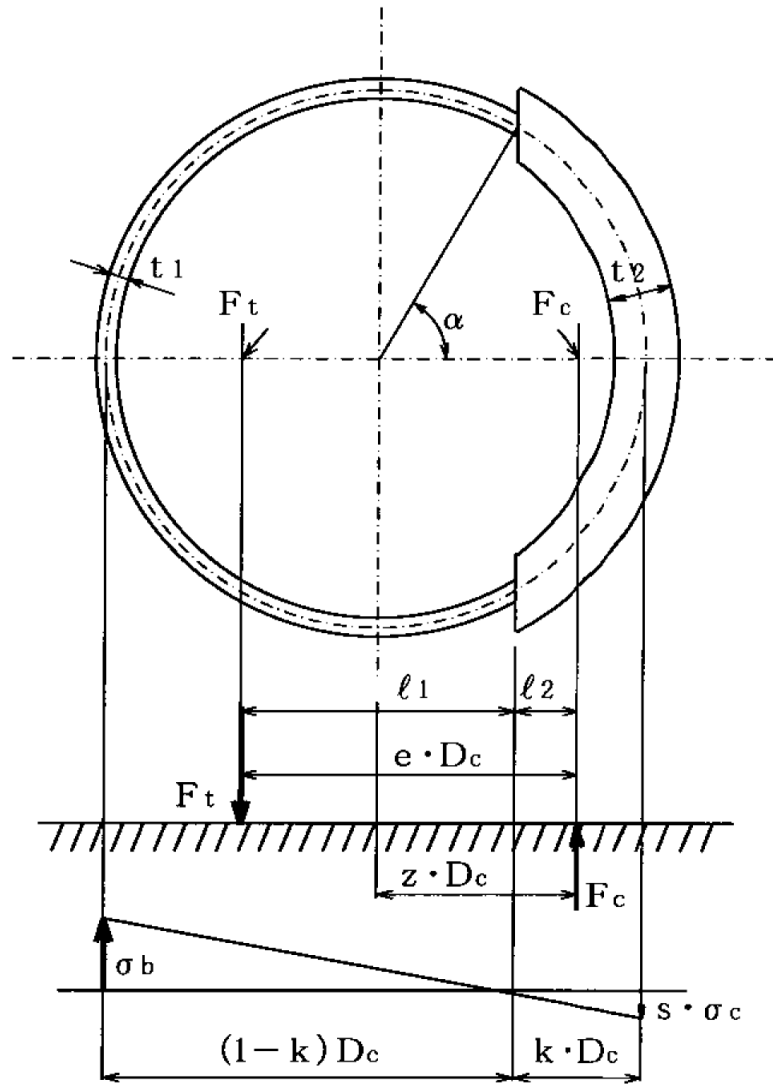


図-3-4-3.2 基礎の荷重説明図

c. 各定数 e , z , C_t , C_c を計算する。

$$e = \frac{1}{2} \left\{ \frac{(\pi - \alpha) \cos^2 \alpha + \frac{1}{2}(\pi - \alpha) + \frac{3}{2} \sin \alpha \cdot \cos \alpha}{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha} \right.$$

$$\left. + \frac{\frac{1}{2}\alpha - \frac{3}{2} \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right\}$$

$$z = \frac{1}{2} \left\{ \cos \alpha + \left[\frac{\frac{1}{2}\alpha - \frac{3}{2} \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right] \right\}$$

$$C_t = \frac{2\{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha\}}{1 + \cos \alpha}$$

$$C_c = \frac{2(\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha)}{1 - \cos \alpha}$$

- d. 各定数を用いて F_t , F_c を求める。

$$F_t = \frac{M_K - W_{vk} \cdot z \cdot D_c}{e \cdot D_c}$$

$$F_c = F_t + W_{vk}$$

基礎ボルトにおいて引張力が作用しないのは、 α が π に等しくなったときであるので、2.1.2. (2)c. 項の式において α を π に近づけた場合の値 $e=0.75$, $z=0.25$ を 2.1.2. (2)d. 項の式に代入し、得られる F_t の値によって引張力の有無を次のように判定できる。

$F_t \leq 0$ ならば、引張力は作用しない。

$F_t > 0$ ならば、引張力は作用しているので以降の計算を行う。

- e. σ_b , σ_c を求める。

$$\sigma_b = \frac{2F_t}{t_1 \cdot D_c \cdot C_t}$$

$$\sigma_c = \frac{2F_c}{(t_2 + s \cdot t_1) \cdot D_c \cdot C_c}$$

σ_b , σ_c が、a にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。

この場合の σ_b , σ_c を基礎ボルトとベースプレートに生じる応力とする。

3. 評価方法

3.1. 応力の評価

3.1.1. 格子板支持胴の応力評価

- (1) 2.1.1(4)で求めた格子板支持胴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。

許容応力状態	許容引張応力 f_t
IV _A S	$1.5 \times \frac{F}{1.5}$
III _A S	

- (2) 格子板支持胴の圧縮膜応力は次式を満足すること。

$$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{f_b} \leq 1$$

ここで、 f_c は次によるものとする。

$$\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$f_c = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_K + 2t_K}{2t_K} < \frac{8000g}{F}$$

$$f_c = F \left[1 - \frac{1}{6800g} \left\{ F - \phi 1 \left(\frac{8000g}{F} \right) \right\} \left(\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} - \frac{1200g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{8000g}{F} \leq \frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \leq 800g$$

$$f_c = \phi 1 \left(\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \right)$$

ただし、 $\phi 1(x)$ は次の関数とする。

$$\phi 1(x) = 0.6 \frac{E_K}{x} \left[1 - 0.901 \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \sqrt{x} \right) \right\} \right]$$

また、 f_b は次によるものとする。

$$\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$f_b = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_K + 2t_K}{2t_K} < \frac{9600g}{F}$$

$$f_b = F \left[1 - \frac{1}{8400g} \left\{ F - \phi 2 \left(\frac{9600g}{F} \right) \right\} \left(\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} - \frac{1200g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{9600g}{F} \leq \frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \leq 800g$$

$$f_b = \phi 2 \left(\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \right)$$

ただし、 $\phi 2(x)$ は次の関数とする。

$$\phi 2(x) = 0.6 \frac{E_K}{x} \left[1 - 0.731 \left\{ 1 - \exp \left(-\frac{1}{16} \sqrt{x} \right) \right\} \right]$$

η は安全率で次式による値とする。

$$\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$\eta = 1$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_K + 2t_K}{2t_K} < \frac{8000g}{F}$$

$$\eta = 1 + \frac{0.5F}{6800g} \left(\frac{D_K + 2t_K}{2t_K} - \frac{1200g}{F} \right)$$

$$\frac{8000g}{F} \leq \frac{D_K + 2t_K}{2t_K}$$

$$\eta = 1.5$$

3.1.2. 基礎ボルトの応力評価

2.1.2 項で求めた基礎ボルト引張応力 σ_b は、下記の 2 式より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。

せん断応力 τ_b は、せん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力 f_{sb} 以下であること。

$$f_{ts} = 1.4 \times 1.5f_{t0} - 1.6\tau_b$$

$$f_{ts} = 1.5f_{t0}$$

ただし、 f_{t0} 、 f_{sb} は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_{t0}	許容せん断応力 f_{sb}
IV _A S	$1.5 \times \frac{F}{2}$	$1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$
III _A S		

4. 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) (注2)		設計差圧 (MPa)	最高使用温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向		
格子板支持胴	S	原子炉建家(注1) FL-1.0	水平方向	鉛直方向	0.0981 (P ₂ -P ₁)	100
			36.7	121.4		

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：「添付書類 3-2 原子炉本体の地震応答解析」による

条件		鉛直力	水平力	モーメント	備考
		W _K (N)	H _K (N)	M _K (N・mm)	
死荷重		26530	—	—	
静的地震力	地震荷重	7694	9221	11760000	
	スロッシング荷重	—	11050	17180000	
Sd	地震荷重	11330	7324	9379000	
	スロッシング荷重	—	11050	17180000	
Ss	地震荷重	21350	13300	17000000	
	スロッシング荷重	—	15220	23670000	

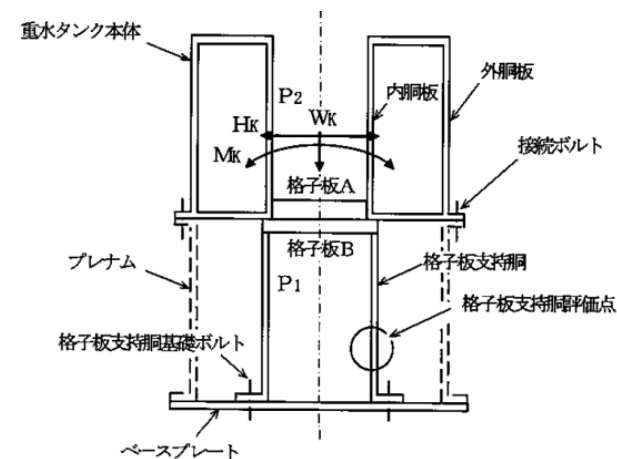


図-3-4-3.3 格子板支持胴の荷重説明図

5. 機器要目

D _K (mm)	D _J (mm)	t _K (mm)	s (-)	n (-)	D _c (mm)	D _{bo} (mm)	D _{bi} (mm)	A _b (mm ²) (M20)	F (N/mm ²) (格子板支持胴)		F (N/mm ²) (基礎ボルト)	
									IV _A S	III _A S	IV _A S	III _A S
									653	150	18.5	1

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態Ⅳ_{AS}

6.1.1. 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類		S _s	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力		$\sigma_{K1} = 2$	$\sigma_K = 23$
死荷重(運転時重量による応力)		$\sigma_{K2} = 2$	
鉛直方向地震力による応力		$\sigma_{K3} = 2$	
水平方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{K4} = 15$	
	せん断	$\tau_K = 4$	
圧縮と曲げの組合せ(座屈の評価)		$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{1.5f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{1.5f_b} \leq 1$	
		0.32	

6.1.2. 基礎ボルトに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	S _s	
応力の種類	引張応力	せん断応力
基礎ボルト	$\sigma_b = 15$	$\tau_b = 6$

6.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

6.2.1. 胴に生じる一次一般膜応力

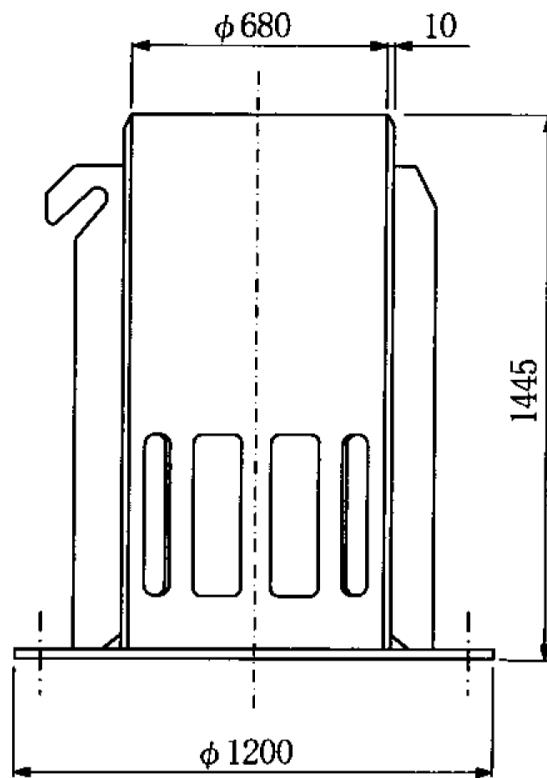
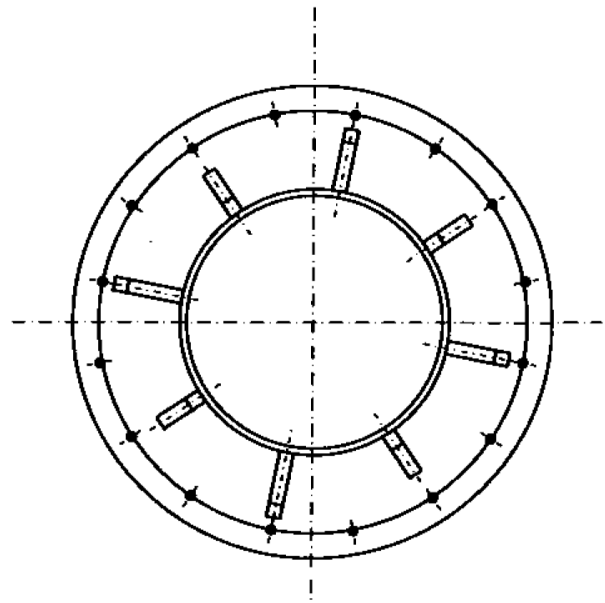
(単位：N/mm²)

地震力の種類		Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力		$\sigma_{K1} = 2$	$\sigma_K = 17$
死荷重(運転時重量による応力)		$\sigma_{K2} = 2$	
鉛直方向地震力による応力		$\sigma_{K3} = 1$	
水平方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{K4} = 11$	
	せん断	$\tau_K = 3$	
圧縮と曲げの組合せ(座屈の評価)		$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{1.5f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{1.5f_b} \leq 1$	
		0.29	

6.2.2. 基礎ボルトに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
基礎ボルト	$\sigma_b = 12$	$\tau_b = 4$



单位：mm

图-3-4-3.4 形状·寸法·格子板支持胴

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せについては、構造上、地震の方向によって発生応力が最大となる位置が異なることから考慮不要とした。ただし、ボルトのせん断は水平2方向の荷重を同時に受けるため、6項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力	
IV _{AS}	格子板 支持胴	A5052P-0	組合せ	$\sigma_K = 23$	$f_t = 66$	
			圧縮と曲げの 組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{f_b} \leq 1$	0.319	
			基礎 ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 15$
			せん断	$\tau_b = 9$	$f_{sb} = 132$	
	III _{AS}	格子板 支持胴	A5052P-0	組合せ	$\sigma_K = 17$	$f_t = 55$
				圧縮と曲げの 組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{K1} + \sigma_{K2} + \sigma_{K3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{K4}}{f_b} \leq 1$	0.291
基礎 ボルト				SUS304	引張	$\sigma_b = 12$
			せん断	$\tau_b = 6$	$f_{sb} = 118$	

3-4-4. プレナム及びベースプレートの耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-4-4- 1
1.1. 計算条件	添 3-4-4- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-4-4- 1
1.3. 記号の説明	添 3-4-4- 2
2. 計算方法	添 3-4-4- 4
2.1. 応力の計算方法	添 3-4-4- 4
2.1.1. プレナムの応力	添 3-4-4- 4
2.1.2. 基礎ボルト及びベースプレートの応力	添 3-4-4- 5
3. 評価方法	添 3-4-4- 7
3.1. 応力の評価	添 3-4-4- 7
3.1.1. プレナム及びベースプレートの応力評価	添 3-4-4- 7
3.1.2. 基礎ボルトの応力評価	添 3-4-4- 9
4. 設計条件	添 3-4-4-10
5. 機器要目	添 3-4-4-11
6. 計算数値	添 3-4-4-12
6.1. 許容応力状態 $IV_A S$	添 3-4-4-12
6.1.1. プレナムに生じる応力	添 3-4-4-12
6.1.2. 基礎ボルトに生じる応力	添 3-4-4-12
6.1.3. ベースプレートに生じる応力	添 3-4-4-12
6.2. 許容応力状態 $III_A S$	添 3-4-4-13
6.2.1. プレナムに生じる応力	添 3-4-4-13
6.2.2. 基礎ボルトに生じる応力	添 3-4-4-13
6.2.3. ベースプレートに生じる応力	添 3-4-4-13
7. 結論	添 3-4-4-14

1. 一般事項

本計算書は、プレナム及びベースプレート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) プレナムは下端部を多数の基礎ボルトでベースプレートに固定されているものとする。
- (2) 地震力はプレナムに対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A5052P-0	55	167
SUS304	171 (205) ^(注)	441

注：()内の値は室温における値を示す。

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_b	基礎ボルトの軸断面積	mm^2
D_c	基礎ボルトのピッチ円径	mm
t_1	基礎ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側ベースプレート相当幅	mm
C_c	基礎ボルト計算における係数	—
C_t	基礎ボルト計算における係数	—
D_{bo}	基礎フランジの外径	mm
D_{bi}	基礎フランジの内径	mm
D_s	プレナムの内径	mm
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^2
F_c	ベースプレートに作用する圧縮力	N
F_t	基礎ボルトに作用する引張力	N
f_b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	N/mm^2
f_c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	N/mm^2
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{t0}	引張力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	N/mm^2
f_{sb}	せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	N/mm^2
f_t	プレナムの許容引張応力	N/mm^2
k	基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数	—
l_1, l_2	基礎ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離	mm
H_s	プレナムに作用するせん断力	N
M_s	プレナムに作用する曲げモーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
P	設計差圧	MPa
n	基礎ボルトの本数	—
s	基礎ボルトとベースプレートとの縦弾性係数の比	—
S_s	地震力	—
S_u	第 1.2 項に示す設計引張強さ	N/mm^2
S_y	第 1.2 項に示す設計降伏点	N/mm^2
t_s	プレナムの厚さ	mm
W_s	プレナムに作用する死荷重	N
W_{vs}	鉛直方向の地震荷重	N
Y_s	プレナムの内外径比 (=外径/内径)	—

記号	記号の説明	単位
η	座屈応力に対する安全率	—
σ_b	基礎ボルトに生じる引張応力	N/mm^2
σ_c	ベースプレートに生じる圧縮応力	N/mm^2
σ_s	プレナムの組合せ応力	N/mm^2
$\sigma_{s\phi}$	差圧によりプレナムに生じる周方向応力	N/mm^2
σ_{s0}	差圧によりプレナムに生じる軸方向応力	N/mm^2
σ_{s1}	プレナムに作用する死荷重による軸方向応力	N/mm^2
σ_{s2}	プレナムに作用する曲げモーメントによる軸方向応力	N/mm^2
σ_{s3}	プレナムに作用する鉛直方向の地震荷重による軸方向応力	N/mm^2
τ_b	基礎ボルトに生じるせん断応力	N/mm^2
τ_s	プレナムに作用するせん断力によるせん断応力	N/mm^2
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	—
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	—
α	基礎ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
e	基礎ボルト計算における係数	—
z	基礎ボルト計算における係数	—
W_K	プレナムに作用する死荷重	N
W_{vk}	鉛直方向の地震荷重	N
M_K	プレナムに作用する曲げモーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
E_K, E_S	材料の縦弾性係数	N/mm^2

2. 計算方法

2.1. 応力の計算方法

2.1.1. プレナムの応力

(1) 差圧による応力

差圧による応力は次式により求める。

$$\sigma_{s\phi} = \frac{2P \cdot Y_s^2}{Y_s^2 - 1}$$

$$\sigma_{so} = \frac{P \cdot Y_s^2}{Y_s^2 - 1}$$

(2) 外荷重による応力

a. 死荷重による応力

死荷重によりプレナムに生じる応力は、次式により求める。

$$\sigma_{s1} = \frac{W_s}{\pi(D_s + t_s)t_s}$$

b. 鉛直方向地震による応力

鉛直方向地震によりプレナムに生じる応力は、次式により求める。

$$\sigma_{s3} = \frac{W_{vs}}{\pi(D_s + t_s)t_s}$$

c. 水平方向地震による応力

水平方向地震によりプレナムには曲げモーメントが作用する。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式により求まる。

$$\sigma_{s2} = \frac{4M_s}{\pi(D_s + t_s)^2 t_s}$$

$$\tau_s = \frac{2H_s}{\pi(D_s + t_s)t_s}$$

(3) 組合せ応力

組合せ応力は次式により求める。

$$\sigma_s = \sqrt{\sigma_{s\phi}^2 - \sigma_{s\phi}(\sigma_{so} + \sigma_{s1} + \sigma_{s2} + \sigma_{s3}) + (\sigma_{so} + \sigma_{s1} + \sigma_{s2} + \sigma_{s3})^2 + 3\tau_s^2}$$

2.1.2. 基礎ボルト及びベースプレートの応力

(1) せん断応力

$$\tau_b = \frac{H_s}{n \cdot A_b}$$

(2) 引張応力

ベースプレートにかかる死荷重及び曲げモーメントは W_s 、 M_s を用いる。

転倒モーメントが作用した場合に生じる基礎ボルトの引張荷重とベースプレートの圧縮荷重については、荷重と変形の釣合条件を考慮することにより求めることができる（図-3-4-4.1 参照）。以下にその手順を示す。

$$t_1 = \frac{n \cdot A_b}{\pi \cdot D_c}$$

$$t_2 = \frac{1}{2}(D_{bo} - D_{bi}) - t_1$$

a. σ_b 、 σ_c を仮定して係数 k を求める。

$$k = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_b}{s \cdot \sigma_c}}$$

b. α を求める。

$$\alpha = \cos^{-1}(1 - 2k)$$

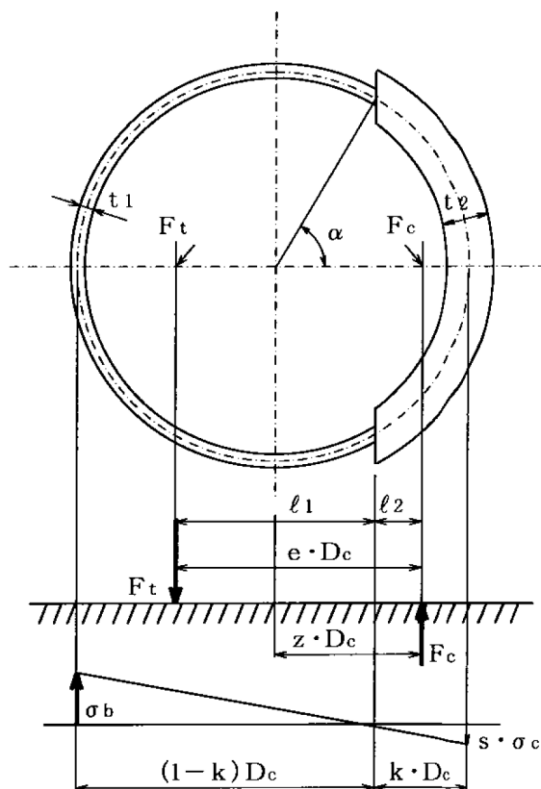


図-3-4-4.1 基礎の荷重説明図

c. 各定数 e, z, C_t, C_c を計算する。

$$e = \frac{1}{2} \left\{ \frac{(\pi - \alpha) \cos^2 \alpha + \frac{1}{2}(\pi - \alpha) + \frac{3}{2} \sin \alpha \cdot \cos \alpha}{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha} + \frac{\frac{1}{2}\alpha - \frac{3}{2} \sin \alpha \cdot \cos \alpha + \alpha \cdot \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha} \right\}$$

$$z = \frac{1}{2} \left\{ \cos \alpha + \left(\frac{\frac{1}{2}\alpha - \frac{3}{2} \sin \alpha \cos \alpha + \alpha \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cos \alpha} \right) \right\}$$

$$C_t = \frac{2\{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha\}}{1 + \cos \alpha}$$

$$C_c = \frac{2(\sin \alpha - \alpha \cdot \cos \alpha)}{1 - \cos \alpha}$$

d. 各定数を用いて F_t, F_c を求める。

$$F_t = \frac{M_K - W_{vk} \cdot z \cdot D_c}{e \cdot D_c}$$

$$F_c = F_t + W_{vk}$$

基礎ボルトに引張力が作用しないのは、 α が π に等しくなったときであるので、2.1.2. (2)c. 項の式において α を π に近づけた場合の値 $e=0.75, z=0.25$ を 2.1.2. (2)d. 項の式に代入し、得られる F_t の値によって引張力の有無を次のように判定できる。

$F_t \leq 0$ ならば、引張力は作用しない。

$F_t > 0$ ならば、引張力は作用しているので以降の計算を行う。

e. σ_b, σ_c を求める。

$$\sigma_b = \frac{2F_t}{t_1 \cdot D_c \cdot C_t}$$

$$\sigma_c = \frac{2F_c}{(t_2 + s \cdot t_1) \cdot D_c \cdot C_c}$$

σ_b, σ_c が、a. にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。
この場合の σ_b, σ_c を基礎ボルトとベースプレートに生じる応力とする。

3. 評価方法

3.1. 応力の評価

3.1.1. プレナム及びベースプレートの応力評価

- (1) 2.1.1(3)で求めたプレナムの組合せ応力が許容引張応力 f_t 以下であること。また、ベースプレートの圧縮応力が許容圧縮応力 f_c 以下であること。ただし、 f_t 及び f_c は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_t	許容圧縮応力 f_c
IV _{AS} III _{AS}	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)$	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)^{**}$

※本来許容圧縮応力は下式である。

$$f_c = 1.5 \times \left\{ 1 - 0.4 \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \frac{F}{v}$$

λ : 圧縮材の有効細長比(-)

Λ : 限界細長比(-)

v : 安全率(-)

ただし、ベースプレートは座屈長さが短く、その場合、 $\lambda \rightarrow 0$, $v \rightarrow 1.5$ となるため、 $f_c = 1.5F/1.5$ とした。

- (2) プレナムの圧縮応力は次式を満足すること。

$$\frac{\eta(\sigma_{s0} + \sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leq 1$$

ここで、 f_c は次によるものとする。

$$\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$f_c = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_s + 2t_s}{2t_s} < \frac{8000g}{F}$$

$$f_c = F \left[1 - \frac{1}{6800g} \left\{ F - \phi_1 \left(\frac{8000g}{F} \right) \right\} \left(\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} - \frac{1200g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{8000g}{F} < \frac{D_s + 2t_s}{2t_s} < 800g$$

$$f_c = \phi_1 \left(\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} \right)$$

ただし、 $\Phi_1(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_1(x) = 0.6 \frac{E_K}{x} \left[1 - 0.901 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16}\sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

また、 f_b は次によるものとする。

$$\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$f_b = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_s + 2t_s}{2t_s} < \frac{9600g}{F}$$

$$f_b = F \left[1 - \frac{1}{8400g} \left\{ F - \phi_2\left(\frac{9600g}{F}\right) \right\} \left(\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} - \frac{1200g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{9600g}{F} < \frac{D_s + 2t_s}{2t_s} < 800g$$

$$f_b = \phi_2\left(\frac{D_s + 2t_s}{2t_2}\right)$$

ただし、 $\Phi_2(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_2(x) = 0.6 \frac{E_s}{x} \left[1 - 0.731 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16}\sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

η は安全率で次式による値とする。

$$\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$\eta = 1$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_s + 2t_s}{2t_s} < \frac{8000g}{F}$$

$$\eta = 1 + \frac{0.5F}{6800g} \left(\frac{D_s + 2t_s}{2t_s} - \frac{1200g}{F} \right)$$

$$\frac{8000g}{F} \leq \frac{D_s + 2t_s}{2t_s}$$

$$\eta = 1.5$$

3.1.2. 基礎ボルトの応力評価

2.1.2 項で求めた基礎ボルトの引張応力 σ_b は、以下の 2 式より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。

せん断応力 τ_b は、せん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力 f_{sb} 以下であること。

$$f_{ts} = 1.4f_{t0}f_{t0} - 1.6\tau_b$$

$$f_{ts} = f_{t0}$$

ただし、 f_{t0} 、 f_{sb} は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_{t0}	許容せん断応力 f_{sb}
IV _A S	$1.5 \left(\frac{F}{2} \right)$	$1.5 \left(\frac{F}{1.5\sqrt{3}} \right)$
III _A S		

4. 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 ^(注2) (Hz)		設計差圧	最高使用温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向		
プレナム	S	原子炉建家 ^(注1) FL-1.0	36.7	121.4	0.0981 (P ₂ -P ₁)	100

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：「添付書類 3-2 原子炉本体の地震応答解析」による。

条件		鉛直力	水平力	モーメント	備考
		W _s (N)	H _s (N)	M _s (N・mm)	
死荷重		93060	—	—	
静的地震力	地震荷重	26990	60140	110500000	
Sd	地震荷重	39700	47820	88330000	
	スロッシング [*] 荷重	—	102200	169600000	
Ss	地震荷重	74840	86750	162700000	
	スロッシング [*] 荷重	—	140300	234000000	

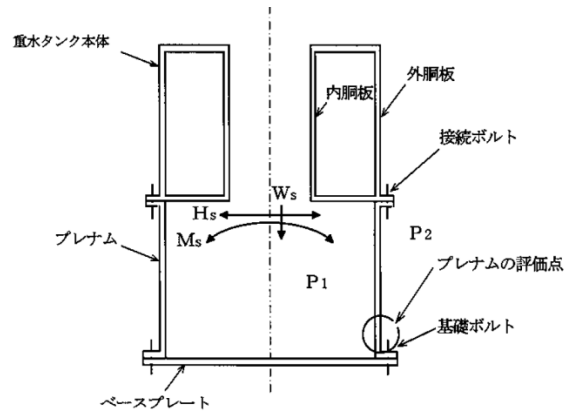


図-3-4-4.2 プレナム及びベースプレートの荷重説明図

5. 機器項目

D _s (mm)	t _s (mm)	Y _s (—)	s (—)	n (—)	D _c (mm)	D _{bo} (mm)	D _{bi} (mm)	A _b (M36) (mm ²)	F(プレナム) (N/mm ²)		F(基礎ボルト) (N/mm ²)	
									IV _A S	III _A S	IV _A S	III _A S
1960	20	1.02	1	32	2300	2380	1960	1018	66	55	230	205

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態IV_{AS}

6.1.1. プレナムに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類		Ss	
応力の種類		応力	組合せ応力
差圧による応力		$\sigma_{s\phi}=5$	$\sigma_s=13$
		$\sigma_{so}=3$	
死荷重(運転時重量)による応力		$\sigma_{s1}=1$	
鉛直方向地震力による応力		$\sigma_{s3}=1$	
水平方向地震力による応力	曲げ	$\sigma_{s2}=7$	
	せん断	$\tau_s=4$	
圧縮と曲げの組合せ(座屈の評価) $\frac{\eta(\sigma_{so} + \sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b}$		0.19	

6.1.2. 基礎ボルトに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	Ss	
応力の種類	引張応力	せん断応力
基礎ボルト	$\sigma_b=12$	$\tau_b=7$

6.1.3. ベースプレートに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	Ss
応力の種類	圧縮応力
ベースプレート	$\sigma_c=2$

6.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

6.2.1. プレナムに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	応力	組合せ応力
差圧による応力	$\sigma_{s\phi}=5$	$\sigma_s=10$
	$\sigma_{s0}=3$	
死荷重(運転時重量)による応力	$\sigma_{s1}=1$	
鉛直方向地震力による応力	$\sigma_{s3}=1$	
水平方向地震力による応力	曲げ $\sigma_{s2}=5$	
	せん断 $\tau_s=3$	
圧縮と曲げの組合せ(座屈の評価) $\frac{\eta(\sigma_{s0} + \sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b}$	0.19	

6.2.2. 基礎ボルトに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
基礎ボルト	$\sigma_b=9$	$\tau_b=5$

6.2.3. ベースプレートに生じる応力

(単位：N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方
応力の種類	圧縮応力
ベースプレート	$\sigma_c=1$

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せについては、構造上、地震の方向によって発生応力が最大となる位置が異なることから考慮不要とした。ただし、ボルトのせん断は水平2方向の荷重を同時に受けるため、6項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	プレナム	A5052P-0	組合せ	$\sigma_s = 13$	$f_t=66$
			圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価) $\frac{\eta(\sigma_{s0} + \sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b}$	0.182	1
	基礎ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 12$	$f_{ts}=172$
			せん断	$\tau_b = 10$	$f_{sb}=132$
	ベースプレート	SUS304	圧縮	$\sigma_c = 2$	$f_c=230$
III _A S	プレナム	A5052P-0	組合せ	$\sigma_s = 10$	$f_t=55$
			圧縮と曲げの組合せ (座屈の評価) $\frac{\eta(\sigma_{s0} + \sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b}$	0.182	1
	基礎ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 9$	$f_{ts}=153$
			せん断	$\tau_b = 8$	$f_{sb}=118$
	ベースプレート	SUS304	圧縮	$\sigma_c = 1$	$f_c=205$

3-4-5. 制御棒案内管の耐震強度評価

目次

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

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 A 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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
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 ²
A _S	制御棒案内管のせん断断面積	mm ²
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 _H	水平方向の設計震度	—
C _V	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 ²
f _t	制御棒案内管の許容引張応力	N/mm ²
S _s	地震力	—
S _u	第 1.2 項に示す設計引張強さ	N/mm ²
S _y	第 1.2 項に示す設計降伏点	N/mm ²
t	制御棒案内管の厚さ	mm
H ₁	評価点 A における水平方向地震によるせん断力	N
H ₂	評価点 B における水平方向地震によるせん断力	N
M ₁	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 ₂	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 ₀	制御棒案内管の死荷重	N
Z ₁	評価点 A における制御棒案内管の断面係数	mm ³
Z ₂	評価点 B における制御棒案内管の断面係数	mm ³
σ _{x1}	制御棒案内管の死荷重による圧縮応力	N/mm ²
σ _{x2}	制御棒案内管の鉛直方向地震力による応力	N/mm ²
σ _{x3}	制御棒案内管の水平方向地震力による曲げ応力	N/mm ²
σ _{x0}	制御棒案内管の鉛直方向応力の和	N/mm ²
σ _s	制御棒案内管の組合せ応力	N/mm ²
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 ²

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-3-4-5.1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。

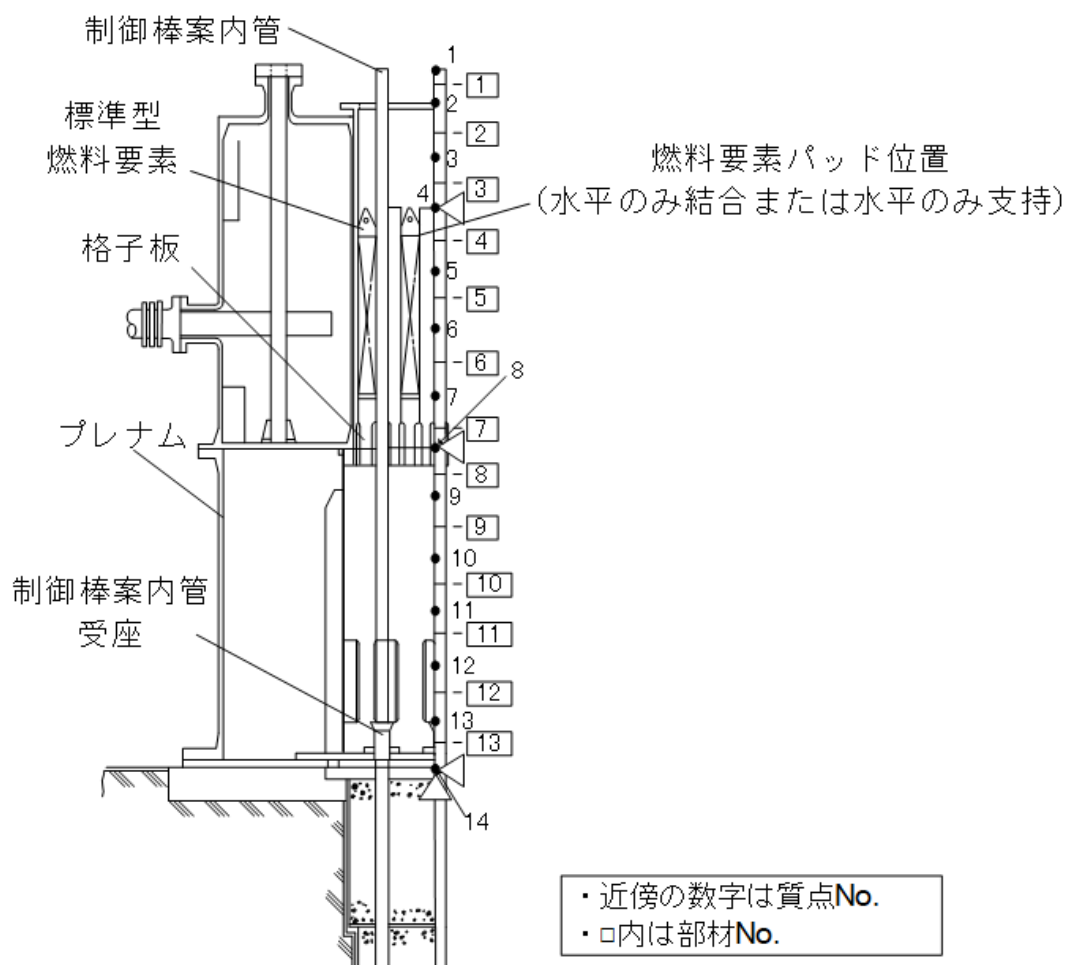


図-3-4-5.1 制御棒案内管モデル

2.2. 解析データ及び解析方法

2.2.1. 解析データ

図-3-4-5.1 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-3-4-5.1 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-3-4-5.1 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

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-3-4-5.1 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 (\times 10^4mm^4)	せん 断 断面 積 (mm^2)	断面積 (mm^2)	ヤング 率 (N/mm^2)	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

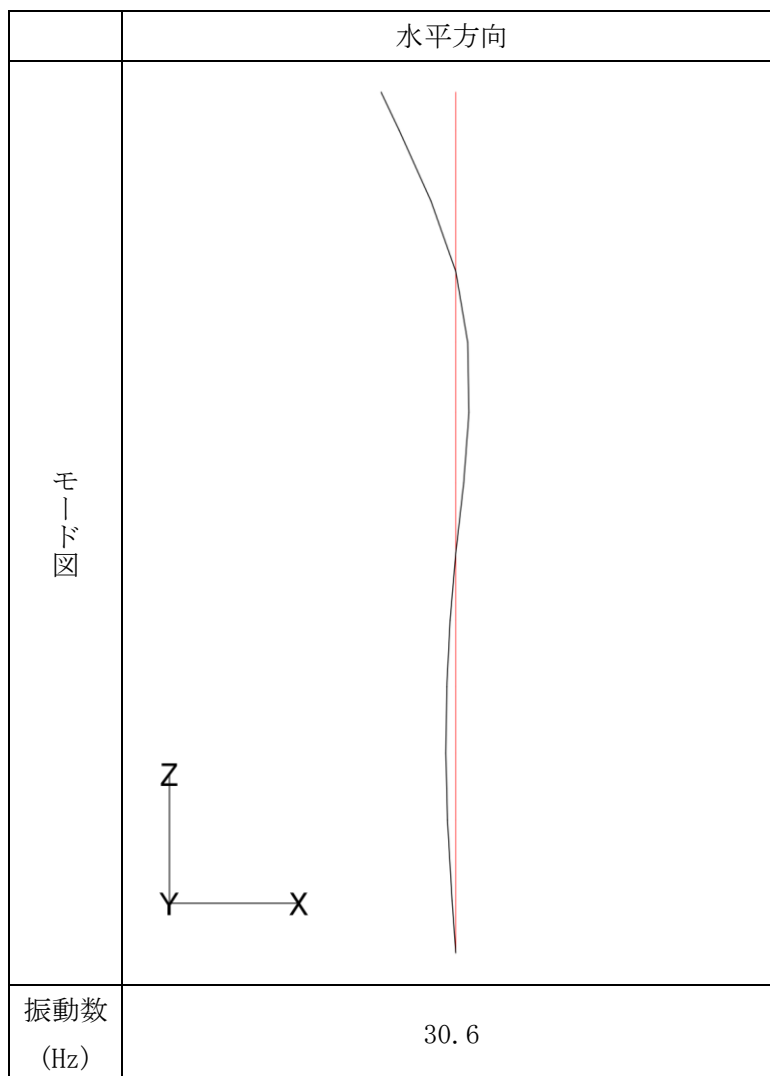
(1) 固有値解析結果

制御棒案内管モデルの固有値の解析結果を表-3-4-5.2 に、第1次振動モードを表-3-4-5.3 に示す。

表-3-4-5.2 固有値解析結果

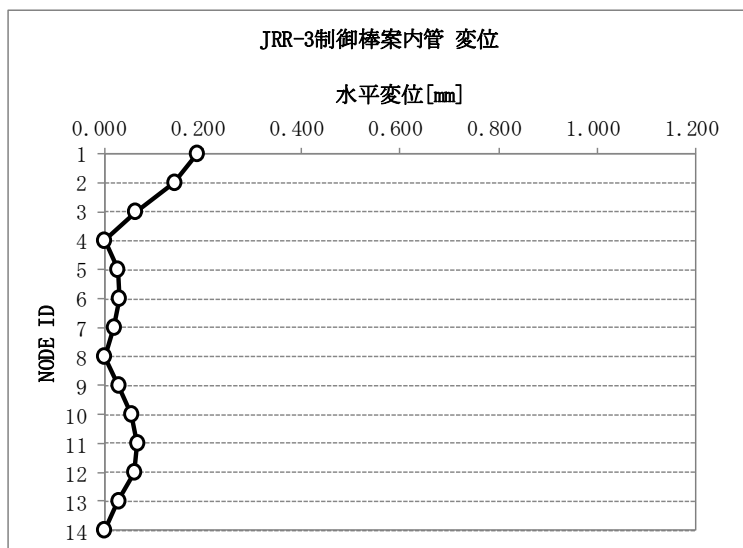
次数	固有周期(s)		固有振動数(Hz)	
	水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向
1	0.033	0.005	30.6	207.4

表-3-4-5.3 制御棒案内管の水平方向1振動モード



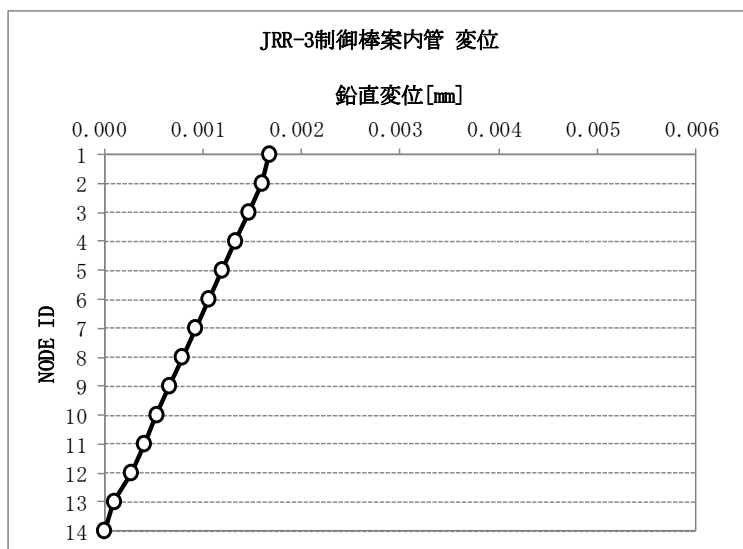
(2) 静的地震力解析

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-3-4-5.2～図-3-4-5.6に示す。



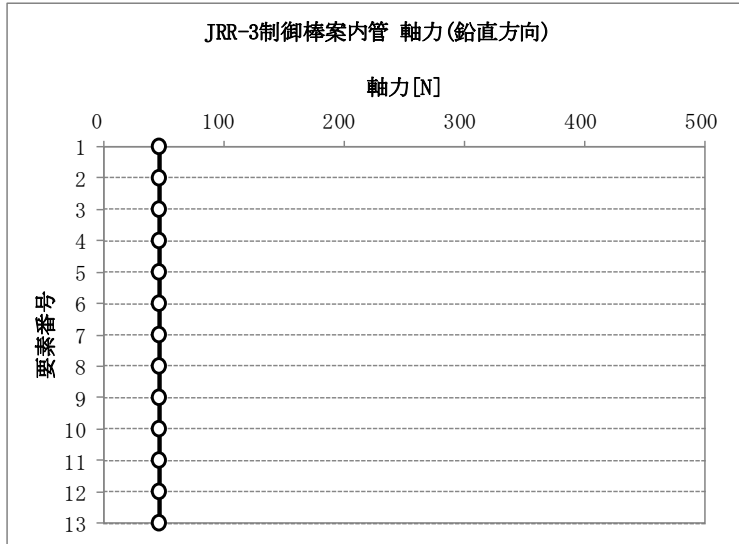
荷重：水平静的地震力 制御棒案内管	
質点	水平変位 [mm]
1	0.1883
2	0.1427
3	0.0628
4	0.0000
5	0.0268
6	0.0300
7	0.0200
8	0.0000
9	0.0293
10	0.0552
11	0.0674
12	0.0611
13	0.0292
14	0.0000

図-3-4-5.2 制御棒案内管の水平方向変位量（静的地震力解析）



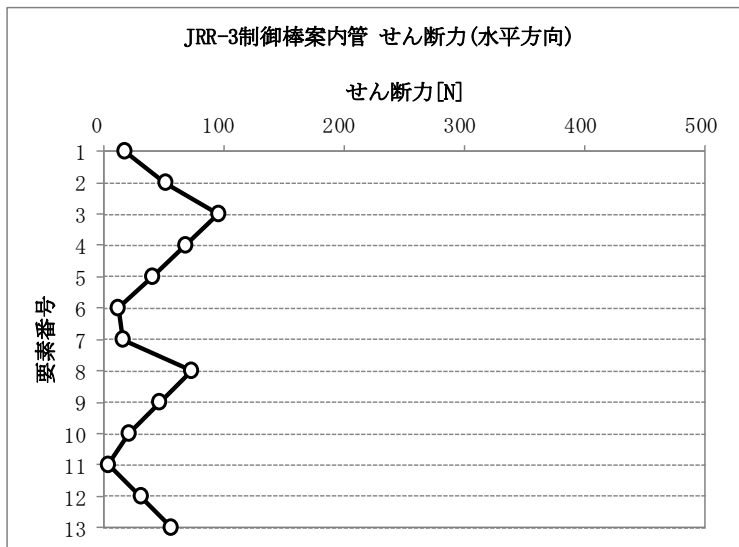
荷重：鉛直静的地震力 制御棒案内管	
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.0017
2	0.0016
3	0.0015
4	0.0013
5	0.0012
6	0.0011
7	0.0009
8	0.0008
9	0.0007
10	0.0005
11	0.0004
12	0.0003
13	0.0001
14	0.0000

図-3-4-5.3 制御棒案内管の鉛直方向変位量（静的地震力解析）



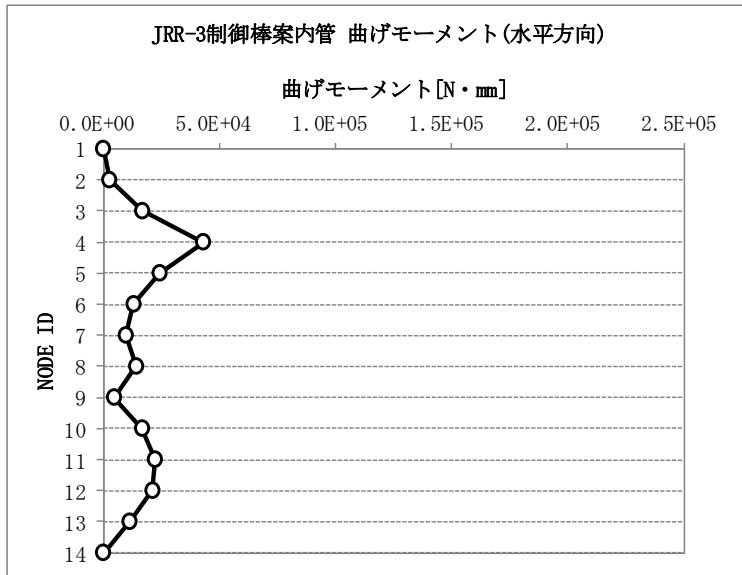
荷重：鉛直静的地震力 制御棒案内管	
要素	軸力 [N]
1	46.36
2	46.36
3	46.36
4	46.36
5	46.36
6	46.36
7	46.36
8	46.36
9	46.36
10	46.36
11	46.36
12	46.36
13	46.36

図-3-4-5.4 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-3-4-5.5 制御棒案内管のせん断力（静的地震力解析）



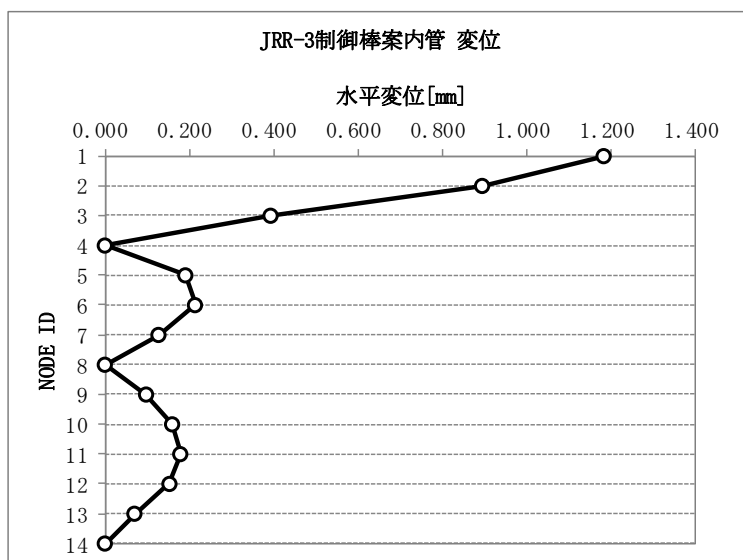
荷重：水平静的地震	
制御棒案内管	
質点	曲げモーメント
1	0
2	2662
3	16840
4	43060
5	24350
6	13140
7	9797
8	14250
9	4749
10	16810
11	22320
12	21270
13	11400
14	0

図-3-4-5.6 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

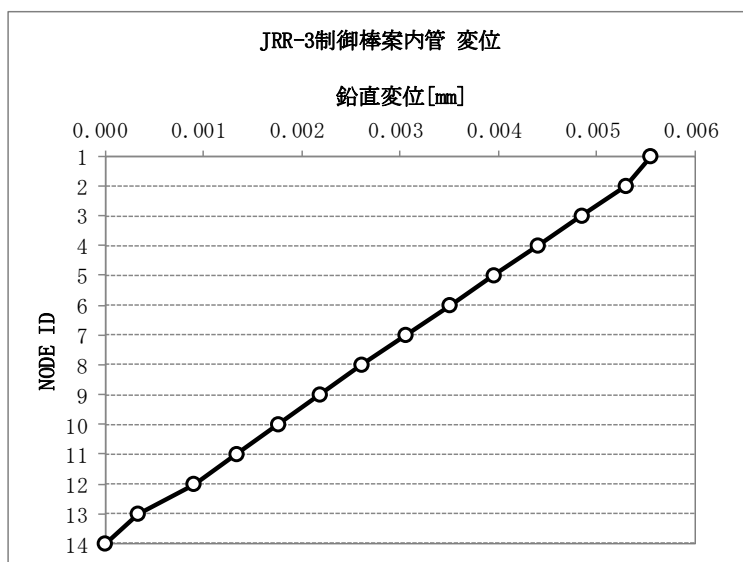
a. 基準地震動 S_s

基準地震動 S_s 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-3-4-5.7～図-3-4-5.12 に示す。



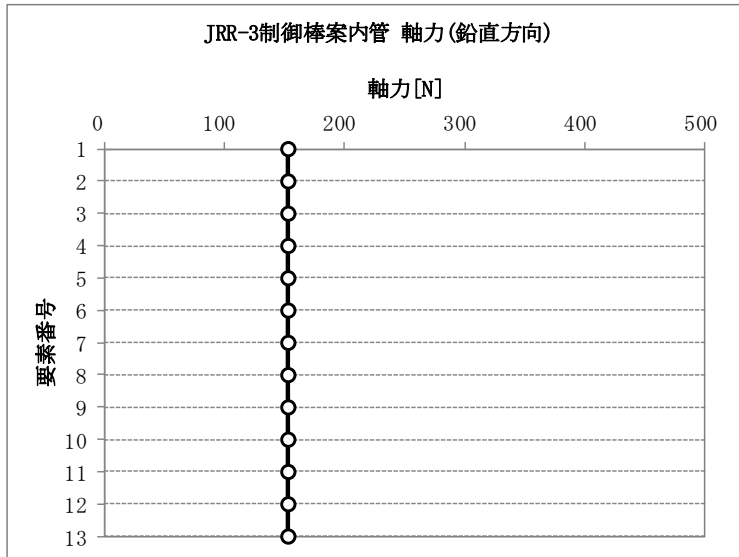
荷重：S _s 地震動	
制御棒案内管	
質点	水平変位 [mm]
1	1.1830
2	0.8948
3	0.3931
4	0.0000
5	0.1909
6	0.2138
7	0.1272
8	0.0000
9	0.0979
10	0.1596
11	0.1789
12	0.1533
13	0.0702
14	0.0000

図-3-4-5.7 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)



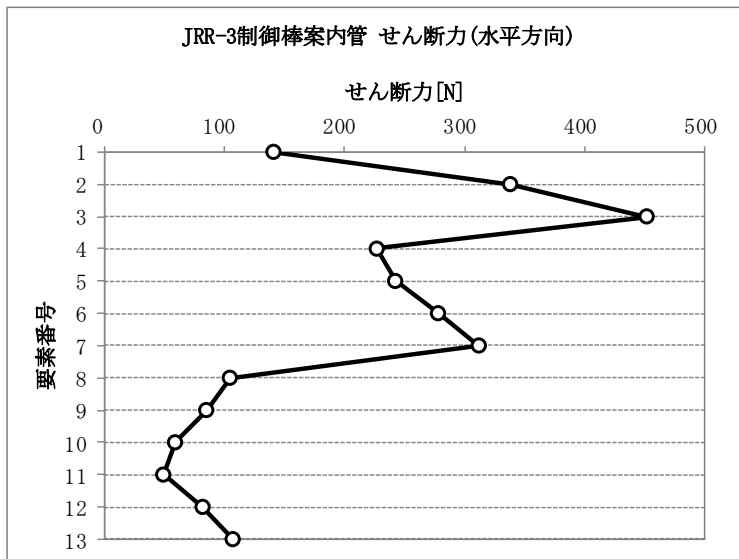
荷重：S _s 地震動	
制御棒案内管	
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.0055
2	0.0053
3	0.0048
4	0.0044
5	0.0040
6	0.0035
7	0.0031
8	0.0026
9	0.0022
10	0.0018
11	0.0013
12	0.0009
13	0.0003
14	0.0000

図-3-4-5.8 制御棒案内管の鉛直方向変位量 (1.2ZPA)



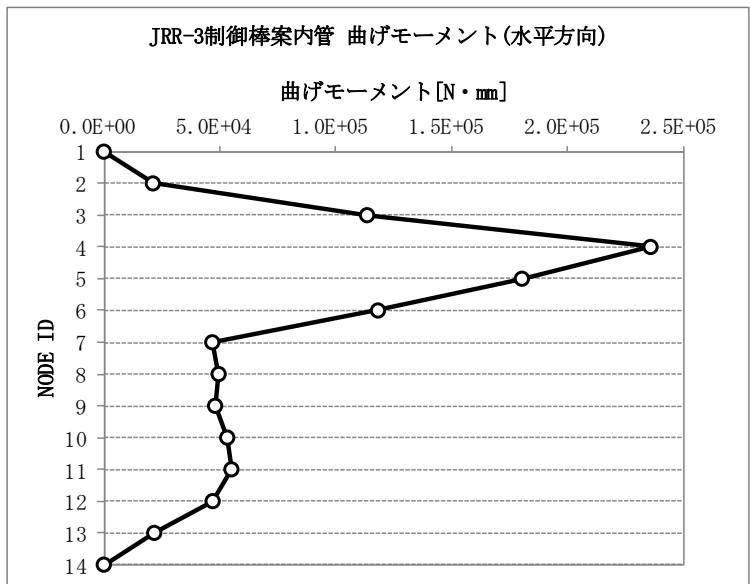
荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
要素	軸力 [N]
1	153.5
2	153.5
3	153.5
4	153.5
5	153.5
6	153.5
7	153.5
8	153.5
9	153.5
10	153.5
11	153.5
12	153.5
13	153.5

図-3-4-5.9 制御棒案内管の軸力(1. 2 Z P A)



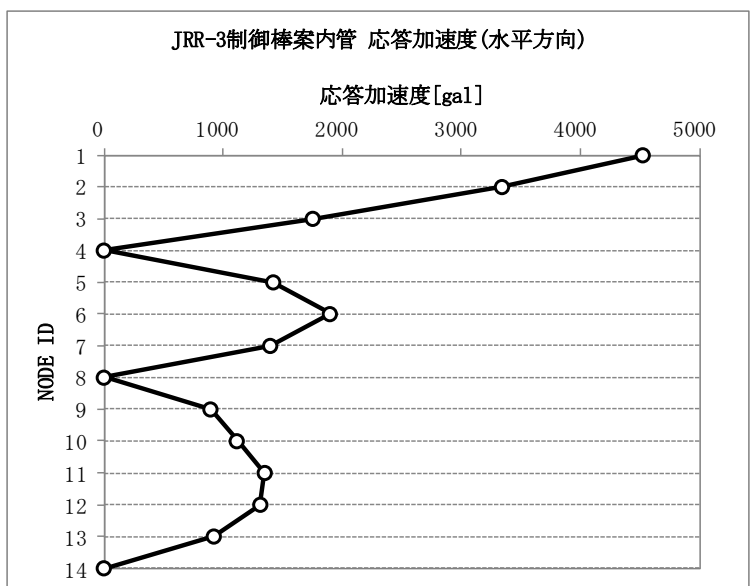
荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
要素	せん断力 [N]
1	141.1
2	338.0
3	451.5
4	227.0
5	242.3
6	278.0
7	311.9
8	104.8
9	85.19
10	59.24
11	49.41
12	82.17
13	107.2

図-3-4-5.10 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-3-4-5.11 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)

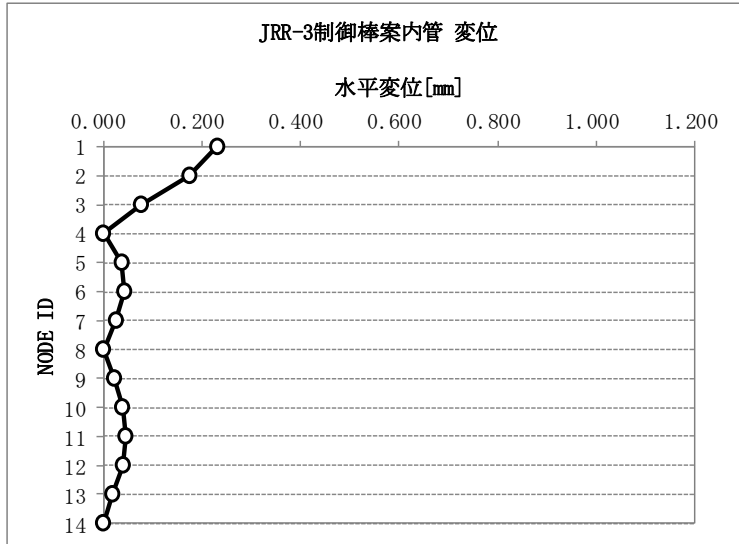


荷重：Ss 地震動	
制御棒案内管	
質点	応答加速度 [gal]
1	4523.54
2	3342.14
3	1753.67
4	0.00
5	1422.11
6	1897.22
7	1396.61
8	0.00
9	895.02
10	1115.83
11	1350.74
12	1313.86
13	923.24
14	0.00

図-3-4-5.12 制御棒案内管の応答加速度(スペクトルモーダル解析)

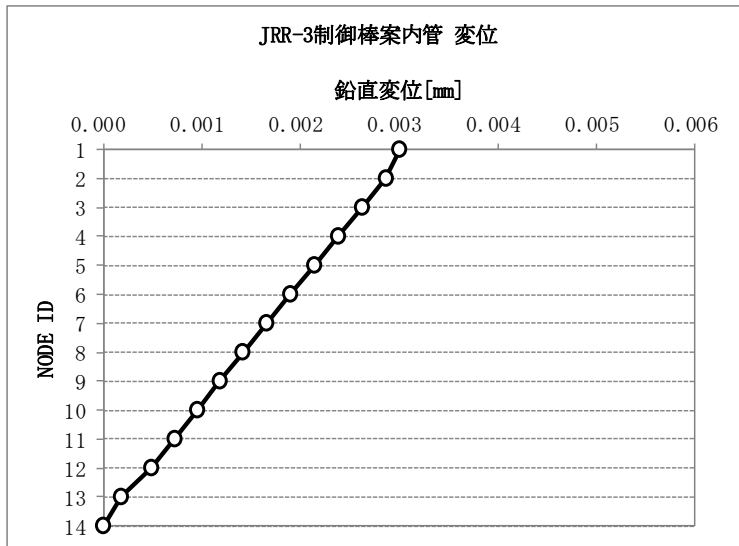
b. 弾性設計用地震動 Sd

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-3-4-5. 13～図-3-4-5. 18 に示す。



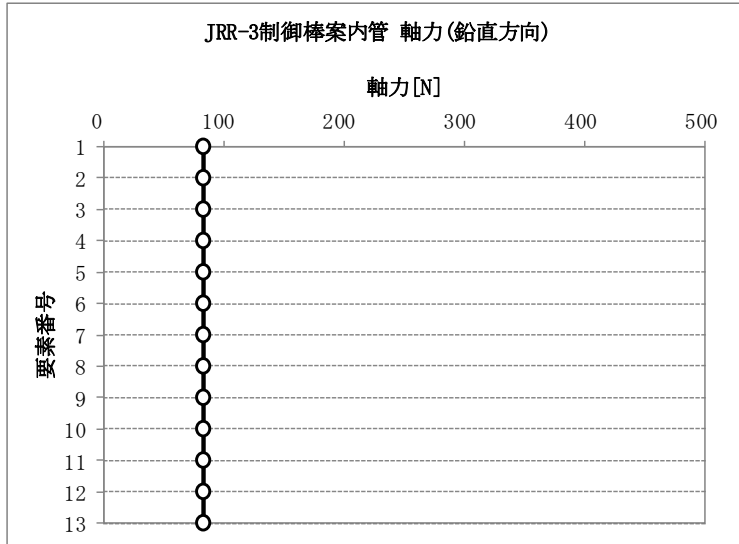
荷重 : Sd 地震動	
制御棒案内管	
質点	水平変位 [mm]
1	0.2316
2	0.1752
3	0.0769
4	0.0000
5	0.0378
6	0.0430
7	0.0261
8	0.0000
9	0.0223
10	0.0386
11	0.0453
12	0.0401
13	0.0188
14	0.0000

図-3-4-5. 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)



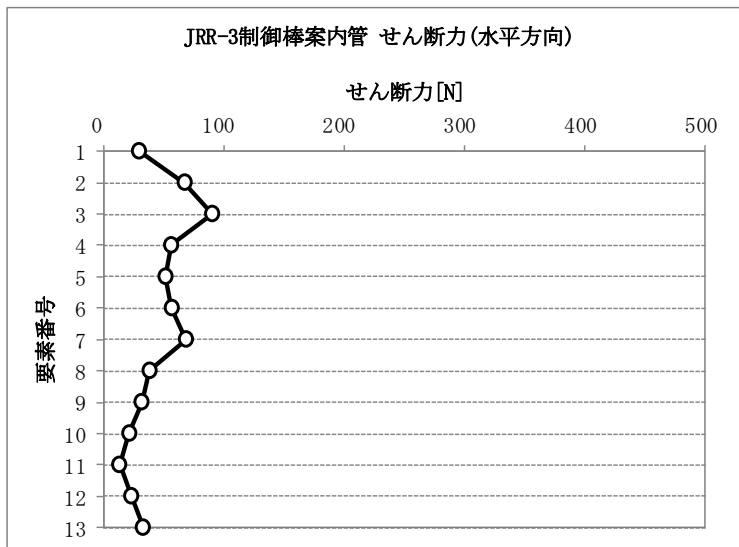
荷重 : Sd 地震動	
制御棒案内管	
質点	鉛直変位 [mm]
1	0.0030
2	0.0029
3	0.0026
4	0.0024
5	0.0021
6	0.0019
7	0.0017
8	0.0014
9	0.0012
10	0.0010
11	0.0007
12	0.0005
13	0.0002
14	0.0000

図-3-4-5. 14 制御棒案内管の鉛直方向変位量 (1. 2 Z P A)



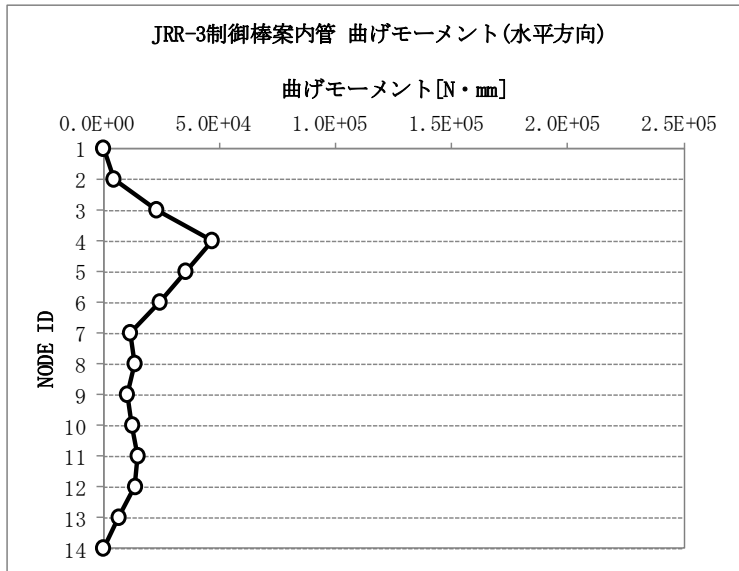
荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
要素	軸力 [N]
1	83.12
2	83.12
3	83.12
4	83.12
5	83.12
6	83.12
7	83.12
8	83.12
9	83.12
10	83.12
11	83.12
12	83.12
13	83.12

図-3-4-5.15 制御棒案内管の軸力(1. 2 Z P A)



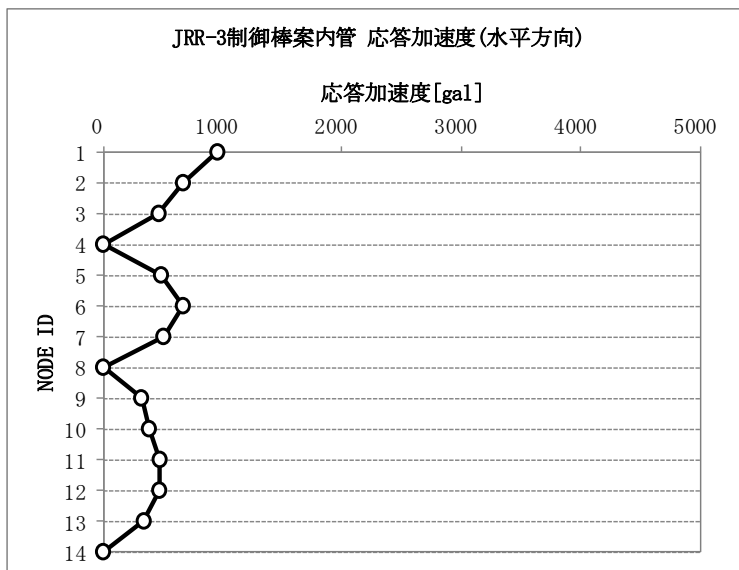
荷重：Sd 地震動	
制御棒案内管	
要素	せん断力 [N]
1	29.86
2	67.79
3	90.59
4	56.54
5	51.88
6	57.08
7	68.83
8	38.65
9	31.95
10	21.82
11	13.43
12	23.39
13	33.02

図-3-4-5.16 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-3-4-5.17 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-3-4-5.18 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 σ_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 _A S	Ⅳ _A S	Ⅲ _A S	Ⅳ _A S
長さ L	(mm)	1795		1555	
断面積 A	(mm ²)	1424		1124	
最小断面 2 次 モーメント	(mm ⁴)	1.21×10 ⁶		9.19×10 ⁵	
基準強度 F	(N/mm ²)	114	114	114	114
許容引張応力 f_t	(N/mm ²)	114	114	114	114
許容せん断応力 f_s	(N/mm ²)	65	65	65	65
許容圧縮応力 f_c	(N/mm ²)	26	26	87	87
許容曲げ応力 f_b	(N/mm ²)	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(m/s ²)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	

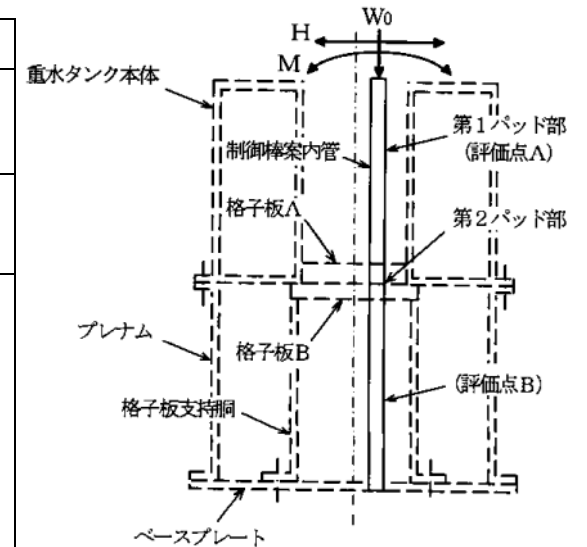


図-3-4-5.19 制御棒案内管の荷重説明図

6. 機器要目

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

7. 計算数値

7.1. 許容応力状態IV_AS

7.1.1. 制御棒案内管に生じる応力

(単位：N/mm²)

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 _s	第一パッド部 (評価点A)	水平方向	-	-	-	-	σ _s =17
		鉛直方向	σ _{x1} =1	σ _{x2} =1	σ _{x3} =15	σ _{x0} =17	
		せん断	-	-	τ=1	τ=1	
	プレナム中央部 (評価点B)	水平方向	-	-	-	-	σ _s =8
		鉛直方向	σ _{x1} =1	σ _{x2} =1	σ _{x3} =5	σ _{x0} =7	
		せん断	-	-	τ=1	τ=1	

7.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

7.2.1. 制御棒案内管に生じる応力

(単位：N/mm²)

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	-	-	$\tau=1$	$\tau=1$	

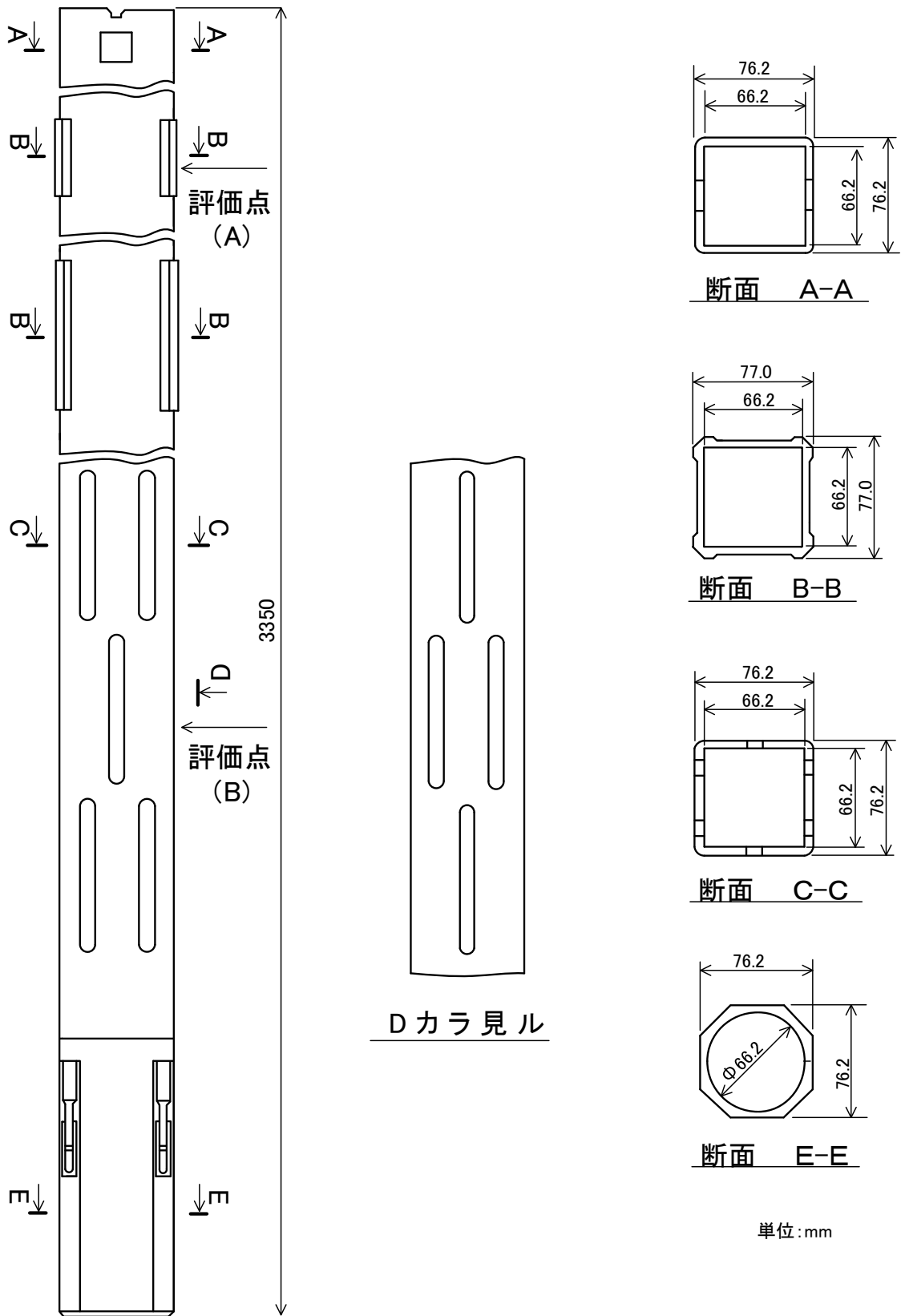


図-3-4-5.20 制御棒案内管構造図

8. 結論

下に示すように、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、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/mm²)

許容応力 状態	評価場所	材料	応力	算出応力		許容応力
IV _A S	第一パッド部 (評価点A)	A6063-T6	組合せ	$\sigma_s=25$		$f_t=114$
	プレナム中央部 (評価点B)	A6063-T6	組合せ	$\sigma_s=12$		$f_t=114$
	制御棒案内管	A6063-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 _A S	第一パッド部 (評価点A)	A6063-T6	組合せ	$\sigma_s=9$		$f_t=114$
	プレナム中央部 (評価点B)	A6063-T6	組合せ	$\sigma_s=6$		$f_t=114$
	制御棒案内管	A6063-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

3-4-6. 反射体押えの耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-4-6- 1
1.1. 計算条件	添 3-4-6- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-4-6- 1
1.3. 記号の説明	添 3-4-6- 2
2. 計算方法	添 3-4-6- 4
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-4-6- 4
2.2. 応力の計算方法	添 3-4-6- 5
2.2.1. 胴の応力	添 3-4-6- 5
2.2.2. 接続ボルトの応力	添 3-4-6- 5
3. 評価方法	添 3-4-6- 6
3.1. 固有周期の評価	添 3-4-6- 6
3.2. 応力の評価	添 3-4-6- 6
3.2.1. 反射体押えの応力評価	添 3-4-6- 6
3.2.2. 接続ボルトの応力評価	添 3-4-6- 8
4. 反射体押えの計算結果	添 3-4-6- 9
4.1. 設計条件	添 3-4-6- 9
4.2. 機器要目	添 3-4-6- 9
4.3. 計算数値	添 3-4-6-10
4.3.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-4-6-10
4.3.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-4-6-11
5. 結論	添 3-4-6-12

1. 一般事項

本計算書は、反射体押え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) 反射体押えの重量は重心に集中したものとする。
- (2) 反射体押えは、上板をボルトで重水タンクに固定されているものとする。
- (3) 地震力は反射体押えに対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (4) 炉心重量は反射体押えに対して鉛直方向上向きのみ作用するものとする。
- (5) 動的地震力(S_s , S_d)及び静的地震力に対して評価を行う。

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。

材料名	設計降伏点 S_y (N/mm ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A5052P-0	55	167
SUS304	171 (205)	441

()内の値は室温における値を示す。

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_e	反射体押え胴の有効せん断面積	mm^2
A_b	接続ボルトの軸断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	地震による鉛直方向設計震度	—
D_i	反射体押え胴の内径	mm
E	反射体押え胴の縦弾性係数	N/mm^2
F	「添付書類 2. 申請設備に係る耐震設計の基本方針」に定める値	N/mm^2
f_b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	N/mm^2
f_c	軸圧縮応力に対する許容座屈応力	N/mm^2
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受ける接続ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{t0}	引張力のみを受ける接続ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{sb}	せん断力のみを受ける接続ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_t	反射体押え胴の許容引張応力	N/mm^2
G	せん断弾性係数	N/mm^2
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s^2
I	反射体押え胴の断面二次モーメント	mm^4
K	バネ定数	N/mm
l	反射体押え上板接合部から重心までの距離	mm
n	接続ボルトの本数	—
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
T	固有周期	s
t	反射体押え胴の厚さ	mm
V	反射体押えの範囲内にある冷却水の体積	mm^3
W_0	反射体押え胴の重量	kg
W_1	格子板Bより上にある炉心重量	kg
ρ	冷却水の比重	—
ρ'	冷却水の比重量(=1.0×10 ⁻⁶)	kg/mm^3
σ_b	接続ボルトの引張応力	N/mm^2
σ_{x1}	反射体押え胴の自重による軸方向引張応力	N/mm^2
σ_{x2}	反射体押え胴の鉛直方向地震による軸方向応力	N/mm^2
σ_{x3}	反射体押え胴の水平方向地震による軸方向応力	N/mm^2
σ_ϕ	反射体押え胴の周方向応力の和	N/mm^2
σ_x	反射体押え胴の軸方向応力の和	N/mm^2
σ_s	反射体押え胴の組合せ応力	N/mm^2

記号	記号の説明	単位
τ_b	接続ボルトのせん断応力	N/mm^2
τ	反射体押え胴の水平方向地震によるせん断応力	N/mm^2
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	—
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	—

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- a. 変形モードは反射体押えを梁と考えたときの曲げ及びせん断変形を考慮する。
- b. 反射体押え上板はボルトで固定され、また重水タンクは剛であるとし固定端とする。
- c. 反射体押えの斜線部内にある冷却水は反射体押えの重量に含めて計算する。
- d. 鉛直方向の変形は軸方向変形のみより、鉛直方向は剛構造とする

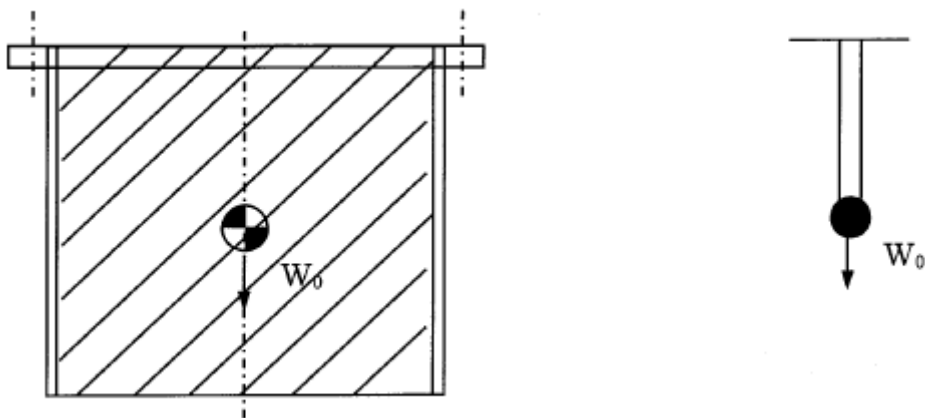


図-3-4-6.1 固有周期計算モデル

(2) 計算モデル

本機器は上記仮定により図-3-4-6.1に示すような上端固定の1質点系振動モデルとする。

(3) 固有周期

曲げ及びせん断変形によるばね定数 K は次式で求まる。

$$K = \frac{1}{\frac{\ell^3}{3E \cdot I} + \frac{\ell}{G \cdot A_e}}$$

ここで、反射体押えの断面二次モーメント及び有効せん断断面積は次式で求まる。

$$I = \frac{\pi}{8} (D_i + t)^3 t$$

$$A_e = \frac{2\pi}{3} (D_i + t) t$$

従って、固有周期は次式で求まる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000K}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. 胴の応力

(1) 運転時重量及び鉛直方向地震による応力

胴が上板と接合する点では、胴自身の重量と内容物の重量による引張応力が生じる。その応力は次式により求める。

$$\sigma_{x1} = \frac{W_0 \cdot g}{\pi(D_i + t)t}$$

鉛直方向地震力は、反射体押えの重量に格子板Bにより上にある炉心重量を加えたものに鉛直方向地震加速度が作用したとすると、軸方向応力は次式により求める。

$$\sigma_{x2} = \frac{C_V(W_0 + W_1)g}{\pi(D_i + t)t}$$

(2) 水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴は上板接合部で最大の曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式により求める。

$$\sigma_{x3} = \frac{4C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{\pi(D_i + t)^2 t}$$

$$\tau = \frac{2C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g}{\pi(D_i + t)t}$$

(3) 組合せ応力

組合せ応力 σ_s は次式により求める。

$$\sigma_\phi = 0$$

$$\sigma_x = \max [|\sigma_{x1} - \sigma_{x2} - \sigma_{x3}|, |\sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x3}|]$$

$$\sigma_s = \sqrt{\sigma_x^2 + 3\tau^2}$$

2.2.2. 接続ボルトの応力

(1) せん断応力

$$\tau_b = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g}{n \cdot A_b}$$

(2) 引張応力

$$\sigma_b = \sigma_{bv} + \sigma_{bH}$$

ここで、 σ_{bv} は鉛直方向地震による引張応力で、次式による。

$$\sigma_{bv} = \frac{C_V(W_0 + W_1)g}{n \cdot A_b}$$

また、 σ_{bH} は水平方向地震による引張応力で、次式による。

$$\sigma_{bH} = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{D_i \cdot A_b}$$

3. 評価方法

3.1. 固有周期の評価

2.1で求めた固有周期から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき設計震度を確認する。

3.2. 応力の評価

3.2.1. 反射体押えの応力評価

- (1) 2.2.1 (3) で求めた反射体押え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。

許容応力状態	許容引張応力
Ⅳ _A S Ⅲ _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)$

- (2) 圧縮膜応力は次式を満足すること。

$$\frac{\eta(\sigma_{x2} - \sigma_{x1})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{x3}}{f_b} \leq 1$$

ここで、 f_c は次によるものとする。

$$\frac{D_i + 2t}{2t} \leq \frac{1200g}{F}$$

$$f_c = F$$

$$\frac{1200g}{F} < \frac{D_i + 2t}{2t} < \frac{8000g}{F}$$

$$f_c = F \left\{ 1 - \frac{1}{6800g} \left(F - \Phi_1 \left\{ \frac{8000g}{F} \right\} \right) \left(\frac{D_i + 2t}{2t} - \frac{1200g}{F} \right) \right\}$$

$$\frac{8000\text{g}}{F} \leq \frac{D_i + 2t}{2t} \leq 800$$

$$f_c = \Phi_1 \left\{ \frac{D_i + 2t}{2t} \right\}$$

ただし、 $\Phi_1\{x\}$ は次の関数とする。

$$\Phi_1\{x\} = 0.6 \frac{E}{x} \left[1 - 0.901 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

また、 f_b は次によるものとする。

$$\frac{D_i + 2t}{2t} \leq \frac{1200\text{g}}{F}$$

$$f_b = F$$

$$\frac{1200\text{g}}{F} < \frac{D_i + 2t}{2t} < \frac{9600\text{g}}{F}$$

$$f_b = F \left\{ 1 - \frac{1}{8400\text{g}} \left(F - \Phi_2 \left\{ \frac{9600\text{g}}{F} \right\} \right) \left(\frac{D_i + 2t}{2t} - \frac{1200\text{g}}{F} \right) \right\}$$

$$\frac{9600\text{g}}{F} \leq \frac{D_i + 2t}{2t} \leq 800$$

$$f_b = \Phi_2 \left\{ \frac{D_i + 2t}{2t} \right\}$$

ただし、 $\Phi_2\{x\}$ は次の関数とする。

$$\Phi_2\{x\} = 0.6 \frac{E}{x} \left[1 - 0.731 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

η は安全率で次による値とする。

$$\frac{D_i + 2t}{2t} \leq \frac{1200\text{g}}{F}$$

$$\eta = 1.0$$

$$\frac{1200\text{g}}{F} < \frac{D_i + 2t}{2t} < \frac{8000\text{g}}{F}$$

$$\eta = 1.0 + \frac{F}{13600\text{g}} \left(\frac{D_i + 2t}{2t} - \frac{1200\text{g}}{F} \right)$$

$$\frac{8000\text{g}}{F} \leq \frac{D_i + 2t}{2t}$$

$$\eta = 1.5$$

3.2.2. 接続ボルトの応力評価

2.2.2 項で求めた接続ボルトの引張応力 σ_b は、下記より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。

せん断応力 τ_b は、せん断力のみを受けるボルトの許容応力 f_{sb} であること。

$$f_{ts} = \min [1.4f_{t0} - 1.6\tau_b, f_{t0}]$$

ただし、 f_{t0} 、 f_{sb} は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_{t0}	許容せん断応力 f_{sb}
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{2} \right)$	$1.5 \left(\frac{F}{1.5\sqrt{3}} \right)$

4. 反射体押えの計算結果

4.1. 設計条件

機器名称	耐震クラス	据付場所及び床面高さ (m)	最高使用温度 (°C)
反射体押え	S	原子炉建家 1FL -1.0 (注)	100

注:基準床レベルを示す。

固有振動数 (Hz)
160.8

Ⅲ _A S				Ⅳ _A S	
静的地震力		弾性設計用地震動 S _d (注1)		基準地震動 S _s (注1)	
水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度
C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.57	C _V =0.52	C _H =1.13	C _V =0.97

注1:原子炉本体モデルの質点14,15,16の1.2ZPAとした。

4.2. 機器要目

W ₀ (kg)	W ₁ (kg)	D _i (mm)	t (mm)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	ℓ (mm)	ρ (-)	n (-)	A _b (mm ²)
27	650	584	2	1.60 ×10 ⁸	67000	25200	281	1.0	4	314.2 (M20)

F(反射体押え) (N/mm ²)		F(接続ボルト) (N/mm ²)	
Ⅲ _A S	Ⅳ _A S	Ⅲ _A S	Ⅳ _A S
55	66	171	205

4.3. 計算数値

4.3.1. 許容応力状態IV_AS

(1) 接続ボルトに生じる応力

(単位:N/mm²)

地震力の種類	S _s	
応力の種類	引張応力	せん断応力
	$\sigma_b = 10$	$\tau_b = 2$

(2) 反射体押えに生じる応力

(単位 : N/mm²)

地震力の種類		S _s
死荷重による応力		$\sigma_{x1} = 1$
鉛直方向地震による応力		$\sigma_{x2} = 2$
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau = 2$
軸方向応力の和		$\sigma_s = 4$
圧縮と曲げの組合せ		$\alpha_B(\sigma_{x2} - \sigma_{x1})/f_c +$ $\alpha_B\sigma_{x3}/f_b \leq 1$
		0.031

4.3.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

(1) 接続ボルトに生じる応力

(単位:N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
	$\sigma_b = 5$	$\tau_b = 1$

(2) 反射体押えに生じる応力

(単位 : N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
死荷重による応力	$\sigma_{x1} = 1$	
鉛直方向地震による応力	$\sigma_{x2} = 1$	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau = 1$
軸方向応力の和	$\sigma_s = 2$	
圧縮と曲げの組合せ	$\alpha_B(\sigma_{x2} - \sigma_{x1})/f_c + \alpha_B\sigma_{x3}/f_b \leq 1$	
	0.019	

5. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せについては、構造上、地震の方向によって発生応力が最大となる位置が異なることから考慮不要とした。ただし、ボルトのせん断は水平2方向の荷重を同時に受けるため、4項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	反射体押え	A5052P-0	組合せ	$\sigma_s = 4$	$S_a = 66$
			圧縮と曲げの 組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{x2} - \sigma_{x1})}{f_c} + \frac{\eta\sigma_{x3}}{f_b} \leq 1$	
	接続ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 10$	$f_{ts} = 153$
			せん断	$\tau_b = 3$	$f_{sb} = 118$
III _A S	反射体押え	A5052P-0	組合せ	$\sigma_s = 2$	$S_a = 55$
			圧縮と曲げの 組合せ (座屈の評価)	$\frac{\eta(\sigma_{x2} - \sigma_{x1})}{f_c} + \frac{\eta\sigma_{x3}}{f_b} \leq 1$	
	接続ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 5$	$f_{ts} = 128$
			せん断	$\tau_b = 2$	$f_{sb} = 98$

3-5. 重水タンクの耐震強度評価

3-5-1. 重水タンク本体の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-5-1- 1
1.1. 計算条件	添 3-5-1- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-5-1- 1
1.3. 記号の説明	添 3-5-1- 2
2. 計算方法	添 3-5-1- 5
2.1. 応力の計算方法	添 3-5-1- 5
2.1.1. 重水タンク本体の内胴板及び外胴板の応力	添 3-5-1- 5
2.1.2. 接続ボルトの応力	添 3-5-1-10
3. 評価方法	添 3-5-1-13
3.1. 応力の評価	添 3-5-1-13
3.1.1. 胴の応力評価	添 3-5-1-13
3.1.2. 接続ボルトの応力評価	添 3-5-1-13
4. 設計条件	添 3-5-1-14
5. 機器要目	添 3-5-1-15
6. 計算数値	添 3-5-1-16
6.1. 許容応力状態 $IV_A S$	添 3-5-1-16
6.1.1. 内胴板に生じる応力	添 3-5-1-16
6.1.2. 外胴板に生じる応力	添 3-5-1-17
6.1.3. 接続ボルトに生じる応力	添 3-5-1-17
6.2. 許容応力状態 $III_A S$	添 3-5-1-18
6.2.1. 内胴板に生じる応力	添 3-5-1-18
6.2.2. 外胴板に生じる応力	添 3-5-1-19
6.2.3. 接続ボルトに生じる応力	添 3-5-1-19
7. 結論	添 3-5-1-20
8. 参考文献	添 3-5-1-21

1. 一般事項

本計算書は、重水タンク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) 重水タンク本体とプレナムは、多数の接続ボルトにより固定されているものとする。
- (2) 地震力は容器に対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (3) 動的地震力(Ss, Sd)及び静的地震力に対して評価を行う。

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 $S_y(N/mm^2)$	設計引張強さ $S_u(N/mm^2)$
A5052P-0	55	167
A5052B-0 相当	51	167
SUS304	171 (205)	441

注:()内の値は室温における値を示す。

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_b	接続ボルトの呼び径による軸断面積	mm^2
D_c	接続ボルトのピッチ円径	mm
t_1	接続ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側プレナムフランジの相当幅	mm
D_{ii}	重水タンク本体の内胴板の内径	mm
D_{oi}	重水タンク本体の外胴板の内径	mm
D_{bo}	接続フランジの外径	mm
D_{bi}	接続フランジの内径	mm
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^2
F_c	荷重を受けるフランジに作用する圧縮力	N
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受ける接続ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{t0}	引張力のみを受ける接続ボルトの許容引張応力	N/mm^2
f_{s0}	せん断力のみを受ける接続ボルトの許容せん断応力	N/mm^2
k	接続ボルト計算における中立軸の荷重係数	—
l_1, l_2	接続ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離	mm
H_i	重水タンク本体の内胴板に作用するせん断力	N
H_o	重水タンク本体の外胴板に作用するせん断力	N
M_i	重水タンク本体の内胴板に作用する曲げモーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
M_o	重水タンク本体の外胴板に作用する曲げモーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
n	接続ボルトの本数	—
s	接続ボルトと支持するフランジの縦断面係数の比 (ボルトに圧縮力がかからない場合 $s = 1$)	—
P_r	最高使用圧力 (内圧)	MPa
P_e	最高使用圧力 (外圧)	MPa
S_s	地震力	—
S_a	胴の許容応力	N/mm^2
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
t_i	重水タンク本体の内胴板の厚さ	mm
t_o	重水タンク本体の外胴板の厚さ	mm
W_i	重水タンク本体の内胴板に作用する死荷重	N

記号	記号の説明	単位
W_o	重水タンク本体の外胴板に作用する死荷重	N
W_{iv}	重水タンク本体の内胴板に作用する軸力	N
W_{ov}	重水タンク本体の外胴板に作用する軸力	N
W_{vo}	鉛直方向の地震荷重	N
Y_i	重水タンク本体の内胴板の（外径/内径）	—
Y_o	重水タンク本体の外胴板の（外径/内径）	—
σ_o	胴の一次一般膜応力	N/mm ²
σ_{oc}	胴の組合せ一次一般膜応力（圧縮側）	N/mm ²
σ_{ot}	胴の組合せ一次一般膜応力（引張側）	N/mm ²
σ_b	接続ボルト引張応力	N/mm ²
σ_c	基礎に生じる圧縮応力	N/mm ²
σ_{ix1}	最高使用圧力により内胴板に生じる軸方向応力	N/mm ²
$\sigma_{i\phi 1}$	最高使用圧力により内胴板に生じる周方向応力	N/mm ²
σ_{ox1}	最高使用圧力により外胴板に生じる軸方向応力	N/mm ²
$\sigma_{o\phi 1}$	最高使用圧力により外胴板に生じる周方向応力	N/mm ²
σ_{ix2}	内胴板の死荷重による軸方向応力	N/mm ²
σ_{ox2}	外胴板の死荷重による軸方向応力	N/mm ²
σ_{ix3}	内胴板の鉛直地震力による軸方向応力	N/mm ²
σ_{ox3}	外胴板の鉛直地震力による軸方向応力	N/mm ²
σ_{ix4}	内胴板の水平地震力による軸方向応力	N/mm ²
σ_{ox4}	外胴板の水平地震力による軸方向応力	N/mm ²
σ_ϕ	胴の周方向一次一般膜応力の和	N/mm ²
τ_b	接続ボルトに生じるせん断応力	N/mm ²
τ_i	内胴板の水平地震力によるせん断応力	N/mm ²
τ_o	外胴板の水平地震力によるせん断応力	N/mm ²
σ_{xc}	胴の軸方向一次一般膜応力の和（圧縮側）	N/mm ²
σ_{xt}	胴の軸方向一次一般膜応力の和（引張側）	N/mm ²
σ_2	胴の地震動のみによる一次+二次応力の変動値	N/mm ²
$\sigma_{2\phi}$	胴の周方向一次+二次応力の和	N/mm ²
σ_{2c}	胴の一次+二次応力の変動値（圧縮側）	N/mm ²
σ_{2t}	胴の一次+二次応力の変動値（引張側）	N/mm ²
σ_{2xc}	胴の軸方向一次+二次応力の和（圧縮側）	N/mm ²
σ_{2xt}	胴の軸方向一次+二次応力の和（引張側）	N/mm ²
α	接続ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
e	基礎ボルト計算における係数	—
z	基礎ボルト計算における係数	—

記号	記号の説明	単位
C_t	基礎ボルト計算における係数	—
C_c	基礎ボルト計算における係数	—
F_t	基礎ボルトに作用する引張力	—
F_c	基礎に作用する圧縮力	—
β_1	内胴板の最高使用圧力による荷重計算の係数	—
β_2	外胴板の最高使用圧力による荷重計算の係数	—

2. 計算方法

2.1. 応力の計算方法

2.1.1. 重水タンク本体の内胴板及び外胴板の応力

(1) 内圧及び外圧による応力

a. 外圧による場合

(i) 内胴板：

$$\sigma_{i\phi 1} = \frac{P_e(D_{ii} + 1.2t_i)}{2t_i}$$

$$\sigma_{ix1} = \frac{\beta_1 P_e \{(D_{oi} + 2t_o)^2 - D_{ii}^2\}}{4(D_{ii} + t_i)t_i}$$

(ii) 外胴板：

$$\sigma_{o\phi 1} = \frac{2P_e Y_o^2}{Y_o^2 - 1}$$

$$\sigma_{ox1} = \frac{\beta_2 P_e \{(D_{oi} + 2t_o)^2 - D_{ii}^2\}}{4(D_{oi} + t_o)t_o}$$

b. 内圧による場合

(i) 内胴板：

$$\sigma_{i\phi 1} = \frac{2P_r Y_i^2}{Y_i^2 - 1}$$

$$\sigma_{ix1} = \frac{\beta_1 P_r \{(D_{oi} + 2t_o)^2 - D_{ii}^2\}}{4(D_{ii} + t_i)t_i}$$

(ii) 外胴板：

$$\sigma_{o\phi 1} = \frac{P_r(D_{oi} + 1.2t_o)}{2t_o}$$

$$\sigma_{ox1} = \frac{\beta_2 P_r \{(D_{oi} + 2t_o)^2 - D_{ii}^2\}}{4(D_{oi} + t_o)t_o}$$

ここで、軸方向応力に使用した係数 β_1, β_2 は、参考文献[1]により次のように求める。

- (a) 外径 $D_{oi}+2t_o$ 、内径 D_{ii} の穴あき円板に等分布荷重 P が作用する場合、両端に生じるせん断力(単位長さ当り) Q_o 及び Q_i は、次式で求まる。

$$Q_o = K_o P \left(\frac{D_{oi}+2t_o}{2} \right)$$

$$Q_i = K_i P \left(\frac{D_{oi}+2t_o}{2} \right)$$

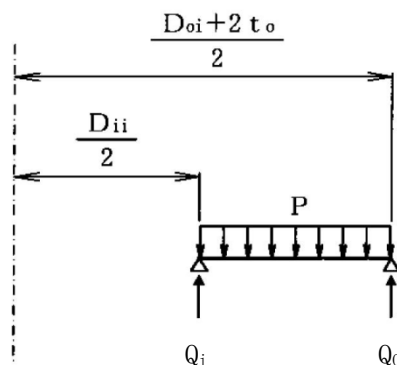


図-3-5-1.1 重水タンクの計算モデル

参考文献[1]より

$(D_{oi} + 2t_o)/D_{ii}$ のときの係数 K_o, K_i を求め、下記の式より β_1 及び β_2 を求める。

$$\beta_1 = \frac{K_i D_{ii}}{K_o (D_{oi} + 2t_o) + K_i D_{ii}}$$

$$\beta_2 = \frac{K_o (D_{oi} + 2t_o)}{K_o (D_{oi} + 2t_o) + K_i D_{ii}}$$

- (2) 外荷重による応力

- a. 死荷重による応力

死荷重により、内胴板及び外胴板に生じる応力は、次式で求まる。

$$\text{内胴板： } \sigma_{ix2} = \frac{W_i}{\pi(D_{ii} + t_i)t_i}$$

$$\text{外胴板： } \sigma_{ox2} = \frac{W_o}{\pi(D_{oi} + t_o)t_o}$$

- b. 鉛直地震力による応力

$$\text{内胴板： } \sigma_{ix3} = \frac{W_{iv}}{\pi(D_{ii} + t_i)t_i}$$

$$\text{外胴板： } \sigma_{ox3} = \frac{W_{ov}}{\pi(D_{oi} + t_o)t_o}$$

c. 水平地震力による応力

水平地震力により胴は底板接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断力は、次式で求まる。

(i) 内胴板：

$$\sigma_{ix4} = \frac{4M_i}{\pi(D_{ii} + t_i)^2 t_i}$$

$$\tau_i = \frac{2H_i}{\pi(D_{ii} + t_i)t_i}$$

(ii) 外胴板：

$$\sigma_{ox4} = \frac{4M_o}{\pi(D_{oi} + t_o)^2 t_o}$$

$$\tau_o = \frac{2H_o}{\pi(D_{oi} + t_o)t_o}$$

(3) 組合せ応力

(1)から(2)によって求めた胴の応力は、次のように組み合わせる。

a. 内胴板の組合せ応力

(a) 一次一般膜応力

(i) 内圧時

組合せ引張応力

$$\sigma_\phi = -\sigma_{i\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = \sigma_{ix1} - \sigma_{ix2} + \sigma_{ix3} + \sigma_{ix4}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4\tau_i^2} \right\}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_\phi = \sigma_{i\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{ix1} + \sigma_{ix2} + \sigma_{ix3} + \sigma_{ix4}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4\tau_i^2} \right\}$$

(ii) 外圧時

組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{i\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = -\sigma_{ix1} - \sigma_{ix2} + \sigma_{ix3} + \sigma_{ix4}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau_i^2} \right\}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{i\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = \sigma_{ix1} + \sigma_{ix2} + \sigma_{ix3} + \sigma_{ix4}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau_i^2} \right\}$$

一次膜応力+一次曲げ応力は一次一般膜応力と同じになるので省略することができる。

(b) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

組合せ引張応力

$$\sigma_{2\phi} = 0$$

$$\sigma_{2xt} = \sigma_{ix3} + \sigma_{ix4}$$

$$\sigma_{2t} = \sigma_{2\phi} + \sigma_{2xt} + \sqrt{(\sigma_{2\phi} - \sigma_{2xt})^2 + 4\tau_i^2}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{2\phi} = 0$$

$$\sigma_{2xc} = \sigma_{ix3} + \sigma_{ix4}$$

$$\sigma_{2c} = \sigma_{2\phi} + \sigma_{2xc} + \sqrt{(\sigma_{2\phi} - \sigma_{2xc})^2 + 4\tau_i^2}$$

b. 外胴板の組合せ応力

(a) 一次一般膜応力

(i) 内圧時

組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{o\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = \sigma_{ox1} - \sigma_{ox2} + \sigma_{ox3} + \sigma_{ox4}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau_o^2} \right\}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{o\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{ox1} + \sigma_{ox2} + \sigma_{ox3} + \sigma_{ox4}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau_o^2} \right\}$$

(ii) 外圧時

組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{o\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = -\sigma_{ox1} - \sigma_{ox2} + \sigma_{ox3} + \sigma_{ox4}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau_o^2} \right\}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{o\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = \sigma_{ox1} + \sigma_{ox2} + \sigma_{ox3} + \sigma_{ox4}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau_o^2} \right\}$$

一次膜応力+一次曲げ応力は一次一般膜応力と同じになるので省略することができる。

(b) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

組合せ引張応力

$$\sigma_{2\phi} = 0$$

$$\sigma_{2xt} = \sigma_{ox3} + \sigma_{ox4}$$

$$\sigma_{2t} = \sigma_{2\phi} + \sigma_{2xt} + \sqrt{(\sigma_{2\phi} - \sigma_{2xt})^2 + 4\tau_o^2}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{2\phi} = 0$$

$$\sigma_{2xc} = \sigma_{ox3} + \sigma_{ox4}$$

$$\sigma_{2c} = \sigma_{2\phi} + \sigma_{2xc} + \sqrt{(\sigma_{2\phi} - \sigma_{2xc})^2 + 4\tau_o^2}$$

2.1.2. 接続ボルトの応力

(1) せん断応力

$$\tau_b = \frac{H_o}{nA_b}$$

(2) 引張応力

重水タンク本体とプレナムの接合部にかかる死荷重及び曲げモーメントは、 W_o 、 M_o を用いる。

転倒モーメントが作用した場合に生じる接合ボルトの引張荷重と接合部の圧縮荷重については、荷重と変形の釣合条件を考慮することにより求めることができる。(図-3-5-1.2 参照)以下に、その手順を示す。

$$t_1 = \frac{nA_b}{\pi D_c}$$

$$t_2 = \frac{1}{2}(D_{bo} - D_{bi}) - t_1$$

a. σ_b 、 σ_c を仮定して係数 k を求める。

$$k = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_b}{s\sigma_c}}$$

b. α を求める。

$$\alpha = \cos^{-1}(1 - 2k)$$

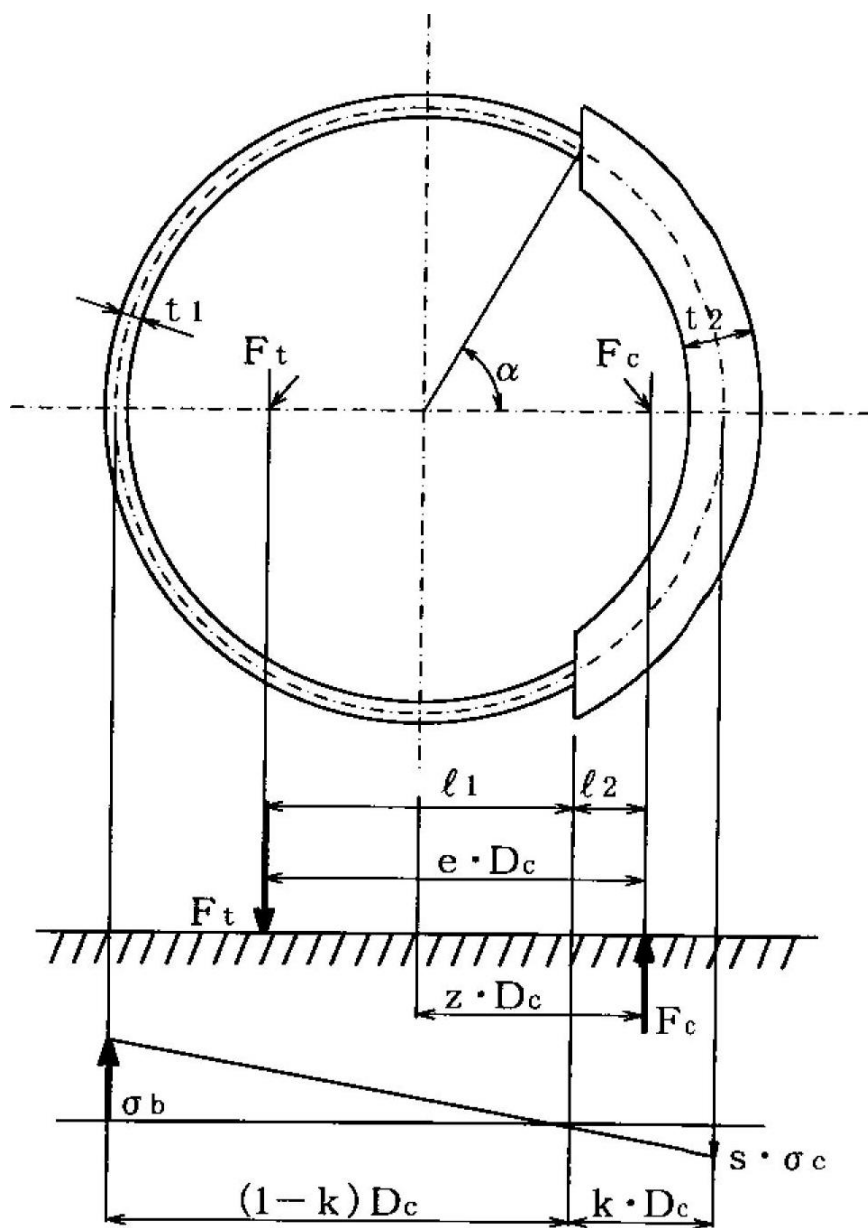


図-3-5-1.2 プレナムとの接合部の荷重説明図

c. 各定数 e 、 z 、 C_t 、 C_c を計算する。

$$e = \frac{1}{2} \left\{ \frac{(\pi - \alpha) \cos^2 \alpha + \frac{1}{2}(\pi - \alpha) + \frac{3}{2} \sin \alpha \cos \alpha}{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha} \right.$$

$$\left. + 12\alpha - 32 \sin \alpha \cos \alpha + \alpha \cos 2\alpha \sin \alpha - \alpha \cos \alpha \right.$$

$$z = \frac{1}{2} \left\{ \cos \alpha + \left(\frac{\frac{1}{2}\alpha - \frac{3}{2} \sin \alpha \cos \alpha + \alpha \cos^2 \alpha}{\sin \alpha - \alpha \cos \alpha} \right) \right\}$$

$$C_t = \frac{2\{(\pi - \alpha) \cos \alpha + \sin \alpha\}}{1 + \cos \alpha}$$

$$C_c = \frac{2(\sin \alpha - \alpha \cos \alpha)}{1 - \cos \alpha}$$

d. 各定数を用いて F_t 、 F_c を求める。

$$F_t = \frac{M_o - W_{vo} \cdot z \cdot D_c}{e \cdot D_c}$$

$$F_c = F_t + W_{vo}$$

接続ボルトに引張力が作用しないのは、 α が π に等しくなったときであるので、2.1.2.(2)c. 項の式において α を π に近づけた場合の値 $e=0.75$ 、 $z=0.25$ を 2.1.2.(2)d. 項の式に代入し、得られる F_t の値によって引張力の有無を次のように判定できる。

$F_t \leq 0$ ならば、引張力は作用しない。

$F_t > 0$ ならば、引張力は作用しているので以降の計算を行う。

e. σ_b 、 σ_c を求める。

$$\sigma_b = \frac{2F_t}{t_1 D_c C_t}$$

$$\sigma_c = \frac{2F_c}{(t_2 + s t_1) D_c C_c}$$

σ_b 、 σ_c が a. にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。この場合の σ_b と σ_c を接続ボルトとプレナム側フランジ部に生じる応力とする。

3. 評価方法

3.1. 応力の評価

3.1.1. 胴の応力評価

2.1.1(3)で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力 S_a 以下であること。なお、一次応力(膜+曲げ)の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

許容応力 状態	許容応力 S_a		
	一次一般膜応力	一次応力	一次+二次応力範囲
Ⅲ _A S	$\min[S_y, 0.6S_u]$	左欄の 1.5 倍	2 S_y
Ⅳ _A S	0.6 S_u	左欄の 1.5 倍	

3.1.2. 接続ボルトの応力評価

2.1.2で求めた接続ボルトの引張応力 σ_b は、次式より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。せん断応力 τ_b は、せん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力 f_{sb} 以下であること。

$$f_{ts} = \min[1.4f_{t0} - 1.6\tau_b, f_{t0}]$$

ただし、 f_{t0} 、 f_{sb} は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_{t0}	許容せん断応力 f_{sb}
Ⅳ _A S Ⅲ _A S	$1.5 \left(\frac{F}{2} \right)$	$1.5 \left(\frac{F}{1.5\sqrt{3}} \right)$

4. 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) ^(注2)		最高使用圧力 (MPa)		最高使用温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向	内圧	外圧	
重水タンク	S	原子炉建家 ^(注1) FL-1.0	水平方向	鉛直方向	内圧	0.0981	100
			36.7	121.4	外圧	0.0981	

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：「添付書類 3-2. 原子炉本体の地震応答解析」による。

条件 ^(注3)		荷重作用点	鉛直力	水平力	モーメント	備考
			W(N)	H(N)	M(N・mm)	
死荷重		A	6929	—	—	
		B	55060	—	—	
静的地震力	地震荷重	A	2009	2135	995000	
		B	15970	34860	33160000	
Sd	地震荷重	A	2969	1709	796400	
		B	23570	27980	26650000	
	スロッシング荷重	A	—	0.0	0.0	
		B	—	55400	48040000	
Ss	地震荷重	A	5596	3328	1548000	
		B	44440	52830	51350000	
	スロッシング荷重	A	—	0.0	0.0	
		B	—	76630	66660000	

注3：各荷重の値は「添付書類 3-2. 原子炉本体の地震応答解析」による。

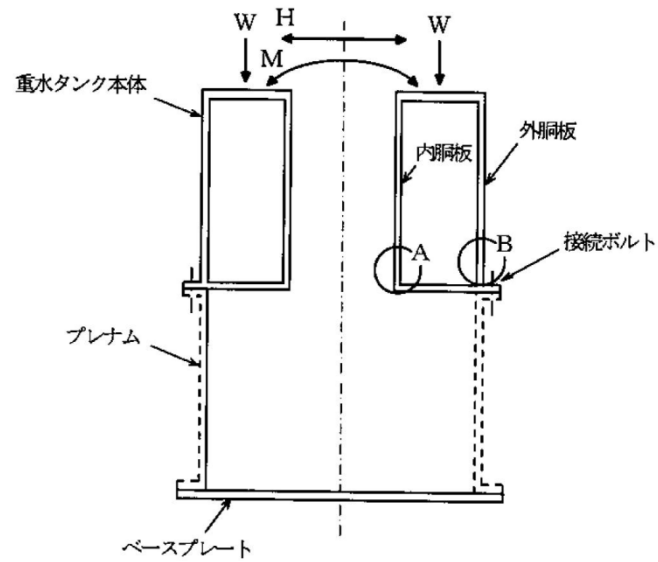


図-3-5-1.3 重心タンクの荷重説明図

5. 機器要目

D_{ii} (mm)	t_i (mm)	D_{oi} (mm)	t_o (mm)	Y_i (-)	Y_o (-)	K_o (-)	K_i (-)	β_1 (-)	β_2 (-)	s (-)	n (-)	D_c (mm)	D_{bo} (mm)	D_{bi} (mm)	A_b (mm ²)	F(接続ボルト)(N/mm ²)	
																IV _A S	III _A S
600	10	1960	20	1.03	1.02	0.28	0.60	0.39	0.61	1	36	2120	2200	1960	452.4(M24)	230	205

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態IV_{AS}

6.1.1. 内胴板に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位:N/mm²)

地震力の種類		Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{i\phi 1} = 4$	$\sigma_{ix1} = 6$	-	
外圧による応力		$\sigma_{i\phi 1} = 3$	$\sigma_{ix1} = 6$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{ix2} = 1$	-	
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ix3} = 1$	-	
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ix4} = 1$	$\tau_i = 1$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{i\phi 1}$ $= -4$	$\sigma_{xt} = 7$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{i\phi 1}$ $= 4$	$\sigma_{xc} = -3$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{0t} = 7$		
		圧縮	$\sigma_{0c} = 5$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{i\phi 1}$ $= 3$	$\sigma_{xt} = -5$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{i\phi 1}$ $= -3$	$\sigma_{xc} = 9$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{0t} = 4$		
		圧縮	$\sigma_{0c} = 9$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位:N/mm²)

地震力の種類		Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ix3} = 1$	-
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ix4} = 1$	$\tau_i = 1$
応力の和	引張側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xt} = 2$	-
	圧縮側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xc} = 2$	-
組合せ応力	引張	$\sigma_{2t} = 5$		
	圧縮	$\sigma_{2c} = 5$		

6.1.2. 外胴板に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類		Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{o\phi 1} = 5$	$\sigma_{ox1} = 2$	-	
外圧による応力		$\sigma_{o\phi 1} = 5$	$\sigma_{ox1} = 2$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{ox2} = 1$	-	
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ox3} = 1$	-	
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ox4} = 2$	$\tau_o = 2$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{o\phi 1}$ $= 5$	$\sigma_{xt} = 4$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{o\phi 1}$ $= -5$	$\sigma_{xc} = 2$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{ot} = 7$		
		圧縮	$\sigma_{oc} = 3$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{o\phi 1}$ $= -5$	$\sigma_{xt} = 0$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{o\phi 1}$ $= 5$	$\sigma_{xc} = 6$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{ot} = 1$		
		圧縮	$\sigma_{oc} = 8$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類		Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ox3} = 1$	-
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ox4} = 2$	$\tau_o = 2$
応力の和	引張側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xt} = 3$	-
	圧縮側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xc} = 3$	-
組合せ応力	引張	$\sigma_{2t} = 8$		
	圧縮	$\sigma_{2c} = 8$		

6.1.3. 接続ボルトに生じる応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類	Ss	
応力の種類	引張応力	せん断応力
接続ボルト	$\sigma_b = 6$	$\tau_b = 8$

6.2. 許容応力状態Ⅲ_{AS}

6.2.1. 内胴板に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類		Sd と静的地震力の大きい方			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{i\phi 1} = 4$	$\sigma_{ix1} = 6$	-	
外圧による応力		$\sigma_{i\phi 1} = 3$	$\sigma_{ix1} = 6$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{ix2} = 1$	-	
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ix3} = 1$	-	
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ix4} = 1$	$\tau_i = 1$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{i\phi 1}$ $= -4$	$\sigma_{xt} = 7$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{i\phi 1}$ $= 4$	$\sigma_{xc} = -3$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{0t} = 7$		
		圧縮	$\sigma_{0c} = 5$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{i\phi 1}$ $= 3$	$\sigma_{xt} = -5$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{i\phi 1}$ $= -3$	$\sigma_{xc} = 9$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{0t} = 4$		
		圧縮	$\sigma_{0c} = 9$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類		Sd と静的地震力の大きい方		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ix3} = 1$	-
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ix4} = 1$	$\tau_i = 1$
応力の和	引張側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xt} = 2$	-
	圧縮側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xc} = 2$	-
組合せ応力	引張	$\sigma_{2t} = 5$		
	圧縮	$\sigma_{2c} = 5$		

6.2.2. 外胴板に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類		Sd と静的地震力の大きい方			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{o\phi 1} = 5$	$\sigma_{ox1} = 2$	-	
外圧による応力		$\sigma_{o\phi 1} = 5$	$\sigma_{ox1} = 2$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{ox2} = 1$	-	
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ox3} = 1$	-	
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ox4} = 2$	$\tau_o = 2$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{o\phi 1}$ $= 5$	$\sigma_{xt} = 4$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{o\phi 1}$ $= -5$	$\sigma_{xc} = 2$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{ot} = 7$		
		圧縮	$\sigma_{oc} = 3$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = -\sigma_{o\phi 1}$ $= -5$	$\sigma_{xt} = 0$	-
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = \sigma_{o\phi 1}$ $= 5$	$\sigma_{xc} = 6$	-
	組合せ応力	引張	$\sigma_{ot} = 1$		
		圧縮	$\sigma_{oc} = 8$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類		Sd と静的地震力の大きい方		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直地震力による応力		-	$\sigma_{ox3} = 1$	-
水平地震力による応力		-	$\sigma_{ox4} = 2$	$\tau_o = 2$
応力の和	引張側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xt} = 3$	-
	圧縮側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2xc} = 3$	-
組合せ応力	引張	$\sigma_{2t} = 8$		
	圧縮	$\sigma_{2c} = 8$		

6.2.3. 接続ボルトに生じる応力

(単位: N/mm²)

地震力の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
接続ボルト	$\sigma_b = 5$	$\tau_b = 6$

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せについては、構造上、地震の方向によって発生応力が最大となる位置が異なることから考慮不要とした。ただし、ボルトのせん断は水平2方向の荷重を同時に受けるため、6項の値を1.42倍している。

(単位: N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	運転条件	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	内胴板	A5052B-0 相当	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 7$	$S_a = 100$
			外圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			-	一次+二次	$\sigma_2 = 5$	$S_a = 102$
	外胴板	A5052P-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 7$	$S_a = 100$
			外圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 100$
			-	一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 110$
III _A S	内胴板	A5052B-0 相当	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 7$	$S_a = 51$
			外圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 51$
			-	一次+二次	$\sigma_2 = 5$	$S_a = 102$
	外胴板	A5052P-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 7$	$S_a = 55$
			外圧時	一次一般膜	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 55$
			-	一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 110$

(単位: N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	接続ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 6$	$f_{ts} = 172$
			せん断	$\tau_b = 12$	$f_{sb} = 132$
III _A S	接続ボルト	SUS304	引張	$\sigma_b = 5$	$f_{ts} = 153$
			せん断	$\tau_b = 9$	$f_{sb} = 118$

8. 参考文献

- [1] R. J. ROARK : Formulas for Stress and Strain, SEVENTH EDITION

3-5-2. ビームチューブの耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-5-2- 1
1.1. 計算条件	添 3-5-2- 1
1.2. 記号の説明	添 3-5-2- 2
2. 計算方法	添 3-5-2- 4
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-5-2- 4
2.2. 応力の計算方法	添 3-5-2- 5
2.2.1. 胴の応力	添 3-5-2- 5
3. 評価の方法	添 3-5-2- 8
3.1. 解析方法	添 3-5-2- 8
3.2. 応力の評価	添 3-5-2- 8
3.2.1. 胴の応力評価	添 3-5-2- 8
4. ビームチューブ（1 G）～（6 G）の計算結果	添 3-5-2- 9
4.1. 設計条件	添 3-5-2- 9
4.2. 機器要目	添 3-5-2- 9
4.3. 計算数値	添 3-5-2-10
4.3.1. 許容応力状態Ⅳ _{AS}	添 3-5-2-10
4.3.2. 許容応力状態Ⅲ _{AS}	添 3-5-2-12
4.4. 結論	添 3-5-1-14
5. ビームチューブ（7R）の計算結果	添 3-5-2-15
5.1. 設計条件	添 3-5-2-15
5.2. 機器要目	添 3-5-2-15
5.3. 計算数値	添 3-5-2-16
5.3.1. 許容応力状態Ⅳ _{AS}	添 3-5-2-16
5.3.2. 許容応力状態Ⅲ _{AS}	添 3-5-2-18
5.4. 結論	添 3-5-2-20
6. ビームチューブ（8T）の計算結果	添 3-5-2-21
6.1. 設計条件	添 3-5-2-21
6.2. 機器要目	添 3-5-2-22
6.3. 計算数値	添 3-5-2-22
6.3.1. 許容応力状態Ⅳ _{AS}	添 3-5-2-22
6.3.2. 許容応力状態Ⅲ _{AS}	添 3-5-2-24
6.4. 結論	添 3-5-2-26
7. ビームチューブ（9C）の計算結果	添 3-5-2-27
7.1. 設計条件	添 3-5-2-27
7.2. 機器要目	添 3-5-2-28
7.3. 計算数値	添 3-5-2-28
7.3.1. 許容応力状態Ⅳ _{AS}	添 3-5-2-28

7.3.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-5-2-30
7.4. 結論	添 3-5-2-32
8. 参考文献	添 3-5-2-33

1. 一般事項

本計算書は、ビームチューブの耐震強度についての計算方法及び計算結果を示す。

1.1. 計算条件

- (1) ビームチューブの重量は重心に集中したものとする。
- (2) ビームチューブは一端を重水タンクに固定されているものとする。
- (3) 地震力は容器に対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (4) 動的地震力 (S_s , S_d) 及び静的地震力に対して評価を行う。
- (5) ビームチューブで勾配を持つものは最小断面の様な角管として評価する。

1.2. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	ビームチューブ胴の断面積	mm ²
A _{e1}	ビームチューブ胴断面の水平軸に関する有効せん断断面積	mm ²
A _{e2}	ビームチューブ胴断面の鉛直軸に関する有効せん断断面積	mm ²
A ₀₁	ビームチューブ胴断面の水平軸に関するせん断断面積	mm ²
A ₀₂	ビームチューブ胴断面の鉛直軸に関するせん断断面積	mm ²
b ₁	側板（水平面）の幅	mm
b ₂	側板（鉛直面）の幅	mm
b*	側板の最大幅	mm
C _H	水平方向設計震度	—
C _V	鉛直方向設計震度	—
E	ビームチューブ胴の縦弾性係数	N/mm ²
G	ビームチューブ胴のせん断弾性係数	N/mm ²
g	重力加速度（=9.80665）	m/s ²
I _x	ビームチューブ胴断面の水平軸に関する断面2次モーメント	mm ⁴
I _y	ビームチューブ胴断面の鉛直軸に関する断面2次モーメント	mm ⁴
K	ばね定数	N/mm
ℓ	付根部から重心までの距離	mm
P	最高使用圧力	MPa
ρ	重水の比重	—
ρ'	重水の比重量（= ρ × 10 ⁻⁶ kg/mm ³ ）	kg/mm ³
S _a	胴の許容応力	N/mm ²
S _u	設計引張強さ	N/mm ²
S _y	設計降伏点	N/mm ²
T	固有周期	s
t ₁	側板（水平面）の厚さ	mm
t ₂	側板（鉛直面）の厚さ	mm
L ₁	ビームチューブの全長	mm
K ₁	参考文献[1]により求まる値	—
W ₀	ビームチューブ胴の重量	kg
Z ₁	ビームチューブ胴断面の水平軸に関する断面係数	mm ³
Z ₂	ビームチューブ胴断面の鉛直軸に関する断面係数	mm ³
σ _{0ℓ}	長手方向地震時の胴付根部の一次一般膜応力	N/mm ²
σ _{0c}	横方向地震時の胴付根部の一次一般膜応力	N/mm ²
σ _{1ℓ}	長手方向地震時の胴付根部の一次一般膜応力+一次曲げ応力	N/mm ²
σ _{1c}	横方向地震時の胴付根部の一次一般膜応力+一次曲げ応力	N/mm ²
σ _{2ℓ}	長手方向地震時の胴付根部の一次+二次応力の変動値	N/mm ²

記号	記号の説明	単位
σ_{2c}	横方向地震時の胴付根部の一次＋二次応力の変動値	N/mm ²
$\sigma_{\ell 1}$	長手方向地震時の胴付根部の長手方向引張応力の和	N/mm ²
$\sigma_{\ell 2}$	長手方向地震時の胴付根部の板幅方向引張応力の和	N/mm ²
σ_{c1}	横方向地震時の胴付根部の長手方向引張応力の和	N・mm
σ_{c2}	横方向地震時の胴付根部の板幅方向引張応力の和	N/mm ²
σ_{x1}	側板の長手方向引張応力	N/mm ²
σ_{x2}	側板の板幅方向引張応力	N/mm ²
σ_{x3}	ビームチューブ胴の自重による曲げ応力	N/mm ²
σ_{x4}	ビームチューブ胴の鉛直地震力による曲げ応力	N/mm ²
σ_{x5}	ビームチューブ胴の水平地震力による軸方向応力	N/mm ²
σ_{x6}	ビームチューブ胴の水平地震力による曲げ応力	N/mm ²
τ_{x1}	ビームチューブ胴の自重によるせん断応力	N/mm ²
τ_{x2}	ビームチューブ胴の鉛直地震力によるせん断応力	N/mm ²
τ_{x3}	ビームチューブ胴の水平地震力によるせん断応力	N/mm ²

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- a. 変形モードはビームチューブをはりと考えたときの曲げ及びせん断変形を考慮する。
- b. ビームチューブの一端は多数のボルトで固定され、また重水タンクを剛であるとし、固定端とする。
- c. 構造物の重量は、その運転時重量に構造物が排除する重水の重量を加えたものとする。
- d. 長手方向の変形は軸方向変形のみより、長手方向は剛構造とみなす。

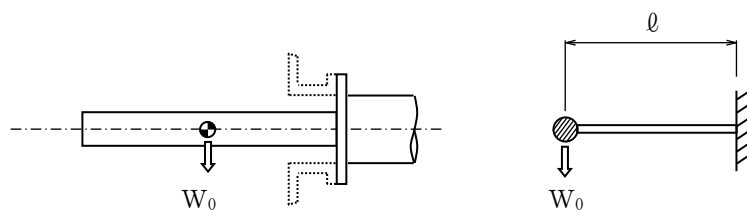


図-3-5-2.1 固有周期の計算モデル

(2) 計算モデル

本機器は、上記仮定により図-3-5-2.1に示すような一端固定の1質点振動系モデルとする。

(3) 固有周期

曲げ及びせん断変形によるばね定数Kは、次式で求まる。

$$K = \frac{1}{\frac{\ell^3}{3E \cdot I} + \frac{\ell}{G \cdot A_e}}$$

従って、固有周期は、次式で求まる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + (\pi \rho' / 4)(K_1 \cdot b^{*2} \cdot L_1)}{1000K}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. 胴の応力

(1) 外圧による応力

外圧によりビームチューブの側板の長手方向及び板幅方向に生じる応力は、参考文献[2]より次式で求まる。

a. 水平側板に生じる応力

i. 長手方向

$$\sigma_{x1} = \frac{6\beta \cdot P \cdot b_1^2}{t_1^2}$$

ii. 板幅方向

$$\sigma_{x2} = \frac{6\beta' \cdot P \cdot b_1^2}{t_1^2}$$

b. 鉛直側板に生じる応力

i. 長手方向

$$\sigma_{x1} = \frac{6\beta \cdot P \cdot b_2^2}{t_2^2}$$

ii. 板幅方向

$$\sigma_{x2} = \frac{6\beta' \cdot P \cdot b_2^2}{t_2^2}$$

(2) 内圧による応力

内圧によりビームチューブの側板の長手方向及び板幅方向に生じる応力は、それぞれ2.2.1(1)の外圧による応力と同様にして求まる。

ビームチューブでは内圧より外圧の方が大きいいため、内圧による応力の計算は省略する。

(3) 運転時重量及び鉛直地震力による応力

ビームチューブ付根部では、胴自身の重量及び鉛直地震力により曲げモーメント及びせん断力が生じる。

$$\sigma_{x3} = \frac{W_0 \cdot \ell \cdot g}{Z_1}$$

$$\tau_{x1} = \frac{W_0 \cdot g}{A_{01}}$$

$$\sigma_{x4} = \frac{C_V \{W_0 + (\pi \rho' / 4)(K_1 \cdot b^{*2} \cdot L_1)\} \cdot \ell \cdot g}{Z_1}$$

$$\tau_{x2} = \frac{C_V \{W_0 + (\pi \rho' / 4)(K_1 \cdot b^{*2} \cdot L_1)\} \cdot g}{A_{01}}$$

(4) 水平地震力による応力

水平地震力がビームチューブの長手方向より作用する場合と横方向より作用する場合にビームチューブに生じる応力は、それぞれ次式で求まる。

a. 長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{x5} = \frac{C_H \{W_0 + (\pi \rho' / 4)(K_1 \cdot b^{*2} \cdot L_1)\} \cdot g}{A}$$

b. 横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{x6} = \frac{C_H \{W_0 + (\pi \rho' / 4)(K_1 \cdot b^{*2} \cdot L_1)\} \ell \cdot g}{Z_2}$$

$$\tau_{x3} = \frac{C_H \{W_0 + (\pi \rho' / 4)(K_1 \cdot b^{*2} \cdot L_1)\} \cdot g}{A_{02}}$$

(5) 組合せ応力

(1)～(4)によって算出される胴の応力は、以下により組合せる。

a. 一次一般膜応力

長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{0\ell} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{0\ell 1} + \sigma_{0\ell 2} + \sqrt{(\sigma_{0\ell 1} - \sigma_{0\ell 2})^2 + 4 \tau_{\ell}^2} \}$$

ここで

$$\sigma_{0\ell 1} = \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\sigma_{0\ell 2} = 0$$

$$\tau_{\ell} = \tau_{x1} + \tau_{x2}$$

横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{0c1} + \sigma_{0c2} + \sqrt{(\sigma_{0c1} - \sigma_{0c2})^2 + 4 \tau_c^2} \}$$

ここで

$$\sigma_{0c1} = \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x6}$$

$$\sigma_{0c2} = 0$$

$$\tau_c = \sqrt{(\tau_{x1} + \tau_{x2})^2 + \tau_{x3}^2}$$

b. 一次一般膜応力+一次曲げ応力

長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{l\ell} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\ell 1} + \sigma_{\ell 2} + \sqrt{(\sigma_{\ell 1} - \sigma_{\ell 2})^2 + 4\tau_{\ell}^2} \}$$

ここで

$$\sigma_{\ell 1} = \sigma_{x1} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\sigma_{\ell 2} = \sigma_{x2}$$

$$\tau_{\ell} = \tau_{x1} + \tau_{x2}$$

横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{1c} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{c1} + \sigma_{c2} + \sqrt{(\sigma_{c1} - \sigma_{c2})^2 + 4\tau_c^2} \}$$

ここで

$$\sigma_{c1} = \sigma_{x1} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x6}$$

$$\sigma_{c2} = \sigma_{x2}$$

$$\tau_c = \sqrt{(\tau_{x1} + \tau_{x2})^2 + \tau_{x3}^2}$$

c. 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

長手方向地震が作用した場合

$$\sigma_{2\ell} = \sigma_{2\ell 1} + \sigma_{2\ell 2} + \sqrt{(\sigma_{2\ell 1} - \sigma_{2\ell 2})^2 + 4\tau_{2\ell}^2}$$

ここで

$$\sigma_{2\ell 1} = \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\sigma_{2\ell 2} = 0$$

$$\tau_{2\ell} = \tau_{x2}$$

横方向地震が作用した場合

$$\sigma_{2c} = \sigma_{2c1} + \sigma_{2c2} + \sqrt{(\sigma_{2c1} - \sigma_{2c2})^2 + 4\tau_{2c}^2}$$

ここで

$$\sigma_{2c1} = \sigma_{x4} + \sigma_{x6}$$

$$\sigma_{2c2} = 0$$

$$\tau_{2c} = \tau_{x2} + \tau_{x3}$$

3. 評価の方法

3.1. 解析方法

2.1 で求めた固有周期及びモデルの質点系から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき解析方法の決定を行う。

3.2. 応力の評価

3.2.1. 胴の応力評価

2.2.1 (5) で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力 S_a 以下であること。

許容応力 状態	一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力	一次+二次応力
IV _A S	設計引張強さ S_u の 0.6 倍の値	左欄の 1.5 倍	地震動のみによる一次+二次 応力の変動値が設計降 伏点 S_y の 2 倍以下であ れば疲れ解析を不要とする。
III _A S	S_y と $0.6S_u$ の小さい方。 ただし、オーステナイト 系ステンレス鋼及び高ニ ッケル合金については $1.2S$ としてもよい。	左欄の 1.5 倍	地震動のみによる一次+二次 応力の変動値が設計降伏点 S_y の 2 倍以下であれば疲れ 解析を不要とする。

4. ビームチューブ（1G）～（6G）の計算結果

4.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動S _s (注2)			
				水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度		
ビームチューブ (1G～6G)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	66.7	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.56	C _V =0.52	C _H =1.06	C _V =0.97	内圧 : 0.0015 外圧 : 0.0981	100

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：原子炉本体モデルの質点4及び5を用いた。

材質	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

4.2. 機器要目

W ₀ (kg)	L ₁ (mm)	t ₁ (mm)	t ₂ (mm)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	b ₁ (mm)	b ₂ (mm)	b* (mm)	K ₁ (-)	ℓ (mm)
8	878.0	7.0	7.0	67000	25200	74.0	124.0	124.0	1.51	439.0

A (mm ²)	A _{e1} (mm ²)	A _{e2} (mm ²)	A _{o1} (mm ²)	A _{o2} (mm ²)	I _x (mm ⁴)	I _y (mm ⁴)	Z ₁ (mm ³)	Z ₂ (mm ³)	β (-)	β' (-)	ρ (-)
2576	1540	840	1388	873.5	5.10 × 10 ⁶	2.21 × 10 ⁶	8.23 × 10 ⁴	5.97 × 10 ⁴	0.0375	0.1250	1.1

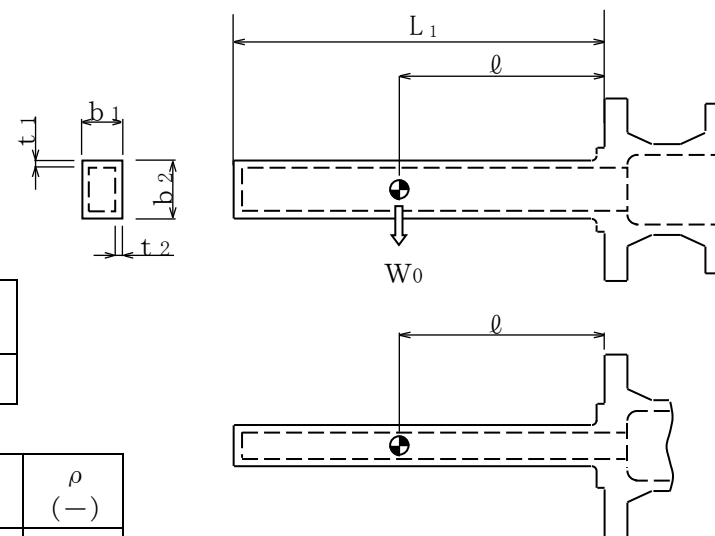


図-3-5-2.2 ビームチューブ（1G）～（6G）の荷重説明図

4.3. 計算数値

4.3.1. 許容応力状態IV_{AS}

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
地震の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		—	—	—	—	—	—	—	—
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0l} = 5$		$\sigma_{0c} = 6$		$\sigma_{0l} = 5$		$\sigma_{0c} = 6$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 23$	$\sigma_{x1} = 7$	$\sigma_{x2} = 23$	$\sigma_{x1} = 7$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1\theta} = 10$		$\sigma_{1c} = 11$		$\sigma_{1\theta} = 23$		$\sigma_{1c} = 24$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2\theta} = 7$		$\sigma_{2c} = 10$		$\sigma_{2\theta} = 7$		$\sigma_{2c} = 10$	

4.3.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		—	—	—	—	—	—	—	—
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 4$		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 4$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 23$	$\sigma_{x1} = 7$	$\sigma_{x2} = 23$	$\sigma_{x1} = 7$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1l} = 9$		$\sigma_{1c} = 10$		$\sigma_{1l} = 23$		$\sigma_{1c} = 23$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2l} = 2$		$\sigma_{2c} = 5$		$\sigma_{2l} = 2$		$\sigma_{2c} = 5$	

4.4 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、4.3項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力状態	評価場所	材料	応力	算出 応力	許容 応力
IV _A S	水平板側	A5052 TD-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 16$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 15$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 TD-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 34$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 15$	$S_a = 110$
III _A S	水平板側	A5052 TD-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 6$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 15$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 TD-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 6$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 33$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 110$

5. ビームチューブ (7R) の計算結果

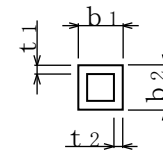
5.1. 設計条件

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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (℃)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動 S _s (注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
ビームチューブ (7R)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	111.1	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.56	C _V =0.52	C _H =1.06	C _V =0.97	内圧 : 0.0015 外圧 : 0.0981	100

注1 : 原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2 : 原子炉本体モデルの質点4及び5を用いた。

材質	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052BE-0	55	167



5.2. 機器要目

W ₀ (kg)	L ₁ (mm)	t ₁ (mm)	t ₂ (mm)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	b ₁ (mm)	b ₂ (mm)	b* (mm)	K ₁ (-)	ℓ (mm)
2.5	483.0	7.0	7.0	67000	25200	44.0	44.0	79.6	1.51	241.5

A (mm ²)	A _{e1} (mm ²)	A _{e2} (mm ²)	A _{o1} (mm ²)	A _{o2} (mm ²)	I _x (mm ⁴)	I _y (mm ⁴)	Z ₁ (mm ³)	Z ₂ (mm ³)	β (-)	β' (-)	ρ (-)
1036	420	420	471.3	471.3	2.45 × 10 ⁵	2.45 × 10 ⁵	1.11 × 10 ⁴	1.11 × 10 ⁴	0.0375	0.1250	1.1

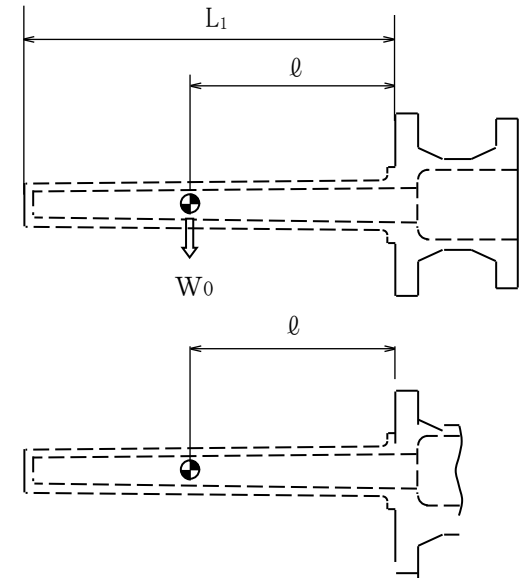


図-3-5-2.3 ビームチューブ (7R) の荷重説明図

5.3. 計算数値

5.3.1. 許容応力状態IV_{AS}

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
地震の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		—	—	—	—	—	—	—	—
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0l} = 4$		$\sigma_{0c} = 6$		$\sigma_{0l} = 4$		$\sigma_{0c} = 6$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1\theta} = 5$		$\sigma_{1c} = 7$		$\sigma_{1\theta} = 5$		$\sigma_{1c} = 7$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$	—	$\sigma_{x4} = 2$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2\theta} = 5$		$\sigma_{2c} = 10$		$\sigma_{2\theta} = 5$		$\sigma_{2c} = 10$	

5.3.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		—	—	—	—	—	—	—	—
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 0$		—		$\tau_{x3} = 0$	
組合せ応力		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 3$		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 3$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_{x2} = 3$	$\sigma_{x1} = 1$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 0$		—		$\tau_{x3} = 0$	
組合せ応力		$\sigma_{1l} = 3$		$\sigma_{1c} = 4$		$\sigma_{1l} = 3$		$\sigma_{1c} = 4$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 0$		—		$\tau_{x3} = 0$	
組合せ応力		$\sigma_{2l} = 2$		$\sigma_{2c} = 4$		$\sigma_{2l} = 2$		$\sigma_{2c} = 4$	

5.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、5.3項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力状態	評価場所	材料	応力	算出 応力	許容 応力
IV _A S	水平板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 10$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 15$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 10$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 15$	$S_a = 110$
III _A S	水平板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 5$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 6$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 6$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 5$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 6$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 6$	$S_a = 110$

6. ビームチューブ (8T) の計算結果

6.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動 S _s (注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
ビームチューブ (8T)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	55.6	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.56	C _V =0.52	C _H =1.06	C _V =0.97	内圧： 0.0015 外圧： 0.0981	100

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：原子炉本体モデルの質点4及び5を用いた。

材質	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052BE-0	55	167

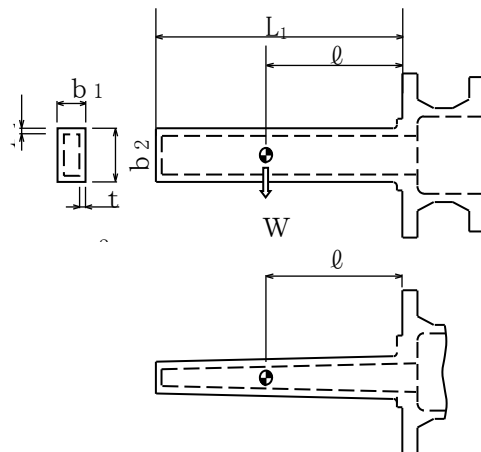


図-3-5-2.4 ビームチューブ (8T) の荷重説明図

6.2. 機器要目

W_0 (kg)	L_1 (mm)	t_1 (mm)	t_2 (mm)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	b_1 (mm)	b_2 (mm)	b^* (mm)	K_1 (-)	ℓ (mm)
20.4	878.0	7.0	12.0	67000	25200	74.0	244.0	244.0	1.36	439.0

A (mm ²)	A_{e1} (mm ²)	A_{e2} (mm ²)	A_{o1} (mm ²)	A_{o2} (mm ²)	I_x (mm ⁴)	I_y (mm ⁴)	Z_1 (mm ³)	Z_2 (mm ³)	β (-)	β' (-)	ρ (-)
6556	5520	700	4241	859.9	3.89×10^7	5.84×10^6	3.19×10^5	1.58×10^5	0.0375 (水平側板) 0.0406 (鉛直側板)	0.1250 (水平側板) 0.1235 (鉛直側板)	1.1

6.3. 計算数値

6.3.1. 許容応力状態IV_{AS}

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		-	-	-	-	-	-	-	-
運転時重量 による応力	引張	-	$\sigma_{x3} = 1$	-	$\sigma_{x3} = 1$	-	$\sigma_{x3} = 1$	-	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力 による応力	引張	-	$\sigma_{x4} = 1$	-	$\sigma_{x4} = 1$	-	$\sigma_{x4} = 1$	-	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力 による応力	引張	-	$\sigma_{x5} = 1$	-	$\sigma_{x6} = 3$	-	$\sigma_{x5} = 1$	-	$\sigma_{x6} = 3$
	せん断	-		$\tau_{x3} = 1$		-		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0\ell} = 4$		$\sigma_{0c} = 6$		$\sigma_{0\ell} = 4$		$\sigma_{0c} = 6$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 30$	$\sigma_{x1} = 10$	$\sigma_{x2} = 30$	$\sigma_{x1} = 10$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 3$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 3$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1\theta} = 10$		$\sigma_{1c} = 11$		$\sigma_{1\theta} = 30$		$\sigma_{1c} = 31$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 3$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 3$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2\theta} = 5$		$\sigma_{2c} = 10$		$\sigma_{2\theta} = 5$		$\sigma_{2c} = 10$	

6.3.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		—	—	—	—	—	—	—	—
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 5$		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 5$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 9$	$\sigma_{x1} = 3$	$\sigma_{x2} = 30$	$\sigma_{x1} = 10$	$\sigma_{x2} = 30$	$\sigma_{x1} = 10$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1\ell} = 9$		$\sigma_{1c} = 10$		$\sigma_{1\ell} = 30$		$\sigma_{1c} = 30$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2\ell} = 2$		$\sigma_{2c} = 7$		$\sigma_{2\ell} = 2$		$\sigma_{2c} = 7$	

6.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、6.3項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力状態	評価場所	材料	応力	算出 応力	許容 応力
IV _A S	水平板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 16$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 15$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 9$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 44$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 15$	$S_a = 110$
III _A S	水平板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 15$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 10$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 43$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 10$	$S_a = 110$

7. ビームチューブ (9C) の計算結果

7.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動 S _s (注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
ビームチューブ (9C)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	111.1	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.56	C _V =0.52	C _H =1.06	C _V =0.97	内圧 : 0.0015 外圧 : 0.0981	100

注1 : 原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2 : 原子炉本体モデルの質点4及び5を用いた。

材質	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052BE-0	55	167

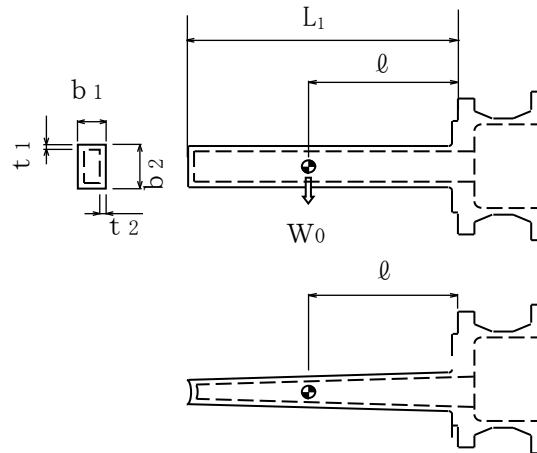


図-3-5-2.5 ビームチューブ (9C) の荷重説明図

7.2. 機器要目

W_0 (kg)	L_1 (mm)	t_1 (mm)	t_2 (mm)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	b_1 (mm)	b_2 (mm)	b^* (mm)	K_1 (-)	ℓ (mm)
12.5	649.1	10.0	9.0	67000	25200	88.0	170.0	199.3	1.51	324.6

A (mm ²)	A_{e1} (mm ²)	A_{e2} (mm ²)	A_{o1} (mm ²)	A_{o2} (mm ²)	I_x (mm ⁴)	I_y (mm ⁴)	Z_1 (mm ³)	Z_2 (mm ³)	β (-)	β' (-)	ρ (-)
4460	2700	1400	2430	1477	1.63 $\times 10^7$	5.37 $\times 10^6$	1.92 $\times 10^5$	1.22 $\times 10^5$	0.0375(水平側板) 0.0406(鉛直側板)	0.1250(水平側板) 0.1235(鉛直側板)	1.1

7.3. 計算数値

7.3.1. 許容応力状態IV_{AS}

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		-	-	-	-	-	-	-	-
運転時重量 による応力	引張	-	$\sigma_{x3} = 1$	-	$\sigma_{x3} = 1$	-	$\sigma_{x3} = 1$	-	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力 による応力	引張	-	$\sigma_{x4} = 1$	-	$\sigma_{x4} = 1$	-	$\sigma_{x4} = 1$	-	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力 による応力	引張	-	$\sigma_{x5} = 1$	-	$\sigma_{x6} = 2$	-	$\sigma_{x5} = 1$	-	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	-		$\tau_{x3} = 1$		-		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0\ell} = 4$		$\sigma_{0c} = 5$		$\sigma_{0\ell} = 4$		$\sigma_{0c} = 5$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 6$	$\sigma_{x1} = 2$	$\sigma_{x2} = 6$	$\sigma_{x1} = 2$	$\sigma_{x2} = 26$	$\sigma_{x1} = 9$	$\sigma_{x2} = 26$	$\sigma_{x1} = 9$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1\theta} = 7$		$\sigma_{1c} = 8$		$\sigma_{1\theta} = 26$		$\sigma_{1c} = 27$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$		$\tau_{x2} = 1$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$	—	$\sigma_{x5} = 1$	—	$\sigma_{x6} = 2$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2\theta} = 5$		$\sigma_{2c} = 8$		$\sigma_{2\theta} = 5$		$\sigma_{2c} = 8$	

7.3.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		—	—	—	—	—	—	—	—
運転時重量 による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力 による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力 による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 4$		$\sigma_{0l} = 2$		$\sigma_{0c} = 4$	

(2) 胴に生じる一次膜応力+一次曲げ応力

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
外圧による応力		$\sigma_{x2} = 6$	$\sigma_{x1} = 2$	$\sigma_{x2} = 6$	$\sigma_{x1} = 2$	$\sigma_{x2} = 26$	$\sigma_{x1} = 9$	$\sigma_{x2} = 26$	$\sigma_{x1} = 9$
運転時重量による応力	引張	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$	—	$\sigma_{x3} = 1$
	せん断	$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$		$\tau_{x1} = 0$	
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{1\theta} = 6$		$\sigma_{1c} = 7$		$\sigma_{1\theta} = 26$		$\sigma_{1c} = 26$	

(3) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

(単位：N/mm²)

側板		水平側板				鉛直側板			
地震の方向		長手方向		横方向		長手方向		横方向	
応力の方向		板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向	板幅方向	長手方向
鉛直地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$	—	$\sigma_{x4} = 1$
	せん断	$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$		$\tau_{x2} = 0$	
水平地震力による応力	引張	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$	—	$\sigma_{x5} = 0$	—	$\sigma_{x6} = 1$
	せん断	—		$\tau_{x3} = 1$		—		$\tau_{x3} = 1$	
組合せ応力		$\sigma_{2\theta} = 2$		$\sigma_{2c} = 5$		$\sigma_{2\theta} = 2$		$\sigma_{2c} = 5$	

7.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、7.3項の値を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力状態	評価場所	材料	応力	算出 応力	許容 応力
IV _A S	水平板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 12$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 12$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 8$	$S_a = 100$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 39$	$S_a = 150$
			一次+二次	$\sigma_2 = 12$	$S_a = 110$
III _A S	水平板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 6$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 10$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 110$
	鉛直板側	A5052 BE-0	一次一般膜	$\sigma_0 = 6$	$S_a = 55$
			一次膜 +一次曲げ	$\sigma_1 = 37$	$S_a = 55$
			一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 110$

8. 参考文献

[1] 日本機噯学会：機噯工学便覽

[2] S. TIMOSHENKO ; THEORY OF PLATES AND SHELLS, SECOND EDITION

3-5-3. 照射シンブルの耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-5-3- 1
1.1. 計算条件	添 3-5-3- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-5-3- 1
1.3. 記号の説明	添 3-5-3- 2
2. 計算方法	添 3-5-3- 4
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-5-3- 4
2.2. 応力の計算方法	添 3-5-3- 6
2.2.1. 胴の応力	添 3-5-3- 6
3. 評価方法	添 3-5-3- 9
3.1. 固有周期の評価	添 3-5-3- 9
3.2. 応力の評価	添 3-5-3- 9
3.2.1. 胴の応力評価	添 3-5-3- 9
4. 照射シンプル(HR-1, 2)の計算結果	添 3-5-3-10
4.1. 設計条件	添 3-5-3-10
4.2. 機器要目	添 3-5-3-10
4.3. 計算数値	添 3-5-3-11
4.3.1. 胴に生じる応力	添 3-5-3-11
4.4. 結論	添 3-5-3-12
5. 照射シンプル(PN-1, 2)の計算結果	添 3-5-3-13
5.1. 設計条件	添 3-5-3-13
5.2. 機器要目	添 3-5-3-13
5.3. 計算数値	添 3-5-3-14
5.3.1. 胴に生じる応力	添 3-5-3-14
5.4. 結論	添 3-5-3-15
6. 照射シンプル(PN-3)の計算結果	添 3-5-3-16
6.1. 設計条件	添 3-5-3-16
6.2. 機器要目	添 3-5-3-16
6.3. 計算数値	添 3-5-3-17
6.3.1. 胴に生じる応力	添 3-5-3-17
6.4. 結論	添 3-5-3-18
7. 照射シンプル(SI-1)の計算結果	添 3-5-3-19
7.1. 設計条件	添 3-5-3-19
7.2. 機器要目	添 3-5-3-19
7.3. 計算数値	添 3-5-3-20
7.3.1. 胴に生じる応力	添 3-5-3-20
7.4. 結論	添 3-5-3-21

8. 照射シンブル(SH-1)の計算結果	添 3-5-3-22
8.1. 設計条件	添 3-5-3-22
8.2. 機器要目	添 3-5-3-22
8.3. 計算数値	添 3-5-3-23
8.3.1. 胴に生じる応力	添 3-5-3-23
8.4. 結論	添 3-5-3-24
9. 照射シンブル(DR-1)の計算結果	添 3-5-3-25
9.1. 設計条件	添 3-5-3-25
9.2. 機器要目	添 3-5-3-25
9.3. 計算数値	添 3-5-3-26
9.3.1. 胴に生じる応力	添 3-5-3-26
9.4. 結論	添 3-5-3-27

1. 一般事項

本計算書は、照射シンプル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) 照射シンプルの重量は重心に集中したものとする。
- (2) 容器は、上端部をボルトで重水タンクに固定されているものとする。
- (3) 地震力は容器に対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (4) 動的的地震力(S_s , S_d)及び静的地震力に対して評価を行う。
- (5) 冷却管付きの照射シンプルは外胴のみの評価を行う。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_e	胴の有効せん断断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_i	胴の内径	mm
E	胴の縦弾性係数	N/mm^2
G	胴のせん断弾性係数	N/mm^2
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s^2
I	胴の断面二次モーメント	mm^4
K	バネ定数	N/mm
ℓ	胴のフランジ接合点から重心までの距離	mm
ℓ_r	照射シンプルの重心から下端支持部までの距離	mm
ℓ_0	重水タンク底板から上板までの距離	mm
P_e	最高使用圧力(外圧)	MPa
P_r	最高使用圧力(内圧)	MPa
S_a	胴の許容応力	N/mm^2
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
T	固有周期	s
t	胴の厚さ	mm
V	構造物が排除する重水の体積	mm^3
W_0	照射シンプルの有効運転重量	kg
Q	重心に作用する任意の水平力	N
Q'	Q により下端の支持部に作用する反力	N
Y	照射シンプルの外径と内径の比	—
ρ	重水の比重	—
ρ'	重水の比重量 (= 1.1×10^{-6})	kg/mm^3
σ_0	胴の一次一般膜応力	N/mm^2
σ_{0c}	胴の組合せ一次一般膜応力(圧縮側)	N/mm^2
σ_{0t}	胴の組合せ一次一般膜応力(引張側)	N/mm^2
σ_{x1}	内圧又は外圧により胴に生じる軸方向応力	N/mm^2
$\sigma_{\phi 1}$	内圧又は外圧により胴に生じる周方向応力	N/mm^2
σ_{x2}	胴の運転時重量による軸方向引張応力	N/mm^2
σ_{x3}	重水タンク本体のたわみ差による軸方向応力	N/mm^2

記号	記号の説明	単位
σ_{x4}	胴の水平地震力による軸方向応力	N/mm^2
σ_{x5}	胴の鉛直地震力による軸方向応力	N/mm^2
σ_{ϕ}	胴の周方向一次一般膜応力の和	N/mm^2
τ_1	胴の水平地震力によるせん断応力	N/mm^2
σ_{xc}	胴の軸方向一次一般膜応力の和(圧縮側)	N/mm^2
σ_{xt}	胴の軸方向一次一般膜応力の和(引張側)	N/mm^2
σ_2	胴の地震動のみによる一次+二次応力の変動値	N/mm^2
$\sigma_{2\phi}$	胴の周方向一次+二次応力の和	N/mm^2
σ_{2c}	胴の一次+二次応力の変動値(圧縮側)	N/mm^2
σ_{2t}	胴の一次+二次応力の変動値(引張側)	N/mm^2
σ_{2xc}	胴の軸方向一次+二次応力の和(圧縮側)	N/mm^2
σ_{2xt}	胴の軸方向一次+二次応力の和(引張側)	N/mm^2
δ	荷重 Q による容器の下端での変位量	mm
δ'	荷重 Q' による容器の下端での変位量	mm
δ_1	荷重 Q, Q' による容器の下端での変位量	mm
Δz	重水タンク本体の天板と底板とのたわみ差	mm

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- a. 変形モードは照射シンブルを梁と考えたときの曲げ及びせん断変形を考慮する。
- b. 照射シンブル上端部は多数のボルトで固定され、また、重水タンクは剛であるとし固定端とする。
- c. 容器底部に水平方向変位を拘束する構造物が設けられている場合はその部分をピン支持とする。
- d. 構造物の重量はその運転時重量に構造物が配乗する重水の重量を加えたものとする。
- e. 長手方向の変形は軸方向変形のみより、鉛直方向は剛構造とみなす。

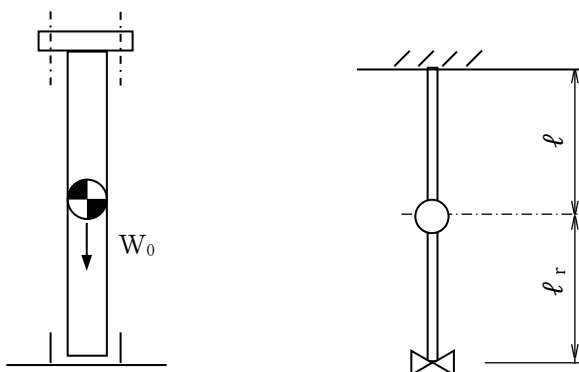


図-3-5-3.1 固有周期計算モデル

(2) 計算モデル

本機器は上記仮定により図-3-5-3.1に示すような上端固定下端支持の1質点系振動モデルとする。

(3) 固有周期

曲げ及びせん断変形によるばね定数Kは次式で求まる。

重心の位置に水平方向の荷重Qが作用したときに下端の支持部に生じる反力Q'は、図-3-5-3.2に示すような各々の荷重による下端の変位量が等しいとして求めることができる。

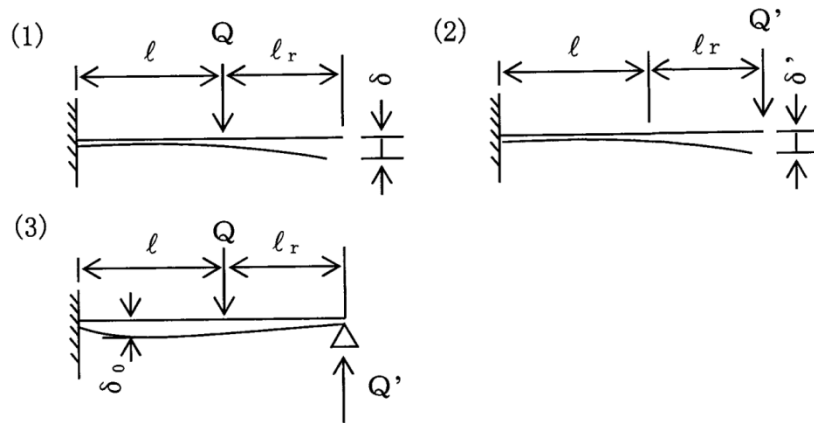


図-3-5-3.2 上端固定、下端支持の場合の変形モデル

図-3-5-3.2 (1)の場合

$$\delta = \frac{Q \cdot l^2}{6E \cdot I} (2l + 3l_r) + \frac{Q \cdot l}{G \cdot A_e}$$

図-3-5-3.2 (2)の場合

$$\delta' = \frac{Q' \cdot (l + l_r)^3}{3E \cdot I} + \frac{Q' \cdot (l + l_r)}{G \cdot A_e}$$

δ と δ' を等しく置くことにより

$$Q' = Q \frac{\frac{l^2}{6E \cdot I} (2l + 3l_r) + \frac{l}{G \cdot A_e}}{\frac{(l + l_r)^3}{3E \cdot I} + \frac{l + l_r}{G \cdot A_e}}$$

従って、重心位置での変位量 δ_0 は図-3-5-3.2 (3)より求めることができ、ばね定数Kは次式で求まる。

$$K = \frac{Q}{\delta_0} = 1 / \left\{ \frac{l^3}{3E \cdot I} + \left(1 - \frac{Q'}{Q}\right) \frac{l}{G \cdot A_e} - \frac{Q'}{Q} \frac{2l^3 + 3l^2 \cdot l_r}{6E \cdot I} \right\}$$

従って、固有周期は次式で求まる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000K}}$$

ここで、照射シンプルの断面性能は次式で求まる。

$$I = \frac{\pi}{8} (D_i + t)^3 t$$

$$A_e = \frac{2\pi}{3} (D_i + t) t$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. 胴の応力

(1) 内圧による応力

内圧による胴の応力は次式で求まる。

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{P_r (D_i + 1.2 t)}{2 t}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{P_r (D_i + 1.2 t)}{4 t}$$

(2) 外圧による応力

外圧による応力は次式で求まる。

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{2P_e \cdot Y^2}{(Y^2 - 1)}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{P_e \cdot Y^2}{(Y^2 - 1)}$$

(3) 運転時重量及び鉛直地震力による応力

胴がフランジと接合する点では、胴自身の重量と内容物の重量による軸方向引張応力が生じる。

$$\sigma_{x2} = \frac{W_0 \cdot g}{\pi (D_i + t) t}$$

$$\sigma_{x5} = \frac{C_V (W_0 + \rho' \cdot V) g}{\pi (D_i + t) t}$$

(4) 水平地震力による応力

水平地震力により胴はフランジ接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式で求まる。

$$\sigma_{x4} = \frac{4C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \left| \ell - \frac{Q'}{Q}(\ell + \ell_r) \right|}{\pi(D_i + t)^2 t}$$

$$\tau_1 = \frac{2C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \left(1 - \frac{Q'}{Q}\right)}{\pi(D_i + t)t}$$

(5) 重水タンク本体のたわみ差による応力(地震時)

照射シンプルのたわみ差による応力の計算モデルを図-3-5-3.3に示す。この場合、重水タンク本体と照射シンプルの接合部をそれぞれ固定端とすると、たわみ差 Δz により生じるモーメント及びせん断力は、次式で求まる。

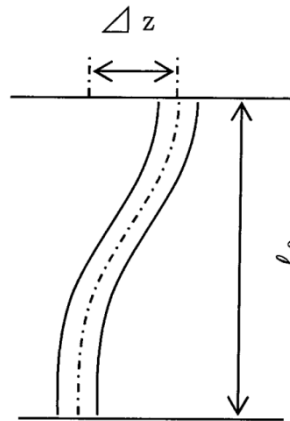


図-3-5-3.3 重水タンク本体のたわみ差による応力計算モデル

$$M = \frac{6E \cdot I}{\ell_0^3} (2x - \ell_0) \Delta z$$

$$M_0 = \frac{6E \cdot I}{\ell_0^2} \Delta z$$

$$F_0 = \frac{12E \cdot I}{\ell_0^3} \Delta z$$

従って、重水タンクの地震時のたわみ差による照射シンプルの固定端モーメントに対する軸方向応力は次式で求まる。

$$\sigma_{x3} = \frac{4M_0}{\pi(D_i + t)^2 t}$$

また、固定端におけるせん断力は次式で求まる。

$$\tau_2 = \frac{2F_0}{\pi(D_i + t)t}$$

(6) 組合せ応力

(1)～(5)によって算出される胴の応力は、以下により組合せる。

a. 内圧時

(a) 一次一般膜応力

組合せ引張応力

$$\sigma_\phi = \sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1 + \tau_2$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4\tau^2} \}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_\phi = -\sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1 + \tau_2$$

σ_{xc} が正の値(圧縮側)のとき、次の組合せ応力を求める。

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4\tau^2} \}$$

一次膜応力+一次曲げ応力は一次一般膜応力と同じになるので省略することができる。

(b) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

組合せ引張応力及び圧縮応力

$$\sigma_{2\phi} = 0$$

$$\sigma_{2x} = \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1 + \tau_2$$

$$\sigma_2 = \sigma_{2\phi} + \sigma_{2x} + \sqrt{(\sigma_{2\phi} - \sigma_{2x})^2 + 4\tau^2}$$

b. 外圧時

(a) 一次一般膜応力

組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1 + \tau_2$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau^2} \}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = \sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1 + \tau_2$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau^2} \}$$

(b) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

外圧時の地震動のみによる一次+二次応力の変動値は内圧時と同じである。

3. 評価方法

3.1. 固有周期の評価

2.1 で求めた固有周期から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき設計震度を確認する。

3.2. 応力の評価

3.2.1. 胴の応力評価

2.2.1 (6) で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力 S_a 以下であること。

供用状態	一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力	一次+二次応力
IV _A S	0.6S _u	左欄の 1.5 倍	地震動のみによる一次+二次応力の変動値が設計降伏点 S _y の 2 倍以下であれば疲れ解析を不要とする。
III _A S	min[S _y , 0.6S _u] ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、 1.2S とすることができる	左欄の 1.5 倍	地震動のみによる一次+二次応力の変動値が設計降伏点 S _y の 2 倍以下であれば疲れ解析を不要とする。

4. 照射シンプル(HR-1, 2)の計算結果

4.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動S _s (注2)			
				水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度		
照射シンプル(HR-1, 2)	S	原子炉建家FL-1.0(注1)	40.0	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.75	C _V =0.52	C _H =4.26	C _V =0.97	内圧: 0.0981 外圧: 0.0981	100

注1: 基準床レベルを示す

注2: 原子炉本体モデルの質点1, 7, 14及び20を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

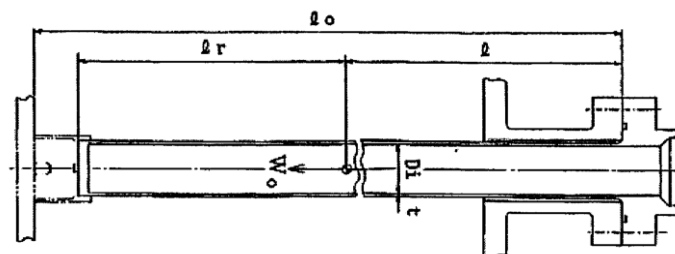


図-3-5-3.4 照射シンプル(HR-1, 2)の荷重説明図

4.2. 機器要目

W ₀ (kg)	ℓ (mm)	ℓ _r (mm)	ℓ ₀ (mm)	D _i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	Δz (mm)		ρ (-)
										S _d	S _s	
26.4	837.5	837.5	1770.0	90.0	5.0	1.11	1.32×10 ⁷	67000	25200	0.08	0.12	1.1

4.3. 計算数値

4.3.1. 胴に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{x2}=1$	-	-	$\sigma_{x2}=1$	-	
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-	
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=3$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=15$	$\tau_1=2$	
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xt}=7$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xt}=19$	$\tau=2$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xc}=3$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xc}=15$	$\tau=2$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=8$			$\sigma_{0t}=20$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=4$			$\sigma_{0c}=16$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xt}=5$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xt}=17$	$\tau=2$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xc}=5$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xc}=17$	$\tau=2$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=6$			$\sigma_{0t}=18$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=6$			$\sigma_{0c}=18$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=3$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=15$	$\tau_1=2$
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$
応力の和	引張側	-	$\sigma_{2x}=5$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=17$	$\tau=2$
	圧縮側	-	$\sigma_{2x}=5$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=17$	$\tau=2$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2=11$			$\sigma_2=35$		
	圧縮側	$\sigma_2=11$			$\sigma_2=35$		

4.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり，強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、4.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位：N/mm²)

部材	材料	運転状態	応力	III _A S		IV _A S	
				算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
胴	A5052TD-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0=12$	$S_a=55$	$\sigma_0=29$	$S_a=100$
		外圧時	一次一般膜	$\sigma_0=9$	$S_a=55$	$\sigma_0=26$	$S_a=100$
		-	一次+二次	$\sigma_2=16$	$S_a=110$	$\sigma_2=50$	$S_a=110$

5. 照射シンプル(PN-1, 2)の計算結果

5.1. 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)	Ⅲ _{AS}				Ⅳ _{AS}		最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動S _s (注2)			
				水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度		
照射シンプル(PN-1, 2)	S	原子炉建家FL-1.0(注1)	43.5	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.67	C _V =0.52	C _H =3.45	C _V =0.97	内圧: 0.0981 外圧: 0.0981	100

注1: 基準床レベルを示す

注2: 原子炉本体モデルの質点1, 7, 14及び20を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

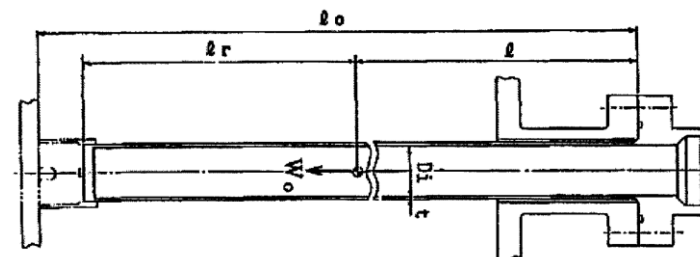


図-3-5-3.5 照射シンプル(PN-1, 2)の荷重説明図

5.2. 機器要目

W ₀ (kg)	ℓ (mm)	ℓ _r (mm)	ℓ ₀ (mm)	D _i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	Δz (mm)		ρ (-)
										S _d	S _s	
19.4	837.5	837.5	1770.0	90.0	5.0	1.11	1.32×10 ⁷	67000	25200	0.08	0.12	1.1

5.3. 計算数値

5.3.1. 胴に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{x2}=1$	-	-	$\sigma_{x2}=1$	-	
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-	
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=2$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=11$	$\tau_1=1$	
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xt}=6$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xt}=15$	$\tau=1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xc}=2$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xc}=11$	$\tau=1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=7$			$\sigma_{0t}=15$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=3$			$\sigma_{0c}=11$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xt}=4$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xt}=13$	$\tau=1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xc}=4$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xc}=13$	$\tau=1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=5$			$\sigma_{0t}=13$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=5$			$\sigma_{0c}=13$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=2$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=11$	$\tau_1=1$
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$
応力の和	引張側	-	$\sigma_{2x}=4$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=13$	$\tau=1$
	圧縮側	-	$\sigma_{2x}=4$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=13$	$\tau=1$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2=9$			$\sigma_2=27$		
	圧縮側	$\sigma_2=9$			$\sigma_2=27$		

5.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり，強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、5.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位：N/mm²)

部材	材料	運転状態	応力	Ⅲ _A S		Ⅳ _A S	
				算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
胴	A5052TD-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0=10$	$S_a=55$	$\sigma_0=22$	$S_a=100$
		外圧時	一次一般膜	$\sigma_0=8$	$S_a=55$	$\sigma_0=19$	$S_a=100$
		-	一次+二次	$\sigma_2=13$	$S_a=110$	$\sigma_2=39$	$S_a=110$

6. 照射シンプル(PN-3)の計算結果

6.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (°C)
				静的震度		弾性設計用地震動 S _d (注2)		基準地震動 S _s (注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
照射シンプル (PN-3)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	62.5	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.57	C _V =0.52	C _H =1.13	C _V =0.97	内圧 : 0.0981 外圧 : 0.0981	100

注1 : 基準床レベルを示す

注2 : 原子炉本体モデルの質点 1, 7, 14 及び 20 を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

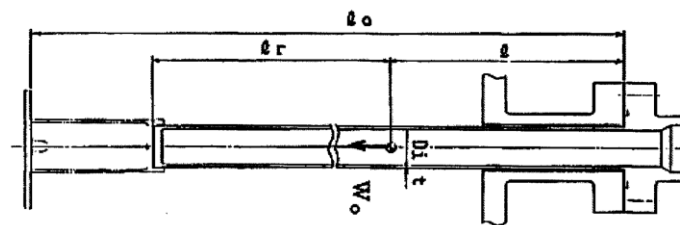


図-3-5-3.6 照射シンプル(PN-3)の荷重説明図

6.2. 機器要目

W ₀ (kg)	ℓ (mm)	ℓ _r (mm)	ℓ ₀ (mm)	D _i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	Δz (mm)		ρ (-)
										S _d	S _s	
9.0	622.5	622.5	1770.0	65.0	5.0	1.15	5.50×10 ⁶	67000	25200	0.08	0.12	1.1

6.3. 計算数値

6.3.1. 胴に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=1$	$\sigma_{x1}=1$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{x2}=0$	-	-	$\sigma_{x2}=0$	-	
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=0$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-	
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=1$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=2$	$\tau_1=1$	
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xt}=3$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xt}=5$	$\tau=1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xc}=1$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xc}=3$	$\tau=1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=4$			$\sigma_{0t}=6$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=2$			$\sigma_{0c}=4$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xt}=1$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-1$	$\sigma_{xt}=3$	$\tau=1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xc}=3$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=1$	$\sigma_{xc}=5$	$\tau=1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=2$			$\sigma_{0t}=4$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=4$			$\sigma_{0c}=6$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次＋二次応力

(単位：N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=0$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=1$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=2$	$\tau_1=1$
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$
応力の和	引張側	-	$\sigma_{2x}=2$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=4$	$\tau=1$
	圧縮側	-	$\sigma_{2x}=2$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=4$	$\tau=1$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2=5$			$\sigma_2=9$		
	圧縮側	$\sigma_2=5$			$\sigma_2=9$		

6.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、6.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位 : N/mm²)

部材	材料	運転状態	応力	III _A S		IV _A S	
				算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
胴	A5052TD-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0=6$	$S_a=55$	$\sigma_0=9$	$S_a=100$
		外圧時	一次一般膜	$\sigma_0=6$	$S_a=55$	$\sigma_0=9$	$S_a=100$
		-	一次+二次	$\sigma_2=8$	$S_a=110$	$\sigma_2=13$	$S_a=110$

7. 照射シンプル(SI-1)の計算結果

7.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動S _s (注2)			
				水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度		
照射シンプル(SI-1)	S	原子炉建家FL-1.0(注1)	58.8	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.57	C _V =0.52	C _H =1.13	C _V =0.97	内圧：0.0981 外圧：0.0981	100

注1：基準床レベルを示す

注2：原子炉本体モデルの質点1, 7, 14及び20を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

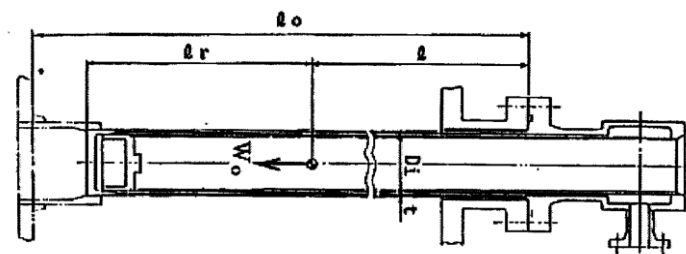


図-3-5-3.7 照射シンプル(SI-1)の荷重説明図

7.2. 機器要目

W ₀ (kg)	ℓ (mm)	ℓ _r (mm)	ℓ ₀ (mm)	D _i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	Δz (mm)		ρ (-)
										S _d	S _s	
89.5	840.0	840.0	1770.0	200.0	5.0	1.05	5.82×10 ⁷	67000	25200	0.08	0.12	1.1

7.3. 計算数値

7.3.1. 胴に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=3$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=3$	$\sigma_{x1}=1$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{x2}=1$	-	-	$\sigma_{x2}=1$	-	
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-	
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=2$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=4$	$\tau_1=1$	
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=1$	-	$\sigma_{x3}=2$	$\tau_2=1$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xt}=6$	$\tau=2$	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xt}=9$	$\tau=2$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xc}=2$	$\tau=2$	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xc}=5$	$\tau=2$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=7$			$\sigma_{0t}=10$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=3$			$\sigma_{0c}=6$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=-3$	$\sigma_{xt}=4$	$\tau=2$	$\sigma_{\phi}=-3$	$\sigma_{xt}=7$	$\tau=2$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=3$	$\sigma_{xc}=4$	$\tau=2$	$\sigma_{\phi}=3$	$\sigma_{xc}=7$	$\tau=2$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=5$			$\sigma_{0t}=8$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=6$			$\sigma_{0c}=8$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=2$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=4$	$\tau_1=1$
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=1$	-	$\sigma_{x3}=2$	$\tau_2=1$
応力の和	引張側	-	$\sigma_{2x}=4$	$\tau=2$	-	$\sigma_{2x}=7$	$\tau=2$
	圧縮側	-	$\sigma_{2x}=4$	$\tau=2$	-	$\sigma_{2x}=7$	$\tau=2$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2=10$			$\sigma_2=15$		
	圧縮側	$\sigma_2=10$			$\sigma_2=15$		

7.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり，強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、7.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位 : N/mm²)

部材	材料	運転状態	応力	III _A S		IV _A S	
				算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
胴	A5052TD-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0=10$	$S_a=55$	$\sigma_0=15$	$S_a=100$
		外圧時	一次一般膜	$\sigma_0=9$	$S_a=55$	$\sigma_0=12$	$S_a=100$
		-	一次+二次	$\sigma_2=15$	$S_a=110$	$\sigma_2=22$	$S_a=110$

8. 照射シンプル(SH-1)の計算結果

8.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動 S _s (注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
照射シンプル (SH-1)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	35.7	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.75	C _V =0.52	C _H =4.26	C _V =0.97	内圧 : 0.0981 外圧 : 0.0981	100

注1 : 基準床レベルを示す

注2 : 原子炉本体モデルの質点 1, 7, 14 及び 20 を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

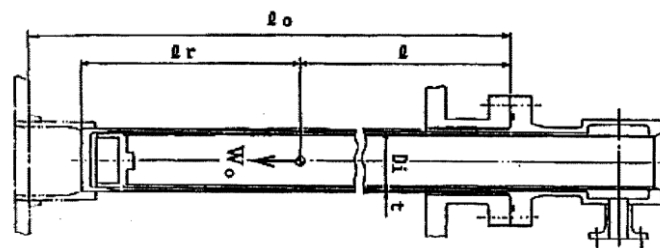


図-3-5-3.8 照射シンプル(SH-1)の荷重説明図

8.2. 機器要目

W ₀ (kg)	ℓ (mm)	ℓ _r (mm)	ℓ ₀ (mm)	D _i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	Δz (mm)		ρ (-)
										S _d	S _s	
77.3	855.0	855.0	1770.0	120.0	5.0	1.08	2.27 × 10 ⁷	67000	25200	0.08	0.12	1.1

8.3. 計算数値

8.3.1. 胴に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位：N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{x2}=1$	-	-	$\sigma_{x2}=1$	-	
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-	
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=4$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=23$	$\tau_1=3$	
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xt}=8$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xt}=27$	$\tau=3$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xc}=4$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xc}=23$	$\tau=3$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=9$			$\sigma_{0t}=28$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=5$			$\sigma_{0c}=24$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xt}=6$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xt}=25$	$\tau=3$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xc}=6$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xc}=25$	$\tau=3$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=7$			$\sigma_{0t}=26$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=7$			$\sigma_{0c}=26$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次＋二次応力

(単位：N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=4$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=23$	$\tau_1=3$
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$
応力の和	引張側	-	$\sigma_{2x}=6$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=25$	$\tau=3$
	圧縮側	-	$\sigma_{2x}=6$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=25$	$\tau=3$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2=13$			$\sigma_2=51$		
	圧縮側	$\sigma_2=13$			$\sigma_2=51$		

8.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、8.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位 : N/mm²)

部材	材料	運転状態	応力	III _A S		IV _A S	
				算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
胴	A5052TD-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0=13$	$S_a=55$	$\sigma_0=40$	$S_a=100$
		外圧時	一次一般膜	$\sigma_0=10$	$S_a=55$	$\sigma_0=37$	$S_a=100$
		-	一次+二次	$\sigma_2=19$	$S_a=110$	$\sigma_2=73$	$S_a=110$

9. 照射シンプル(DR-1)の計算結果

9.1. 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)	III _A S				IV _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (°C)
				静的震度		弾性設計用地震動S _d (注2)		基準地震動 S _s (注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
照射シンプル (DR-1)	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	45.5	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.58	C _V =0.52	C _H =2.64	C _V =0.97	内圧 : 0.0981 外圧 : 0.0981	100

注1 : 基準床レベルを示す

注2 : 原子炉本体モデルの質点 1, 7, 14 及び 20 を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A5052TD-0	55	167

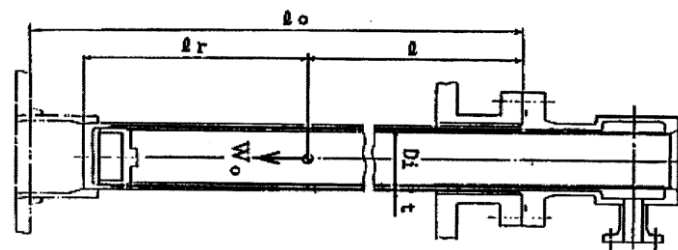


図-3-5-3.9 照射シンプル(DR-1)の荷重説明図

9.2. 機器要目

W ₀ (kg)	l (mm)	l _r (mm)	l _o (mm)	D _i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	Δz (mm)		ρ (-)
										S _d	S _s	
94.4	855.0	855.0	1770.0	160.0	5.0	1.06	3.88×10 ⁷	67000	25200	0.08	0.12	1.1

9.3. 計算数値

9.3.1. 胴に生じる応力

(1) 胴に生じる一次一般膜応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss			
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	$\sigma_{\phi 1}=2$	$\sigma_{x1}=1$	-	
死荷重による応力		-	$\sigma_{x2}=1$	-	-	$\sigma_{x2}=1$	-	
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-	
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=3$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=11$	$\tau_1=2$	
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=2$	$\tau_2=1$	
内圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xt}=7$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xt}=16$	$\tau=3$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xc}=3$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xc}=12$	$\tau=3$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=8$			$\sigma_{0t}=17$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=4$			$\sigma_{0c}=13$		
外圧時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xt}=5$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=-2$	$\sigma_{xt}=14$	$\tau=3$
		圧縮側	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xc}=5$	$\tau=1$	$\sigma_{\phi}=2$	$\sigma_{xc}=14$	$\tau=3$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t}=6$			$\sigma_{0t}=15$		
		圧縮側	$\sigma_{0c}=6$			$\sigma_{0c}=15$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位 : N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			Ss		
応力の種類		周方向応力	軸方向応力	せん断応力	周方向応力	軸方向応力	せん断応力
鉛直方向地震による応力		-	$\sigma_{x5}=1$	-	-	$\sigma_{x5}=1$	-
水平方向地震による応力		-	$\sigma_{x4}=3$	$\tau_1=1$	-	$\sigma_{x4}=11$	$\tau_1=2$
たわみ差による応力		-	$\sigma_{x3}=1$	$\tau_2=0$	-	$\sigma_{x3}=2$	$\tau_2=1$
応力の和	引張側	-	$\sigma_{2x}=5$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=14$	$\tau=3$
	圧縮側	-	$\sigma_{2x}=5$	$\tau=1$	-	$\sigma_{2x}=14$	$\tau=3$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2=11$			$\sigma_2=30$		
	圧縮側	$\sigma_2=11$			$\sigma_2=30$		

9.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、9.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位：N/mm²)

部材	材料	運転状態	応力	III _A S		IV _A S	
				算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
胴	A5052TD-0	内圧時	一次一般膜	$\sigma_0=12$	$S_a=55$	$\sigma_0=25$	$S_a=100$
		外圧時	一次一般膜	$\sigma_0=9$	$S_a=55$	$\sigma_0=22$	$S_a=100$
		-	一次+二次	$\sigma_2=16$	$S_a=110$	$\sigma_2=43$	$S_a=110$

3-5-4. 真空容器の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-5-4- 1
1.1. 計算条件	添 3-5-4- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-5-4- 1
1.3. 記号の説明	添 3-5-4- 2
2. 計算方法	添 3-5-4- 4
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-5-4- 4
2.2. 応力の計算方法	添 3-5-4- 5
2.2.1. 胴の応力	添 3-5-4- 5
3. 評価方法	添 3-5-4- 7
3.1. 固有周期の評価	添 3-5-4- 7
3.2. 応力の評価	添 3-5-4- 7
3.2.1. 胴の応力評価	添 3-5-4- 7
4. 真空容器の計算結果	添 3-5-4- 8
4.1. 計算条件	添 3-5-4- 8
4.2. 機器要目	添 3-5-4- 8
4.3. 計算数値	添 3-5-4- 9
4.3.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-5-4- 9
4.3.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-5-4-10
4.4. 結論	添 3-5-4-11

1. 一般事項

本計算書は、真空容器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) 真空容器の重量は重心に集中したものとする。
- (2) 容器は、上端部をボルトで重水タンクに固定されているものとする。
- (3) 地震力は容器に対して水平方向及び鉛直方向に作用するものとする。
- (4) 動的地震力(S_s , S_d)及び静的地震力に対して評価を行う。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
A6061FH-T6	214	235

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_e	胴の有効せん断断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_i	胴の内径	mm
E	胴の縦弾性係数	N/mm^2
G	胴のせん断弾性係数	N/mm^2
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s^2
I	胴の断面二次モーメント	mm^4
K	水平方向バネ定数	N/mm
ℓ	胴のフランジ接合点から重心までの距離	mm
P_e	最高使用圧力(外圧)	MPa
P_r	最高使用圧力(内圧)	MPa
S_s	基準時振動 S_s によりの求まる地震力	—
S_a	胴の許容応力	N/mm^2
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
T	固有周期	s
t	胴の厚さ	mm
V	構造物が排除する重水の体積	mm^3
W_0	真空容器の有効運転質量	kg
Y	真空容器の外径と内径の比	—
ρ	重水の比重	—
ρ'	重水の比重量 ($= \rho \times 10^{-6}$)	kg/mm^3
σ_0	胴の一次一般膜応力	N/mm^2
σ_{0c}	胴の組合せ一次一般膜応力(圧縮側)	N/mm^2
σ_{0t}	胴の組合せ一次一般膜応力(引張側)	N/mm^2
σ_{x1}	内圧又は外圧により胴に生じる軸方向応力	N/mm^2
$\sigma_{\phi 1}$	内圧又は外圧により胴に生じる周方向応力	N/mm^2
σ_{x2}	胴の運転時重量による軸方向引張応力	N/mm^2
σ_{x4}	胴の水平地震力による軸方向応力	N/mm^2
σ_{x5}	胴の鉛直方向地震力による軸方向応力	N/mm^2
σ_{ϕ}	胴の周方向一次一般膜応力の和	N/mm^2
τ_1	胴の水平地震力によるせん断応力	N/mm^2
σ_{xc}	胴の軸方向一次一般膜応力の和(圧縮側)	N/mm^2
σ_{xt}	胴の軸方向一次一般膜応力の和(引張側)	N/mm^2
σ_2	胴の地震動のみによる一次+二次応力の変動値	N/mm^2

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{2\phi}$	胴の周方向一次+二次応力の和	N/mm ²
σ_{2c}	胴の一次+二次応力の変動値(圧縮側)	N/mm ²
σ_{2t}	胴の一次+二次応力の変動値(引張側)	N/mm ²
σ_{2xc}	胴の軸方向一次+二次応力の和(圧縮側)	N/mm ²
σ_{2xt}	胴の軸方向一次+二次応力の和(引張側)	N/mm ²

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- 変形モードは真空容器を梁と考えた時の曲げ及びせん断変形を考慮する。
- 真空容器上端部は多数のボルトで固定され、また、重水タンクは剛であるとし固定端とする。
- 構造物の重量はその運転時重量に構造物が排除する重水の重量を加えたものとする。
- 鉛直方向の変形は軸方向変形のみより、鉛直方向は剛構造とする。

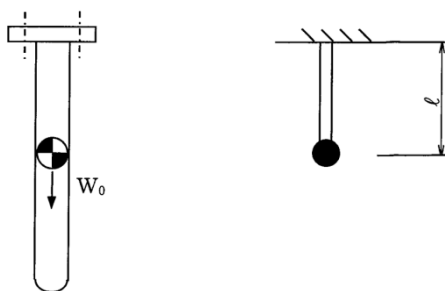


図-3-5-4.1 固有周期計算モデル

(2) 計算モデル

本機器は上記仮定により図-3-5-4.1に示すような上端固定下端自由の1質点系振動モデルとする。

(3) 固有周期

曲げ及びせん断変形によるバネ定数Kは次式で求まる。

$$K = \frac{1}{\frac{\ell^3}{3E \cdot I} + \frac{\ell}{G \cdot Ae}}$$

ここで、真空容器の断面二次モーメント及び有効せん断断面積は次式で求まる。

$$I = \frac{\pi}{8} (D_i + t)^3 t$$

$$Ae = \frac{2}{3} \pi (D_i + t) t$$

従って、固有周期は次式で求まる。

$$T = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000K}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. 胴の応力

(1) 内圧による応力

内圧による胴の応力は次式で求まる。

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{Pr(Di + 1.2t)}{2t}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{Pr(Di + 1.2t)}{4t}$$

(2) 外圧による応力

外圧による応力は次式で決まる。

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{2Pe \cdot Y^2}{Y^2 - 1}$$

$$\sigma_{x1} = \frac{Pe \cdot Y^2}{Y^2 - 1}$$

(3) 運転時重量及び鉛直地震力による応力

胴がフランジと接合する点では、胴自身の重量と内容物の重量による引張応力が生じる。

$$\sigma_{x2} = \frac{W_0 \cdot g}{\pi(Di + t)t}$$

$$\sigma_{x5} = \frac{C_V(W_0 + \rho' \cdot V)g}{\pi(Di + t)t}$$

(4) 水平地震力による応力

水平地震力により胴はフランジ接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式で求まる。

$$\sigma_{x4} = \frac{4C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{\pi(Di + t)^2t}$$

$$\tau_1 = \frac{2C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g}{\pi(Di + t)t}$$

(5) 組合せ応力

(1)～(4)によって算出される胴の応力は、以下により組合せる。

a. 内圧時

(a) 一次一般膜応力

組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau^2} \}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1$$

σ_{xc} が正の値(圧縮側)のとき、次の組合せ応力を求める。

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau^2} \}$$

一次膜応力+一次曲げ応力は一次一般膜応力と同じになるので省略することができる。

(b) 地振動のみによる一次+二次応力の変動値

組合せ引張応力及び圧縮応力

$$\sigma_{2\phi} = 0$$

$$\sigma_{2x} = \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1$$

$$\sigma_2 = \sigma_{2\phi} + \sigma_{2x} + \sqrt{(\sigma_{2\phi} - \sigma_{2x})^2 + 4\tau^2}$$

b. 外圧時

(a) 一次一般膜応力

組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xt} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4\tau^2} \}$$

組合せ圧縮応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1}$$

$$\sigma_{xc} = \sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x4} + \sigma_{x5}$$

$$\tau = \tau_1$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4\tau^2} \}$$

(b) 地震動のみによる一次+二次応力の変動値

外圧時の地振動のみによる一次+二次応力の変動値は内圧時と同じである。

3. 評価方法

3.1. 固有周期の評価

2.1 で求めた固有周期から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき設計震度を確認する。

3.2. 応力の評価

3.2.1. 胴の応力評価

2.2.1(5)で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容値Sa以下であること。

許容応力状態	Sa		
	一次一般膜応力	一次応力	一次+二次応力
IV _{AS}	設計引張強さS _u の0.6倍の値	左欄の1.5倍	地震動のみによる一次+二次応力の変動値が設計降伏点S _y の2倍以下であれば疲れ解析は不要とする。
III _{AS}	min [S _y , 0.6S _u] ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.2Sとすることができる。	左欄の1.5倍	地震動のみによる一次+二次応力の変動値が設計降伏点S _y の2倍以下であれば疲れ解析は不要とする。

4. 真空容器の計算結果

4.1. 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)	Ⅲ _A S				Ⅳ _A S		最高 使用 圧力 (MPa)	最高 使用 温度 (°C)
				静的地震力		弾性設計用地震動 S _d ^(注2)		基準地震動 S _s ^(注2)			
				水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度		
真空容器	S	原子炉建家 FL-1.0 (注1)	66.7	C _H =0.58	C _V =0.29	C _H =0.57	C _V =0.52	C _H =1.13	C _V =0.97	内圧 : 0.5884 外圧 : 0.1961	100

注1 : 原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2 : 原子炉本体モデルの質点1及び14を用いた。

	設計降伏点 S _y (N/mm ²)	設計引張強さ S _u (N/mm ²)
A6061FH - T6	214	235

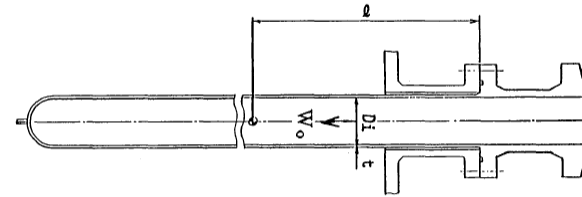


図-3-5-4.2 真空容器の荷重説明図

4.2. 機器要目

W_0 (kg)	l (mm)	D_i (mm)	t (mm)	Y (-)	V (mm ³)	E (N/mm ²)	G (N/mm ²)	ρ (-)
12.9	650.0	138.0	8.0	1.12	2.42×10^7	66000	24800	1.1

4.3. 計算数値

4.3.1. 許容応力状態IV_AS

(1) 胴に生じる一般膜応力+曲げ応力

(単位:N/mm²)

地震の種類		Ss			
応力の種類		周方向 応力	軸方向 応力	せん断 応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1} = 6$	$\sigma_{x1} = 3$	—	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1} = 2$	$\sigma_{x1} = 1$	—	
死荷重による応力		—	$\sigma_{x2} = 1$	—	
垂直方向地震による応力		—	$\sigma_{x5} = 1$	—	
水平方向地震による応力		—	$\sigma_{x4} = 3$	$\tau_1 = 1$	
内 圧 時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = 6$	$\sigma_{xt} = 8$	$\tau = 1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = -6$	$\sigma_{xc} = 0$	$\tau = 1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t} = 9$		
		圧縮側	$\sigma_{0c} = -$		
外 圧 時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = -2$	$\sigma_{xt} = 4$	$\tau = 1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = 2$	$\sigma_{xc} = 4$	$\tau = 1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t} = 5$		
		圧縮側	$\sigma_{0c} = 5$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位:N/mm²)

地震の種類		Ss		
応力の種類		周方向 応力	軸方向 応力	せん断 応力
垂直方向地震による応力		—	$\sigma_{x5} = 1$	—
水平方向地震による応力		—	$\sigma_{x4} = 3$	$\tau_1 = 1$
応力の和	引張側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2x} = 4$	$\tau = 1$
	圧縮側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2x} = 4$	$\tau = 1$
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2 = 9$		
	圧縮側	$\sigma_2 = 9$		

4.3.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

(1) 胴に生じる一般膜応力+曲げ応力

(単位:N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			
応力の種類		周方向 応力	軸方向 応力	せん断 応力	
内圧による応力		$\sigma_{\phi 1} = 6$	$\sigma_{x1} = 3$	—	
外圧による応力		$\sigma_{\phi 1} = 2$	$\sigma_{x1} = 1$	—	
死荷重による応力		—	$\sigma_{x2} = 1$	—	
垂直方向地震による応力		—	$\sigma_{x5} = 1$	—	
水平方向地震による応力		—	$\sigma_{x4} = 1$	$\tau_1 = 1$	
内 圧 時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = 6$	$\sigma_{xt} = 6$	$\tau = 1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = -6$	$\sigma_{xc} = -2$	$\tau = 1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t} = 7$		
		圧縮側	$\sigma_{0c} = -2$		
外 圧 時	応力の和	引張側	$\sigma_{\phi} = -2$	$\sigma_{xt} = 2$	$\tau = 1$
		圧縮側	$\sigma_{\phi} = 2$	$\sigma_{xc} = 2$	$\tau = 1$
	組合せ 応力	引張側	$\sigma_{0t} = 3$		
		圧縮側	$\sigma_{0c} = 3$		

(2) 胴に生じる地震動のみによる一次+二次応力

(単位:N/mm²)

地震の種類		Sd と静的地震力の大きい方			
応力の種類		周方向 応力	軸方向 応力	せん断 応力	
垂直方向地震による応力		—	$\sigma_{x5} = 1$	—	
水平方向地震による応力		—	$\sigma_{x4} = 1$	$\tau_1 = 1$	
応力の和	引張側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2x} = 2$	$\tau = 1$	
	圧縮側	$\sigma_{2\phi} = 0$	$\sigma_{2x} = 2$	$\tau = 1$	
組合せ 応力	引張側	$\sigma_2 = 5$			
	圧縮側	$\sigma_2 = 5$			

4.4. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、4.3 項の値を 1.42 倍している。

(単位 : N/mm²)

許容 応力 状態	部材	材料	運転状態	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	胴	A6061FH-T6	内圧時	一次一般膜	$\sigma_1 = 13$	$S_a = 141$
			外圧時	一次一般膜	$\sigma_1 = 8$	$S_a = 141$
			-	一次+二次	$\sigma_2 = 13$	$S_a = 428$
III _A S	胴	A6061FH-T6	内圧時	一次一般膜	$\sigma_1 = 10$	$S_a = 141$
			外圧時	一次一般膜	$\sigma_1 = 5$	$S_a = 141$
			-	一次+二次	$\sigma_2 = 8$	$S_a = 428$

3-6. ベリリウム反射体の耐震強度評価

3-6-1. ベリリウム反射体 A 型の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-6-1- 1
1.1. 計算条件	添 3-6-1- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-6-1- 1
1.3. 記号の説明	添 3-6-1- 2
2. 計算方法	添 3-6-1- 4
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-6-1- 4
2.2. 応力の計算方法	添 3-6-1- 6
2.2.1. ベリリウム反射体 A 型	添 3-6-1- 6
2.2.2. 接続ピン	添 3-6-1- 7
3. 評価方法	添 3-6-1- 8
3.1. 解析方法	添 3-6-1- 8
3.2. 応力の評価	添 3-6-1- 8
3.2.1. 解析条件	添 3-6-1- 8
3.2.2. 接続ピン	添 3-6-1- 8
4. 設計条件	添 3-6-1- 9
5. 機器要目	添 3-6-1- 9
6. 計算数値	添 3-6-1-11
6.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-6-1-11
6.1.1. ベリリウム反射体 A 型	添 3-6-1-11
6.1.2. 接続ピン	添 3-6-1-11
6.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-6-1-12
6.2.1. ベリリウム反射体 A 型	添 3-6-1-12
6.2.2. 接続ピン	添 3-6-1-12
7. 結論	添 3-6-1-13

1. 一般事項

本計算書は、ベリリウム反射体 A 型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) 地震力はベリリウム反射体 A 型に対して水平方向及び鉛直方向に同時に作用するものとする。
- (2) ベリリウム反射体 A 型の上部は上部アダプタにより重水タンク本体内部板、標準型燃料要素及び照射筒で水平方向に支持されており、下部は格子板 A とセットピンにより水平方向に支持されているものとする。
- (3) 動的地震力 (S_s, S_d) 及び静的地震力について評価を行う。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
金属ベリリウム	205	205
ジルカロイ - 4	196	353

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	ベリリウム反射体 (A 型) の断面積	mm ²
A'	ベリリウム反射体 (A 型) の引張側面積	mm ²
A _e	ベリリウム反射体 (A 型) のせん断断面積	mm ²
A _b	接続ピンの最小断面積	mm ²
A _f	止めピンのせん断断面積	mm ²
C _H	水平方向設計震度	—
C _V	鉛直方向設計震度	—
E	ベリリウム反射体 (A 型) 本体の縦弾性係数	N/mm ²
E _p	上アダプタ、下アダプタの縦弾性係数	N/mm ²
e	中立軸からの引張側の最大距離	mm
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 ²
W _b	接続ピンに働く引張力	N
f _t	ベリリウム反射体 A 型本体の許容応力	N/mm ²
f _t '	接続ピンの許容引張応力	N/mm ²
f _s	止めピンの許容せん断応力	N/mm ²
G	ベリリウム反射体 A 型本体のせん断弾性係数	N/mm ²
G _p	上アダプタ、下アダプタのせん断弾性係数	N/mm ²
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
I	ベリリウム反射体 A 型の断面 2 次モーメント	mm ⁴
K ₁	水平方向バネ定数	N/mm
K ₂	鉛直方向バネ定数	N/mm
ℓ	ベリリウム反射体 A 型の全長	mm
ℓ _a	ベリリウム反射体 A 型の下アダプタの長さ	mm
ℓ _a '	ベリリウム反射体 A 型の上アダプタの長さ	mm
ℓ _b	ベリリウム反射体 A 型の本体の長さ	mm
ℓ _g	据付面からベリリウム反射体 A 型の重心までの長さ	mm
M _b	水平方向地震力により接続ピンの生じるモーメント	N・mm
n	接続ピンの本数	—
S _s	地震力	—
S _y	第 1, 2 項に示す設計降伏点	N/mm ²
S _u	第 1, 2 項に示す地震力	N/mm ²
T ₁	水平方向の固有周期	s
T ₂	鉛直方向の固有周期	s
V	ベリリウム反射体 A 型が排除する冷却水の体積	mm ³
W ₀	ベリリウム反射体 A 型の運転時有効質量	kg
Z	ベリリウム反射体 A 型の断面係数	mm ³

記号	記号の説明	単位
ρ'	冷却水の比重量 ($= 1.0 \times 10^{-6}$)	kg/mm ³
σ_b	接続ピンの引張応力	N/mm ²
σ_s	せん断応力を同時に受けるベリリウム反射体 A 型本体の組合せ応力	N/mm ²
σ_{x1}	運転時有効重量によるベリリウム反射体 A 型本体の圧縮応力	N/mm ²
σ_{x2}	鉛直方向地震力によるベリリウム反射体 A 型本体の圧縮応力	N/mm ²
σ_{x3}	水平方向地震力によるベリリウム反射体 A 型本体の曲げ応力	N/mm ²
τ	ベリリウム反射体 A 型本体のせん断応力	N/mm ²
τ_f	止めピンのせん断応力	N/mm ²
ν	ベリリウム反射体 A 型本体のポアソン比	—
ν_p	上アダプタ、下アダプタのポアソン比	—

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- ベリリウム反射体 A 型の本体の重量が梁の中心に集中し、この重量は上アダプタと下アダプタの 2 点で支えられているものとする。この梁の変形モードは、曲げ変形とせん断変形を考慮する。
- ベリリウム反射体 A 型の上部は上部アダプタにより重水タンク本体胴板、標準型燃料要素及び照射筒で水平方向に支持されており、下部は格子板 A とセットピンにより水平方向に支持されているものとする。
- ベリリウム反射体 A 型の重量は、その運転時重量にベリリウム反射体 A 型が排除する冷却水の重量を加えたものとする。

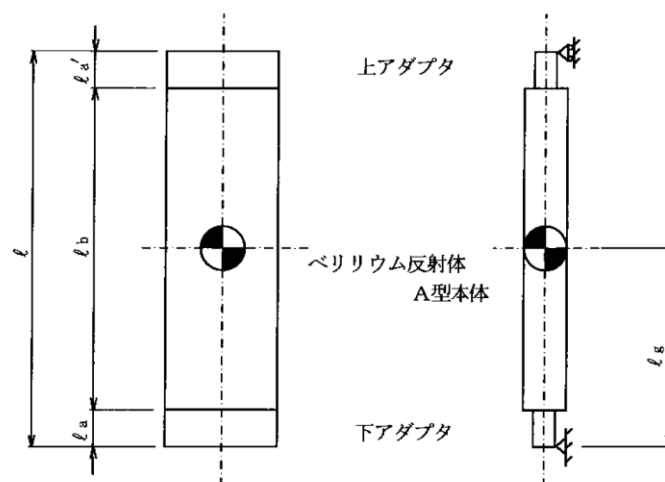


図-3-6-1.1 ベリリウム反射体 A 型固有周期計算モデル

(2) 計算モデル

ベリリウム反射体 A 型は、上記仮定により図-3-6-1.1 に示すような両端支持の 1 質点系振動モデルとする。断面形状を図-3-6-1.2 に示す。

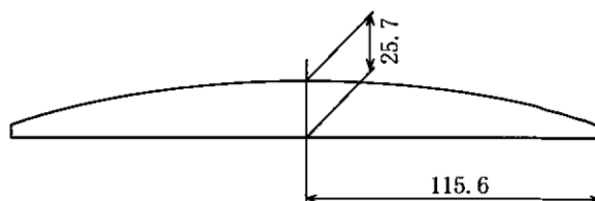


図-3-6-1.2 ベリリウム反射体 A 型の断面形状

(3) 固有周期

a. 水平方向の固有周期

曲げ及びせん断変形によるバネ定数 K_1 は次式で表される。

$$\begin{aligned} \frac{1}{K_1} &= \frac{\ell_a^3}{12E_p \cdot I} + \left\{ \left[\frac{\ell_a}{2}(\ell_a + \ell/4) + \frac{\ell}{8}(\ell_a + \ell) \right] \cdot \frac{(\ell/2 - \ell_a)}{6} \right. \\ &+ \left. \left[\frac{\ell}{8}(\ell + \ell_a') + \frac{\ell_a'}{2}(\ell/4 + \ell_a') \right] \cdot \frac{(\ell/2 - \ell_a')}{6} \right\} \frac{1}{E \cdot I} \\ &+ \frac{\ell_a'^3}{12E_p \cdot I} + \frac{1}{G_p \cdot A_e} \cdot \frac{\ell_a}{4} + \frac{1}{G \cdot A_e} \cdot \frac{\ell_b}{4} + \frac{1}{G_p \cdot A_e} \cdot \frac{\ell_a'}{4} \end{aligned}$$

但し、 $G = E/2(1 + \nu)$ 、 $G_p = E_p/2(1 + \nu_p)$ とする。

よって、固有周期 T_1 は次式で求められる。

$$T_1 = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000 \cdot K_1}}$$

b. 鉛直方向の固有周期

鉛直方向の変形によるバネ定数 K_2 は次式で表される。

$$\frac{1}{K_2} = \frac{1}{A} \left(\frac{\ell_g - \ell_a}{E} + \frac{\ell_a}{E_p} \right)$$

よって、固有周期 T_2 は次式で求められる。

$$T_2 = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000 \cdot K_2}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. ベリリウム反射体 A 型

(1) 外荷重による応力

a. 運転時有効重量による応力

運転時有効重量による応力 σ_{x1} は次式による。

$$\sigma_{x1} = \frac{W_0 \cdot g}{A}$$

b. 地震による応力

鉛直方向地震力による応力 σ_{x2} は次式による。

$$\sigma_{x2} = \frac{C_v(W_0 + \rho' \cdot V)g}{A}$$

また、水平方向地震力による曲げ応力 σ_{x3} は次式による。

$$\sigma_{x3} = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{4Z}$$

断面係数 Z は次式による

$$Z = I/e$$

また、水平方向地震力によるせん断応力 τ は次式による。

$$\tau = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g}{2A_e}$$

(2) 組合せ応力

組合せ応力 σ_s は次式による。

$$\sigma_X = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3}$$

$$\sigma_s = \sqrt{\sigma_X^2 + 3\tau^2}$$

2.2.2. 接続ピン

(1) 外荷重による応力

アルミ接合面における接続ピンの引張応力 W_b は最大値 M_b/Z で断面内を一定に分布するとし、引張側面積 A' はベリリウム反射体 A 型の全断面積 A とする。接続ピンの引張応力 W_b は次式により算定する。

$$W_b = \frac{M_b}{Z} \times A$$

ここに、 M_b は水平方向地震力による接続ピン接合位置におけるモーメントで次式による。

$$M_b = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{4} \cdot \left(\frac{\ell_a'}{\ell_g} \right)$$

従って、接続ピンに生じる引張応力 σ_b は次式になる。

$$\sigma_b = \frac{W_b}{n \cdot A_b}$$

ここに、 A_b は図-3-6-1.3 の斜線部に示す接続ピンの最小断面積であり、簡易的に次式により求める。

$$A_b = \left(\frac{10}{2} \right)^2 \times \pi - 5 \times 10 = 28.54 \text{ (mm}^2\text{)}$$

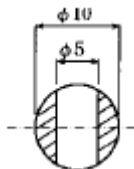


図-3-6-1.3 接続ピンの最小断面積

(2) 止めピン

止めピンに生じるせん断力 τ_f は次式による。

$$\tau_f = \frac{W_b}{2n \cdot A_f}$$

ここに、 A_f は止めピン $\phi 5$ のせん断断面積を示す。

3. 評価方法

3.1. 解析方法

2.1 項で求めた固有周期及びモデルの質点系から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき解析方法の決定を行う。

3.2. 応力の評価

3.2.1. 解析条件

2.2.1(2) 項で求めたベリリウム反射体 A 型の組合せ応力が許容応力 f_t 以下であること。 f_t は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_t
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)$

3.2.2. 接続ピン

(1) 接続ピン

2.2.2(1) 項で求めた接続ピンの引張応力は許容引張応力 f_t' 以下であること。 f_t' は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_t'
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{2} \right)$

(2) 止めピン

2.2.2(2) 項で求めた止めピンのせん断応力は許容せん断応力 f_s 以下であること。 f_s は下表による。

許容応力状態	許容せん断応力 f_s
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5\sqrt{3}} \right)$

4. 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 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	
ベリリウム 反射体 A 型	S	原子炉建家 (注1) FL-1.0	79.4	2020.2	$C_H=8.84$	$C_V=0.97$	$C_H=1.89$	$C_V=0.52$	$C_H=0.58$	$C_V=0.29$	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、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAと標準型燃料要素の最大応答加速度の1.2倍の大きい方とし、鉛直方向は、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAとした。

5. 機器要目

W_0 (kg)	A (mm ²)	A_e (mm ²)	E (N/mm ²)	E_p (N/mm ²)	ν	ν_p	G (N/mm ²)	G_p (N/mm ²)	I (mm ⁴)	Z (mm ³)
7.9	4172	2781	3.06×10^5	6.70×10^4	0.025	0.33	149000	25200	1.88×10^5	1.23×10^4

ρ' (g/mm ³)	V (mm ³)	l_a (mm)	l_b (mm)	l_a' (mm)	l_g (mm)	l (mm)	e (mm)	A_b (mm ²)	A_f (mm ²)	n
1.00×10^{-6}	4.0×10^6	50.0	880.0	45.0	487.5	975.0	15.4	28.54	14.73	4

F(ベリリウム) (N/mm ²)		F(ジルコイ-4) (N/mm ²)	
IV _A S	III _A S	IV _A S	III _A S
143	143	235	196

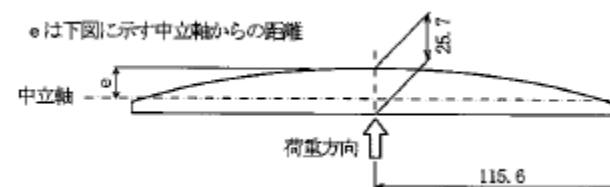


図-3-6-1.4 ベリリウム反射体 A 型の荷重説明図

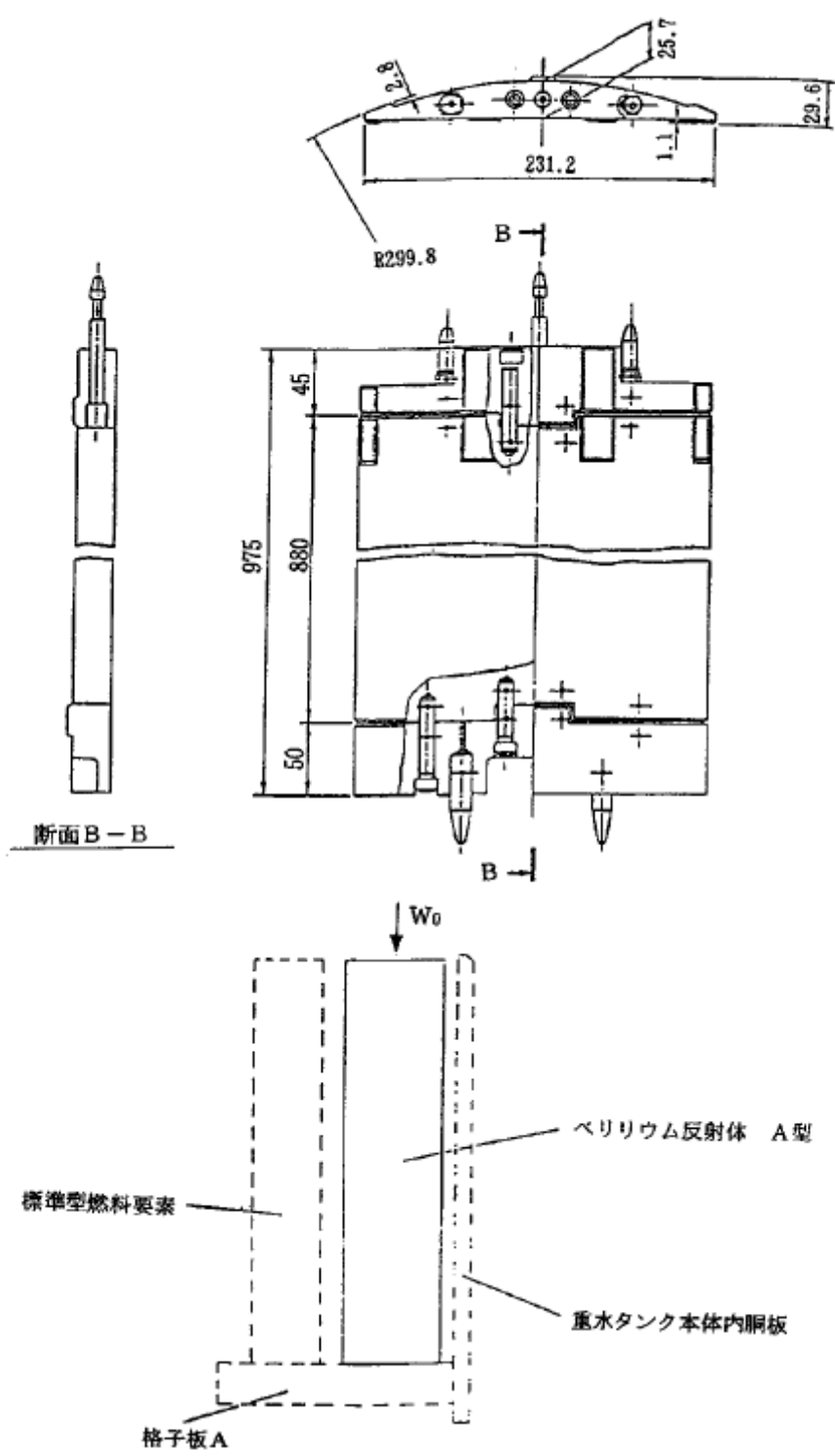


図-3-6-1.5 形状・寸法・ベリリウム反射体 A 型

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態IV_AS

6.1.1. ベリリウム反射体A型

(単位：N/mm²)

地震波の種類		S _s	
応力の種類		応力	組合せ応力
運転時有効重力による応力	圧縮	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_s = 24$
	鉛直方向地震による応力	圧縮	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 21$	
	せん断	$\tau = 1$	

6.1.2. 接続ピン

(1) 接続ピン

(単位：N/mm²)

地震波の種類	S _s	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		$\sigma_b = 69$

(2) 止めピン

(単位：N/mm²)

地震波の種類	S _s	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		—

6.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

6.2.1. ベリリウム反射体 A 型

(単位 : N/mm²)

地震波の種類		Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類		応力	組合せ応力
運転時有効重力による応力	圧縮	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_s = 8$
	鉛直方向地震による応力	圧縮	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 5$	
	せん断	$\tau = 1$	

6.2.2. 接続ピン

(1) 接続ピン

(単位 : N/mm²)

地震波の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		$\sigma_b = 15$

(2) 止めピン

(単位 : N/mm²)

地震波の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		—

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、6 項の値を 1.42 倍している。

(単位 : N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	ベリリウム 反射体 A 型	金属ベリリウム	組合せ	$\sigma_s = 35$	$f_t = 143$
	接続ピン	ジルカロイ-4	引張	$\sigma_b = 98$	$f_t' = 176$
	止めピン	ジルカロイ-4	せん断	$\tau_f = 96$	$f_s = 135$
III _A S	ベリリウム 反射体 A 型	金属ベリリウム	組合せ	$\sigma_s = 12$	$f_t = 143$
	接続ピン	ジルカロイ-4	引張	$\sigma_b = 22$	$f_t' = 147$
	止めピン	ジルカロイ-4	せん断	$\tau_f = 22$	$f_s = 113$

3-6-2. ベリリウム反射体 B 型及び C 型の
耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-6-2- 1
1.1. 計算条件	添 3-6-2- 1
1.2. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-6-2- 1
1.3. 記号の説明	添 3-6-2- 2
2. 計算方法	添 3-6-2- 4
2.1. 固有周期の計算方法	添 3-6-2- 4
2.2. 応力の計算方法	添 3-6-2- 6
2.2.1. ベリリウム反射体 B 型	添 3-6-2- 6
2.2.2. 接続ピン	添 3-6-2- 7
3. 評価方法	添 3-6-2- 8
3.1. 解析方法	添 3-6-2- 8
3.2. 応力の評価	添 3-6-2- 8
3.2.1. 解析条件	添 3-6-2- 8
3.2.2. 接続ピン	添 3-6-2- 8
4. 設計条件	添 3-6-2- 9
5. 機器要目	添 3-6-2- 9
6. 計算数値	添 3-6-2-11
6.1. 許容応力状態Ⅳ _A S	添 3-6-2-11
6.1.1. ベリリウム反射体 B 型	添 3-6-2-11
6.1.2. 接続ピン	添 3-6-2-11
6.2. 許容応力状態Ⅲ _A S	添 3-6-2-12
6.2.1. ベリリウム反射体 B 型	添 3-6-2-12
6.2.2. 接続ピン	添 3-6-2-12
7. 結論	添 3-6-2-13

1. 一般事項

本計算書は、ベリリウム反射体 B 型及び C 型の耐震強度についての計算方法と計算結果を示す。なお、ベリリウム反射体 B 型及び C 型は、構造上対称となっているため、ベリリウム反射体 B 型についてのみ計算及び評価を行う。

1.1. 計算条件

- (1) 地震力はベリリウム反射体 B 型に対して水平方向及び鉛直方向に同時に作用するものとする。
- (2) ベリリウム反射体 B 型の上部は上部アダプタにより重水タンク本体内部板、標準型燃料要素及び照射筒で水平方向に支持されており、下部は格子板 A とセットピンにより水平方向に支持されているものとする。
- (3) 動的地震力 (S_s, S_d) 及び静的地震力に対して評価を行う。

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 ²)	設計引張強さ S_u (N/mm ²)
金属ベリリウム	205	205
ジルカロイ - 4	196	353

1.3. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	ベリリウム反射体 (B 型) の断面積	mm ²
A'	ベリリウム反射体 (B 型) の引張側面積	mm ²
A _e	ベリリウム反射体 (B 型) のせん断断面積	mm ²
A _b	接続ピンの最小断面積	mm ²
A _f	止めピンのせん断断面積	mm ²
C _H	水平方向設計震度	—
C _V	鉛直方向設計震度	—
E	ベリリウム反射体 (B 型) 本体の縦弾性係数	N/mm ²
E _p	上アダプタ、下アダプタの縦弾性係数	N/mm ²
e	中立軸からの引張側の最大距離	mm
e'	断面係数 Z' を求める際に使用する中立軸からの最大距離	mm
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 ²
W _b	接続ピンに働く引張力	N
f _t	ベリリウム反射体 B 型本体の許容応力	N/mm ²
f' _t	接続ピンの許容引張応力	N/mm ²
f _s	止めピンの許容せん断応力	N/mm ²
G	ベリリウム反射体 B 型本体のせん断弾性係数	N/mm ²
G _p	上アダプタ、下アダプタのせん断弾性係数	N/mm ²
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s ²
I	ベリリウム反射体 B 型の断面 2 次モーメント	mm ⁴
K ₁	水平方向バネ定数	N/mm
K ₂	鉛直方向バネ定数	N/mm
ℓ	ベリリウム反射体 B 型の全長	mm
ℓ _a	ベリリウム反射体 B 型の下アダプタの長さ	mm
ℓ' _a	ベリリウム反射体 B 型の上アダプタの長さ	mm
ℓ _b	ベリリウム反射体 B 型の本体の長さ	mm
ℓ _g	据付面からベリリウム反射体 B 型の重心までの長さ	mm
M _b	水平方向地震力により接続ピンの生じるモーメント	N・mm
n	接続ピンの本数	—
S _s	地震力	—
S _y	第 1, 2 項に示す設計降伏点	N/mm ²
S _u	第 1, 2 項に示す設計引張強さ	N/mm ²
T ₁	水平方向の固有周期	s
T ₂	鉛直方向の固有周期	s
V	ベリリウム反射体 B 型が排除する冷却水の体積	mm ³

記号	記号の説明	単位
W_0	ベリリウム反射体B型の運転時有効質量	kg
Z	炉心部材の曲げ応力を求める際に使用するベリリウム反射体B型の断面係数	mm^3
Z'	接続ピンに働く引張力を求める際に使用するベリリウム反射体B型の断面係数	mm^3
ρ'	冷却水の比重量 ($= 1.0 \times 10^{-6}$)	kg/mm^3
σ_b	接続ピンの引張応力	N/mm^2
σ_s	せん断応力を同時に受けるベリリウム反射体B型本体の組合せ応力	N/mm^2
σ_{x1}	運転時有効重量によるベリリウム反射体B型本体の圧縮応力	N/mm^2
σ_{x2}	鉛直方向地震力によるベリリウム反射体B型本体の圧縮応力	N/mm^2
σ_{x3}	水平方向地震力によるベリリウム反射体B型本体の曲げ応力	N/mm^2
τ	ベリリウム反射体B型本体のせん断応力	N/mm^2
τ_f	止めピンのせん断応力	N/mm^2
ν	ベリリウム反射体B型本体のポアソン比	—
ν_p	上アダプタ、下アダプタのポアソン比	—

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

(1) 仮定

- ベリリウム反射体 B 型の本体の重量が梁の中心に集中し、この重量は上アダプタと下アダプタの 2 点で支えられているものとする。この梁の変形モードは、曲げ変形とせん断変形を考慮する。
- ベリリウム反射体 B 型の上部は上部アダプタにより重水タンク本体胴板、標準型燃料要素及び照射筒で水平方向に支持されており、下部は格子板 A とセットピンにより水平方向に支持されているものとする。
- ベリリウム反射体 B 型の重量は、その運転時重量にベリリウム反射体 B 型が排除する冷却水の重量を加えたものとする。

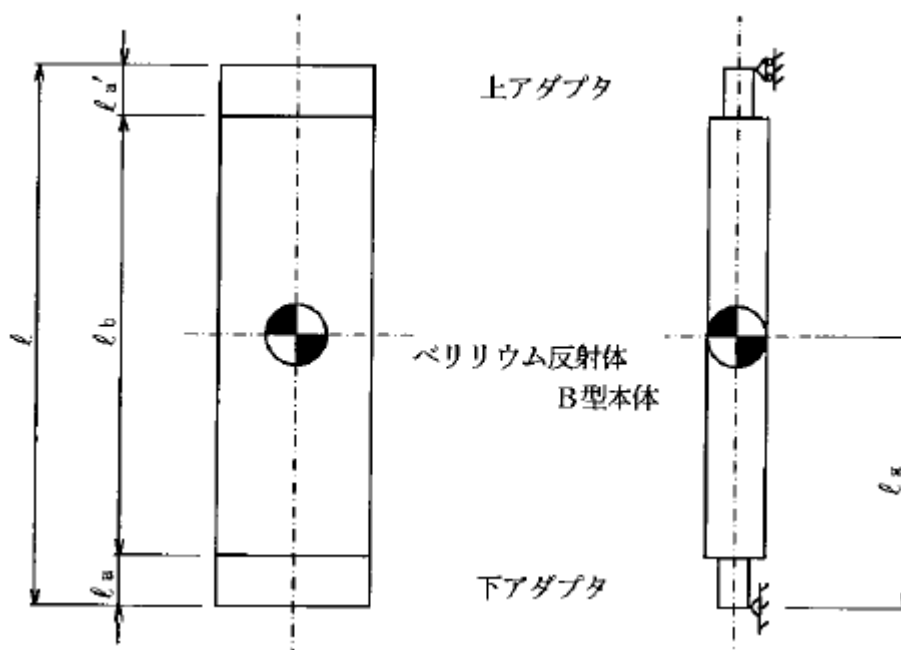


図-3-6-2.1 ベリリウム反射体 B 型固有周期計算モデル

(2) 計算モデル

ベリリウム反射体 B 型は、上記仮定により図-3-6-2.1 に示すような両端支持の 1 質点系振動モデルとする。断面形状を図-3-6-2.2 に示す。

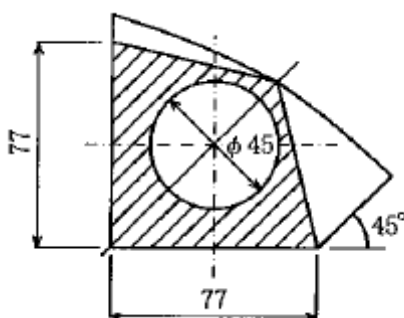


図-3-6-2.2 ベリリウム反射体 B 型の近似断面形状

(3) 固有周期

a. 水平方向の固有周期

曲げ及びせん断変形によるバネ定数 K_1 は次式で表される。

$$\begin{aligned} \frac{1}{K_1} = & \frac{\ell_a^3}{12E_p \cdot I} + \left\{ \left[\frac{\ell_a}{2}(\ell_a + \ell/4) + \frac{\ell}{8}(\ell_a + \ell) \right] \cdot \frac{(\ell/2 - \ell_a)}{6} \right. \\ & \left. + \left[\frac{\ell}{8}(\ell + \ell_a') + \frac{\ell_a'}{2}(\ell/4 + \ell_a') \right] \cdot \frac{(\ell/2 - \ell_a')}{6} \right\} \frac{1}{E \cdot I} \\ & + \frac{\ell_a'^3}{12E_p \cdot I} + \frac{1}{G_p \cdot A_e} \cdot \frac{\ell_a}{4} + \frac{1}{G \cdot A_e} \cdot \frac{\ell_b}{4} + \frac{1}{G_p \cdot A_e} \cdot \frac{\ell_a'}{4} \end{aligned}$$

但し、 $G = E/2(1 + \nu)$ 、 $G_p = E_p/2(1 + \nu_p)$ とする。

よって、固有周期 T_1 は次式で求められる。

$$T_1 = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000 \cdot K_1}}$$

b. 鉛直方向の固有周期

鉛直方向の変形によるバネ定数 K_2 は次式で表される。

$$\frac{1}{K_2} = \frac{1}{A} \left(\frac{\ell_g - \ell_a}{E} + \frac{\ell_a}{E_p} \right)$$

よって、固有周期 T_2 は次式で求められる。

$$T_2 = 2\pi \sqrt{\frac{W_0 + \rho' \cdot V}{1000 \cdot K_2}}$$

2.2. 応力の計算方法

2.2.1. ベリリウム反射体B型

(1) 外荷重による応力

- a. 運転時有効重量による応力 運転時有効重量による応力 σ_{x1} は次式による。

$$\sigma_{x1} = \frac{W_0 \cdot g}{A}$$

- b. 地震による応力

鉛直方向地震力による応力 σ_{x2} は次式による。

$$\sigma_{x2} = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V) \cdot g}{A}$$

また、水平方向地震力による曲げ応力 σ_{x3} は次式による。

$$\sigma_{x3} = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{2Z}$$

断面係数 Z は次式による

$$Z = I/e$$

また、水平方向地震力によるせん断応力 τ は次式による。

$$\tau = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g}{2A_e}$$

(2) 組合せ応力

組合せ応力 σ_s は次式による。

$$\sigma_x = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3}$$

$$\sigma_s = \sqrt{\sigma_x^2 + 3\tau^2}$$

2.2.2. 接続ピン

(1) 外荷重による応力

アルミ接合面における接続ピンの引張力 W_b は最大値 M_b/Z で断面内を一定に分布するとし、引張側面積 A' はベリリウム反射体 B 型の全断面積 A とする。接続ピンの引張応力 W_b は次式により算定する。

$$W_b = \frac{M_b}{Z} \times A$$

ここに、 M_b は水平方向地震力による接続ピン接合位置におけるモーメントで次式による。

$$M_b = \frac{C_H(W_0 + \rho' \cdot V)g \cdot \ell}{4} \cdot \left(\frac{\ell_a'}{\ell_g} \right)$$

従って、接続ピンに生じる引張応力 σ_b は次式になる。

$$\sigma_b = \frac{W_b}{n \cdot A_b}$$

ここに、 A_b は図-3-6-2.3 の斜線部に示す接続ピンの最小断面積であり、簡易的に次式により求める。

$$A_b = \left(\frac{10}{2} \right)^2 \times \pi - 5 \times 10 = 28.54 \text{ (mm}^2\text{)}$$

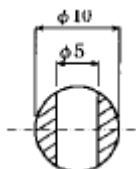


図-3-6-2.3 接続ピンの最小断面積

(2) 止めピン

止めピンに生じるせん断力 τ_f は次式による。

$$\tau_f = \frac{W_b}{2n \cdot A_f}$$

ここに、 A_f は止めピン $\phi 5$ のせん断断面積を示す。

3. 評価方法

3.1. 解析方法

2.1 項で求めた固有周期及びモデルの質点系から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき解析方法の決定を行う。

3.2. 応力の評価

3.2.1. 解析条件

2.2.1(2) 項で求めたベリリウム反射体 B 型の組合せ応力が許容応力 f_t 以下であること。 f_t は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_t
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)$

3.2.2. 接続ピン

(1) 接続ピン

2.2.2(1) 項で求めた接続ピンの引張応力は許容引張応力 f_t' 以下であること。 f_t' は下表による。

許容応力状態	許容引張応力 f_t'
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5} \right)$

(2) 止めピン

2.2.2(2) 項で求めた止めピンのせん断応力は許容せん断応力 f_s 以下であること。 f_s は下表による。

許容応力状態	許容せん断応力 f_s
IV _A S III _A S	$1.5 \left(\frac{F}{1.5\sqrt{3}} \right)$

4. 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	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	
ベリリウム反射体B型	S	原子炉建家 (注1) FL-1.0	水平方向	鉛直方向	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	100
			156.9	1561.8	$C_H=8.84$	$C_V=0.97$	$C_H=1.89$	$C_V=0.52$	$C_H=0.58$	$C_V=0.29$	

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：水平方向は、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAと標準型燃料要素の最大応答加速度の1.2倍の大きい方とし、鉛直方向は、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAとした。

5. 機器要目

W_0 (kg)	A (mm ²)	A_e (mm ²)	E (N/mm ²)	E_p (N/mm ²)	ν	ν_p	G (N/mm ²)	G_p (N/mm ²)	I (mm ⁴)	ρ' (kg/mm ³)	V (mm ³)
8.1	2326	1163	3.06×10^5	6.70×10^4	0.025	0.33	149000	25200	6.99×10^5	1.00×10^{-6}	3.0×10^6

l_a (mm)	l_b (mm)	l_a' (mm)	l_g (mm)	l (mm)	e (mm)	e' (mm)	Z (mm ³)	Z' (mm ³)	A_b (mm ²)	A_f (mm ²)	n
50.0	880.0	45.0	487.5	975.0	41.4	30.5	1.69×10^4	2.29×10^4	28.54	14.73	2

F(ベリリウム) (N/mm ²)		F(シロコイ-4) (N/mm ²)	
IV _A S	III _A S	IV _A S	III _A S
143	143	235	196

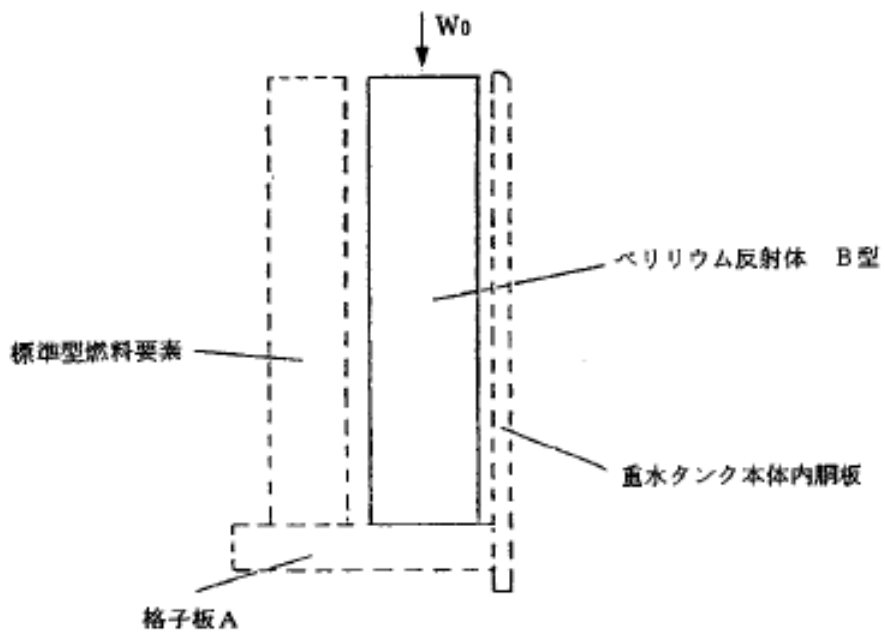
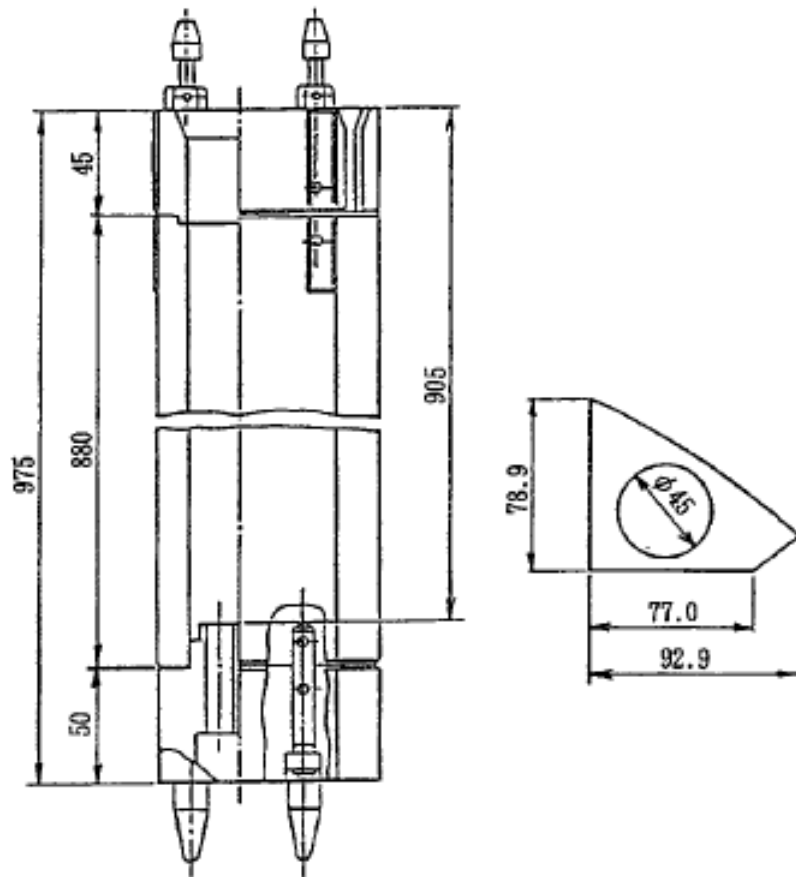


図-3-6-2.4 形状・寸法・ベリリウム反射体 B 型

6. 計算数値

6.1. 許容応力状態IV_AS

6.1.1. ベリリウム反射体B型

(単位：N/mm²)

地震波の種類		Ss	
応力の種類		応力	組合せ応力
運転時有効重力による応力	圧縮	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_s = 31$
鉛直方向地震による応力	圧縮	$\sigma_{x2} = 1$	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 28$	
	せん断	$\tau = 1$	

6.1.2. 接続ピン

(1) 接続ピン

(単位：N/mm²)

地震波の種類	Ss	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		$\sigma_b = 53$

(2) 止めピン

(単位：N/mm²)

地震波の種類	Ss	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		—

6.2. 許容応力状態Ⅲ_AS

6.2.1. ベリリウム反射体B型

(単位：N/mm²)

地震波の種類		Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類		応力	組合せ応力
運転時有効重力による応力	圧縮	$\sigma_{x1} = 1$	$\sigma_s = 9$
	鉛直方向地震による応力	圧縮	
水平方向地震による応力	曲げ	$\sigma_{x3} = 6$	
	せん断	$\tau = 1$	

6.2.2. 接続ピン

(1) 接続ピン

(単位：N/mm²)

地震波の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		$\sigma_b = 12$

(2) 止めピン

(単位：N/mm²)

地震波の種類	Sd と静的地震力の大きい方	
応力の種類	引張応力	せん断応力
		—

7. 結論

下に示すように算出応力はすべて許容応力以下であり、強度は十分である。なお、算出応力は水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の組合せを考慮するため、6 項の値を 1.42 倍している。

(単位 : N/mm²)

許容応力 状態	部材	材料	応力	算出応力	許容応力
IV _A S	ベリリウム 反射体 B 型	金属ベリリウム	組合せ	$\sigma_s = 45$	$f_t = 143$
	接続ピン	ジルカロイ-4	引張	$\sigma_b = 76$	$f_t' = 176$
	止めピン	ジルカロイ-4	せん断	$\tau_f = 73$	$f_s = 135$
III _A S	ベリリウム 反射体 B 型	金属ベリリウム	組合せ	$\sigma_s = 13$	$f_t = 143$
	接続ピン	ジルカロイ-4	引張	$\sigma_b = 18$	$f_t' = 147$
	止めピン	ジルカロイ-4	せん断	$\tau_f = 16$	$f_s = 113$

3－7. 燃料要素の耐震強度評価

3-7-1. 標準型燃料要素の耐震強度評価

目次

1. 一般事項	添 3-7-1- 1
1.1. 計算条件	添 3-7-1- 1
1.2. 記号の説明	添 3-7-1- 1
1.3. 設計降伏点及び設計引張強さ	添 3-7-1- 2
2. 計算方法	添 3-7-1- 3
2.1. 構造の概要	添 3-7-1- 3
2.2. 計算モデル	添 3-7-1- 4
2.3. 固有周期	添 3-7-1- 6
2.4. 応力の計算方法	添 3-7-1- 6
2.4.1. 自重による応力の計算	添 3-7-1- 6
2.4.2. 水平地震力による応力の計算	添 3-7-1- 6
2.4.3. 鉛直地震力による応力の計算	添 3-7-1- 6
2.4.4. 組合せ応力	添 3-7-1- 6
3. 評価方法	添 3-7-1- 7
3.1. 解析方法	添 3-7-1- 7
3.2. 応力の評価	添 3-7-1- 7
4. 設計条件	添 3-7-1- 8
5. 機器要目	添 3-7-1- 9
6. 計算結果	添 3-7-1-10
6.1. 固有周期及び設計用地震力の解析結果	添 3-7-1-10
6.2. 応力の計算結果	添 3-7-1-13
7. 結論	添 3-7-1-14

1. 一般事項

本計算書は、標準型燃料要素の耐震強度についての計算方法と計算結果を示す。
標準型燃料要素は、ノズルを介して格子板によって支えられる自立型の構造である。

1.1. 計算条件

- (1) 設計用地震力は、燃料要素に対して水平方向及び鉛直方向に同時に作用するものとする。

1.2. 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_i	燃料要素の断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
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^2
f_t	燃料要素の許容引張応力	N/mm^2
I_i	燃料要素の断面二次モーメント	mm^4
L	燃料板の長さ	mm
M_i	地震力によって生じる曲げモーメント	$\text{N} \cdot \text{mm}$
N_i	鉛直方向荷重	N
n	燃料板の枚数	—
P	燃料要素に働く水流力による単位長さ当たりの力	N/mm
Q_i	水平方向荷重	N
S_s	地震力	—
S_u	設計引張強さ	N/mm^2
S_y	設計降伏点	N/mm^2
W_i	燃料要素の自重	N
W_{iv}	地震力による圧縮力	N
W_f	冷却水流による鉛直方向荷重	N
Z_i	燃料要素の断面係数	mm^3
σ_b	地震力によって生じる曲げ応力	N/mm^2
σ_c	地震力によって生じる圧縮応力	N/mm^2
σ_{sai}	組合せ応力	N/mm^2
τ	地震力によって生じるせん断応力	N/mm^2

1.3. 設計降伏点及び設計引張強さ

燃料要素は次に示す材料で構成され、それぞれの設計引張強さ及び設計降伏点は以下のとおりである。

部材	材料		設計降伏点	設計引張強さ
			S_y (N/mm ²)	S_u (N/mm ²)
燃料板(被覆材)	AG3NE ^(注)	100°C	55	167
側板	AG3NE ^(注)	100°C	55	167
その他の構成材	AG3NE ^(注)	100°C	55	167

注:アルミニウム合金 AG3NE について、A はアルミニウム、G3 は Mg が 3%内外添加を意味し、これらの呼称は Norme Francaise (仏規格、NF) に従っており、NE は Nucleaires Eau (Nuclear Water) の意味で原子炉級であることを示している。

なお、AG3NE は JIS 規格のアルミニウム合金 A5052 と類似品である。

よって設計降伏点及び設計引張強さは A5052P-0 の値を使用する。

2. 計算方法

2.1. 構造の概要

標準型燃料要素は、図-3-7-1.1のように燃料板挿入溝のある2枚の側板の間に21枚の燃料板が挿入され、かしめによって強固に固定されており、全体としては細長い箱型の側板と燃料板の合成構造とみなすことができる。なお、計算はX方向及びY方向について実施し、どちらの場合も荷重は全て側板で負担するものとする。

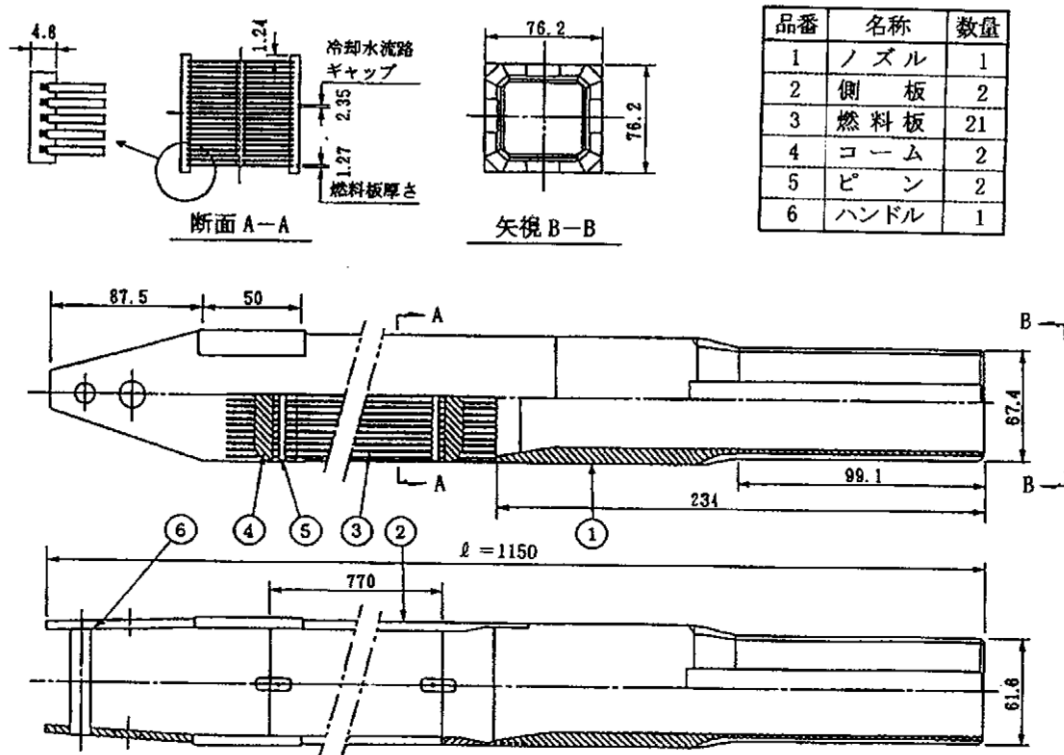


図-3-7-1.1 JRR-3 標準型燃料要素(ウランシリコンアルミニウム分散型合金)
(要素重量:9.2kgf=91N)

2.2. 計算モデル

燃料要素は、図-3-7-1.2のような軸方向に多質点に分割した多質点梁モデルと考え、梁は燃料要素と等価な曲げ及びせん断剛性を有するものとする。ただし、燃料板の剛性は梁の剛性に考慮しない。以下表-3-7-1.1に各質点の質量を、表-3-7-1.2に各要素の剛性を示す。

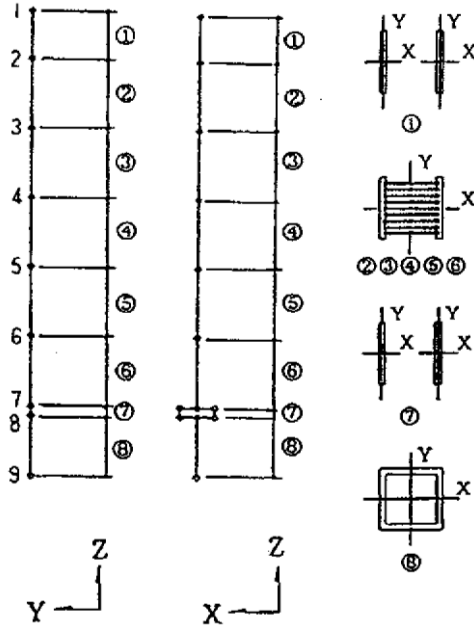


図-3-7-1.2 モデル図

表-3-7-1.1 燃料要素の質点質量

節点 番号	節点の高さ H(mm)	質量 m(kg)
1	1050.9	0.0841
2	941.9	0.873
3	784.9	1.57
4	627.9	1.57
5	470.9	1.57
6	313.9	1.57
7	156.9	0.814
8	134.9	0.479
9	0	0.696

燃料要素重量:9.2kgf=91N

表-3-7-1.2 燃料要素の部材剛性

部材 番号	部材 節点	ヤング 係数 E (N/mm ²)	ポアソ ン 比 ν	断面係数 Z (mm ³)	断面二次モーメント I (mm ³)	断面積 A (mm ²)
1	1-2	67000	0.33	X 軸まわり: 4.84×10^3 Y 軸まわり: 4.22×10^2	X 軸まわり: 1.33×10^5 Y 軸まわり: 1.01×10^3	528.0
2	2-3			X 軸まわり: 7.67×10^3 Y 軸まわり: 2.05×10^4	X 軸まわり: 2.92×10^5 Y 軸まわり: 7.81×10^5	603.4
3	3-4					
4	4-5					
5	5-6					
6	6-7					
7 ^(注)	7-8			X 軸まわり: 3.84×10^3 Y 軸まわり: 2.11×10^2	X 軸まわり: 1.46×10^5 Y 軸まわり: 5.60×10^2	301.7
8	8-9			X 軸まわり: 4.78×10^4 Y 軸まわり: 5.25×10^4	X 軸まわり: 1.82×10^6 Y 軸まわり: 2.00×10^6	2532

注:側板の一枚あたりの剛性を示している。モデルは、側板位置 2 本の要素でモデル化する。

2.3. 固有周期

固有周期の計算は、有限要素法コードMSC/NASTRAN 2005r2 を用いて行う。

2.4. 応力の計算方法

2.4.1. 自重による応力の計算

(1) 圧縮応力

$$\sigma_{cid} = \frac{N_{id}}{A_i}$$

$$N_{id} = W_i + W_f$$

$$W_f = P \cdot L \cdot (n + 2)$$

2.4.2. 水平地震力による応力の計算

(1) せん断応力

(部材 1～7)

$$\tau_i = \frac{3}{2} \cdot \frac{Q_i}{A_i}$$

(部材 8)

$$\tau_i = \frac{2Q_i}{A_i}$$

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{bi} = \frac{M_i}{Z_i}$$

(3) 圧縮応力

$$\sigma_{cih} = \frac{N_{ih}}{A_i}$$

2.4.3. 鉛直地震力による応力の計算

(1) 圧縮応力

$$\sigma_{civ} = \frac{N_{iv}}{A_i}$$

2.4.4. 組合せ応力

各応力値から組合せ応力は次式によって求める。

$$\sigma_{sai} = \sqrt{(\sigma_{cid} + \sigma_{bi} + \sigma_{cih} + \sigma_{civ})^2 + 3\tau_i^2}$$

3. 評価方法

3.1. 解析方法

2.3項で求めた固有周期及びモデルの質点系から「添付書類 1. 耐震性に関する説明書」に基づき解析方法の決定を行う。

3.2. 応力の評価

2.4.4項で求めた燃料要素の組合せ応力が最高使用温度における許容引張応力 f_t 以下であること。ただし、 f_t は下表による。

(単位: N/mm²)

許容応力	許容応力状態 Ⅲ _A S	許容応力状態 Ⅳ _A S
F	55	66
許容引張応力 f_t	55	66

4. 設計条件

(1) 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) ^(注2)	最高使 用温度 (°C)	基準地震動 S_s ^(注3)	
					水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度
標準型 燃料要素	S	^(注1) 原子炉建家 FL-1.0	X: 49.9 Y: 33.3 Z: 585.4	100	スペクト ル応答解 析による	$C_v=0.97$

弾性設計用震動 S_d ^(注3)		静的地震力		単位長さ当りの 冷却水流力 $P(N/mm \times 10^{-2})$	燃料板の 長さ $L(mm)$	燃料板の 枚数 n
水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度			
スペクト ル応答解 析による	$C_v=0.52$	$C_H=0.58$	$C_v=0.29$	2.55	772	21

注1：原子炉本体の基準床レベルを示す。

注2：固有周期の計算結果は、6.1項に示す。

注3：水平方向のスペクトルは、原子炉本体モデルの質点15、16及び20の応答スペクトルとし、鉛直方向の設計震度は、原子炉本体モデルの質点20の1.2ZPAとした。

(2) 鉛直方向荷重条件

節点 番号	自重による荷重 $W_i(N)$	水流力による荷重 $W_f(N)$
1	0.8247	-
2	9.386	-
3	24.78	452.8 ^(注)
4	40.18	-
5	55.58	-
6	70.97	-
7	78.95	-
8	83.65	-
9	90.48	-

注：燃料板頂部に全水流力を載荷。

5. 機器要目

要素 番号	A_i (mm^2)	I_{ix} (mm^4)	I_{iy} (mm^4)	Z_x (mm^3)	Z_y (mm^3)
1	528.0	133000	1010	4840	422
2~6	603.4	292000	781000	7670	20500
7 ^(注)	301.7	146000	560	3840	211
8	2532	1820000	2000000	47800	52500

注:側板の一枚当りの剛性を示す。

6. 計算結果

6.1. 固有周期及び設計用地震力の解析結果

(1) 固有周期



固有周期の計算結果を表-3-7-1.3 に示す。

また、燃料要素の固有振動モードを表-3-7-1.4 に示す。

表-3-7-1.3 固有周期の計算結果

次数	固有周期 (s)			固有振動数 (Hz)		
	X 軸方向	Y 軸方向	鉛直方向	X 軸方向	Y 軸方向	鉛直方向
一次	0.020	0.030	0.002	49.9	33.3	585.4

表-3-7-1.4 標準型燃料要素の水平方向固有周期振動一次モード図

	X 軸方向	Y 軸方向
モード図		
周期 (sec)	0.020	0.030
固有値 (Hz)	49.9	33.3

(2) 地震動解析

静的地震力、弾性設計用地震動 Sd、基準地震動 Ss による解析結果として、各要素の部材力及び応答加速度をそれぞれ表-3-7-1.5～表-3-7-1.9 に示す。

表-3-7-1.5 静的地震力による解析結果

要素 番号	地震力	軸力 N_i (N)			曲げモーメント M_i (N・mm)		せん断力 Q_i (N)	
		X 方向	Y 方向	Z 方向	X 方向	Y 方向	X 方向	Y 方向
1	静的 地震力	0.000	0.0000	0.2392	52.14	52.14	0.4783	0.4783
2		0.000	0.0000	2.722	906.80	906.80	5.4440	5.4440
3		0.000	0.0000	7.187	3164.00	3164.00	14.3700	14.3700
4		0.000	0.0000	11.650	6822.00	6822.00	23.3000	23.3000
5		0.000	0.0000	16.120	11880.00	11880.00	32.2300	32.2300
6		0.000	0.0000	20.580	18350.00	18350.00	41.1600	41.1600
7 ^(注)		263.600	0.0000	11.450	265.60	9677.00	22.9000	22.9000
8		0.000	0.0000	24.260	25900.00	25900.00	48.5200	48.5200

注:側板の一枚当りの発生力を示す。

表-3-7-1.6 弾性設計用地震動 Sd による解析結果

要素 番号	地震力	軸力 N_i (N)			曲げモーメント M_i (N・mm)		せん断力 Q_i (N)	
		X 方向	Y 方向	Z 方向	X 方向	Y 方向	X 方向	Y 方向
1	Sd	0.000	0.0000	0.4289	141.60	133.20	1.299	1.222
2		0.000	0.0000	4.881	1280.00	1851.00	7.670	10.960
3		0.000	0.0000	12.890	3755.00	5392.00	15.990	22.850
4		0.000	0.0000	20.890	7077.00	10150.00	21.570	30.800
5		0.000	0.0000	28.900	10920.00	15620.00	25.170	35.580
6		0.000	0.0000	36.910	15060.00	21420.00	27.210	37.770
7 ^(注)		214.700	0.0000	20.530	162.80	11120.00	13.810	19.000
8		0.000	0.0000	43.500	19300.00	27310.00	27.770	38.160

注:側板の一枚当りの発生力を示す。

表-3-7-1.7 弾性設計用地震動 Sd による応答加速度結果

節点 番号	地震力	応答加速度 (gal)	
		X 方向	Y 方向
1	Sd	1550.00	1450.00
2		816.00	1120.00
3		565.00	802.00
4		439.00	594.00
5		361.00	442.00
6		304.00	323.00
7		246.00	320.00
8		265.00	271.00
9		0.00	0.00

表-3-7-1.8 基準地震動 Ss による解析結果

要素 番号	地震力	軸力 N_i (N)			曲げモーメント M_i (N・mm)		せん断力 Q_i (N)	
		X 方向	Y 方向	Z 方向	X 方向	Y 方向	X 方向	Y 方向
1	Ss	0.000	0.000	0.4289	378.90	662.30	3.476	6.076
2		0.000	0.000	4.881	3462.00	9777.00	20.740	58.080
3		0.000	0.000	12.890	10170.00	29490.00	43.330	125.900
4		0.000	0.000	20.890	19190.00	56220.00	58.520	171.000
5		0.000	0.000	28.900	29640.00	86870.00	68.240	196.200
6		0.000	0.000	36.910	40860.00	119100.00	73.730	206.000
7(注)		582.600	0.000	20.530	441.00	61800.00	37.410	103.400
8		0.000	0.000	43.500	52360.00	151400.00	75.210	207.200

注:側板の一枚当りの発生力を示す。

表-3-7-1.9 基準地震動 Ss による応答加速度結果

節点 番号	地震力	応答加速度 (gal)	
		X 方向	Y 方向
1	Ss	4130.00	7220.00
2		2200.00	5960.00
3		1530.00	4380.00
4		1180.00	2980.00
5		965.00	1820.00
6		809.00	999.00
7		653.00	851.00
8		703.00	721.00
9		0.00	0.00

6.2. 応力の計算結果

標準型燃料要素モデルの各要素の断面について応力の評価を行う。

燃料要素に生ずる応力は表-3-7-1.10, 表-3-7-1.11 のとおりである。

表-3-7-1.10 静的地震力と弾性設計用地震動 Sd の大きい方による応力

要素 番号	軸方向応力 (N/mm ²)			曲げ応力 (N/mm ²) σ_{bi}	せん断応力 (N/mm ²) τ_i	組合せ応力 (N/mm ²) σ_{sai}
	σ_{cid}	σ_{cih}	σ_{civ}			
1	1	0	0	1	1	3
2	1	0	1	1	1	4
3	1	0	1	1	1	4
4	1	0	1	2	0	4
5	1	0	1	2	0	4
6	1	0	1	3	1	6
7	1	1	1	3	1	7
8	1	0	1	1	1	4

表-3-7-1.11 基準地震動 Ss による応力

要素 番号	軸方向応力 (N/mm ²)			曲げ応力 (N/mm ²) σ_{bi}	せん断応力 (N/mm ²) τ_i	組合せ応力 (N/mm ²) σ_{sai}
	σ_{cid}	σ_{cih}	σ_{civ}			
1	1	0	0	1	1	3
2	1	0	1	2	1	5
3	1	0	1	4	1	7
4	1	0	1	8	1	11
5	1	0	1	12	1	15
6	1	0	1	16	1	18
7	1	2	1	16	1	20
8	1	0	1	4	1	7

7. 結論

下に示すように標準型燃料要素に発生する組合せ応力は、地震力と運転荷重の組合せにおいても許容応力を十分下回っており、地震時に燃料要素が破損する恐れはない。なお、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、6項の算出応力を1.42倍している。

(単位：N/mm²)

許容応力 状態	要素 番号	材料	応力	算出応力	許容応力
					IV _A S
IV _A S	1	AG3NE	組合せ	$\sigma_{sa1}=5$	$f_t=66$
	2			$\sigma_{sa2}=8$	$f_t=66$
	3			$\sigma_{sa3}=10$	$f_t=66$
	4			$\sigma_{sa4}=16$	$f_t=66$
	5			$\sigma_{sa5}=22$	$f_t=66$
	6			$\sigma_{sa6}=26$	$f_t=66$
	7			$\sigma_{sa7}=29$	$f_t=66$
	8			$\sigma_{sa8}=10$	$f_t=66$
III _A S	1	AG3NE	組合せ	$\sigma_{sa1}=5$	$f_t=55$
	2			$\sigma_{sa2}=6$	$f_t=55$
	3			$\sigma_{sa3}=6$	$f_t=55$
	4			$\sigma_{sa4}=6$	$f_t=55$
	5			$\sigma_{sa5}=6$	$f_t=55$
	6			$\sigma_{sa6}=9$	$f_t=55$
	7			$\sigma_{sa7}=10$	$f_t=55$
	8			$\sigma_{sa8}=6$	$f_t=55$

4. 炉心等の構造に関する添付図表

目次

図-4-1.1	照射筒の概略図	添 4- 1
図-4-1.2	格子板 A の概略図	添 4- 2
図-4-1.3	格子板 B の概略図	添 4- 3
図-4-1.4	格子板支持胴の概略図	添 4- 4
図-4-1.5	プレナムの概略図	添 4- 5
図-4-1.6	制御棒案内管の概略図	添 4- 6
図-4-1.7	ベースプレートの概略図	添 4- 7
図-4-1.8	反射体押えの概略図	添 4- 8
図-4-1.9	重水タンク本体の概略図	添 4- 9
図-4-1.10	ビームチューブ(1G~6G)の概略図	添 4-10
図-4-1.11	ビームチューブ(7R)の概略図	添 4-11
図-4-1.12	ビームチューブ(8T)の概略図	添 4-12
図-4-1.13	ビームチューブ(9C)の概略図	添 4-13
図-4-1.14	照射シングル(HR-1、HR-2、PN-1、PN-2)の概略図	添 4-14
図-4-1.15	照射シングル(PN-3)の概略図	添 4-15
図-4-1.16	照射シングル(SI-1)の概略図	添 4-16
図-4-1.17	照射シングル(DR-1)の概略図	添 4-17
図-4-1.18	照射シングル(SH-1)の概略図	添 4-18
図-4-1.19	真空容器の概略図	添 4-19
図-4-1.20	ベリリウム反射体(A型)の概略図	添 4-20
図-4-1.21	ベリリウム反射体(B型)の概略図	添 4-21
図-4-1.22	ベリリウム反射体(C型)の概略図	添 4-22
図-4-1.23	燃料体の概略図	添 4-23

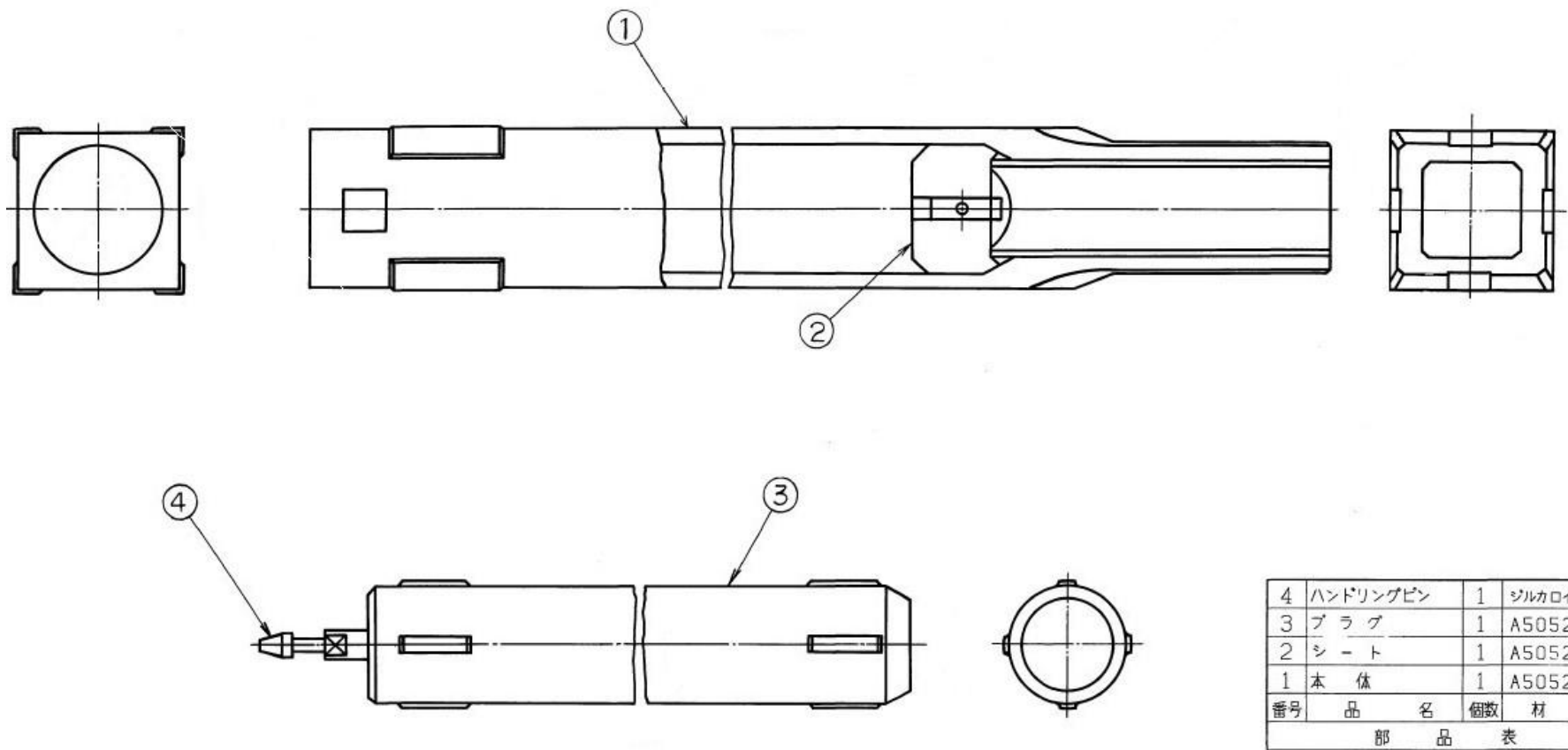


図-4-1.1 照射筒の概略図

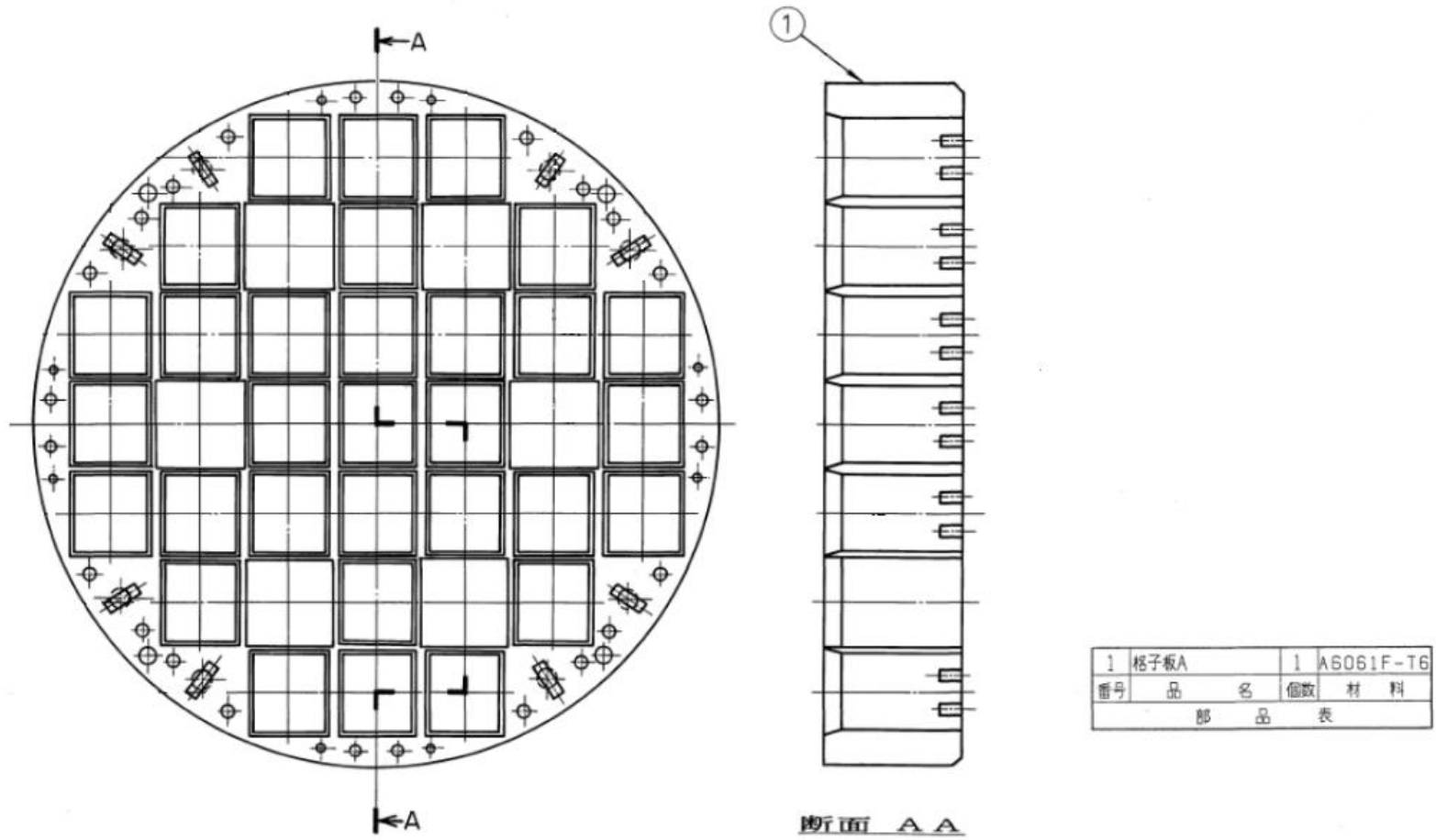
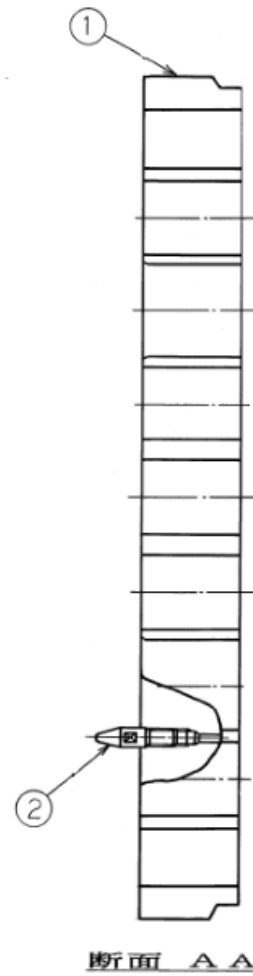
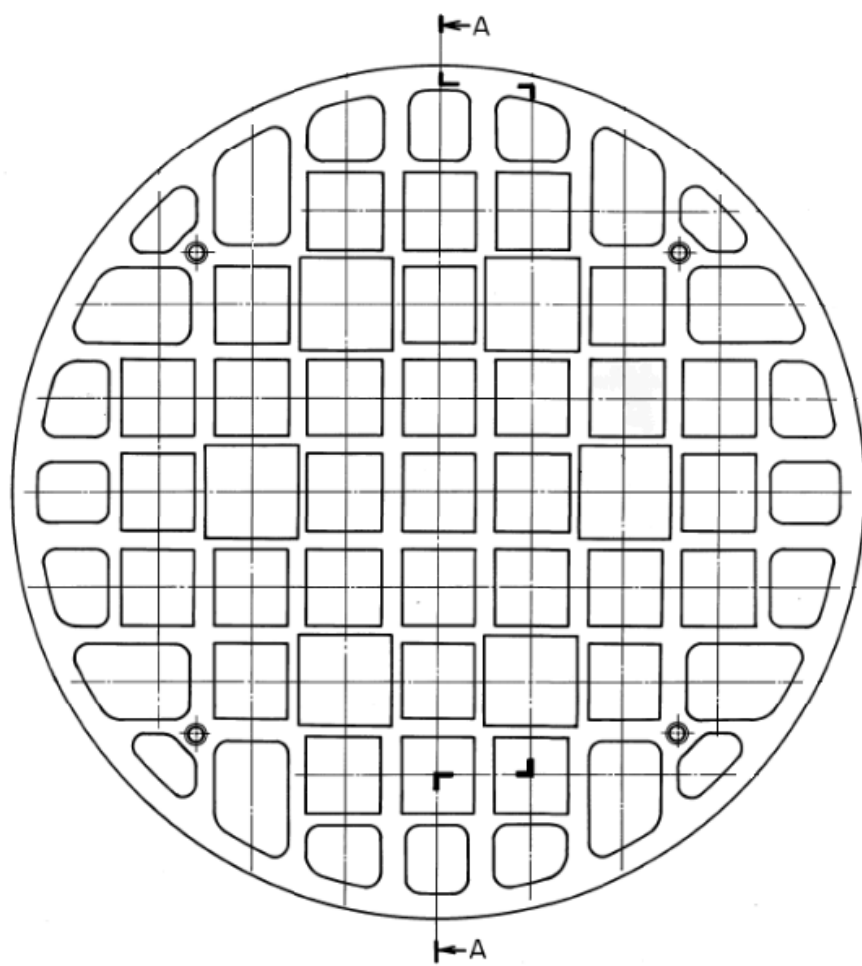
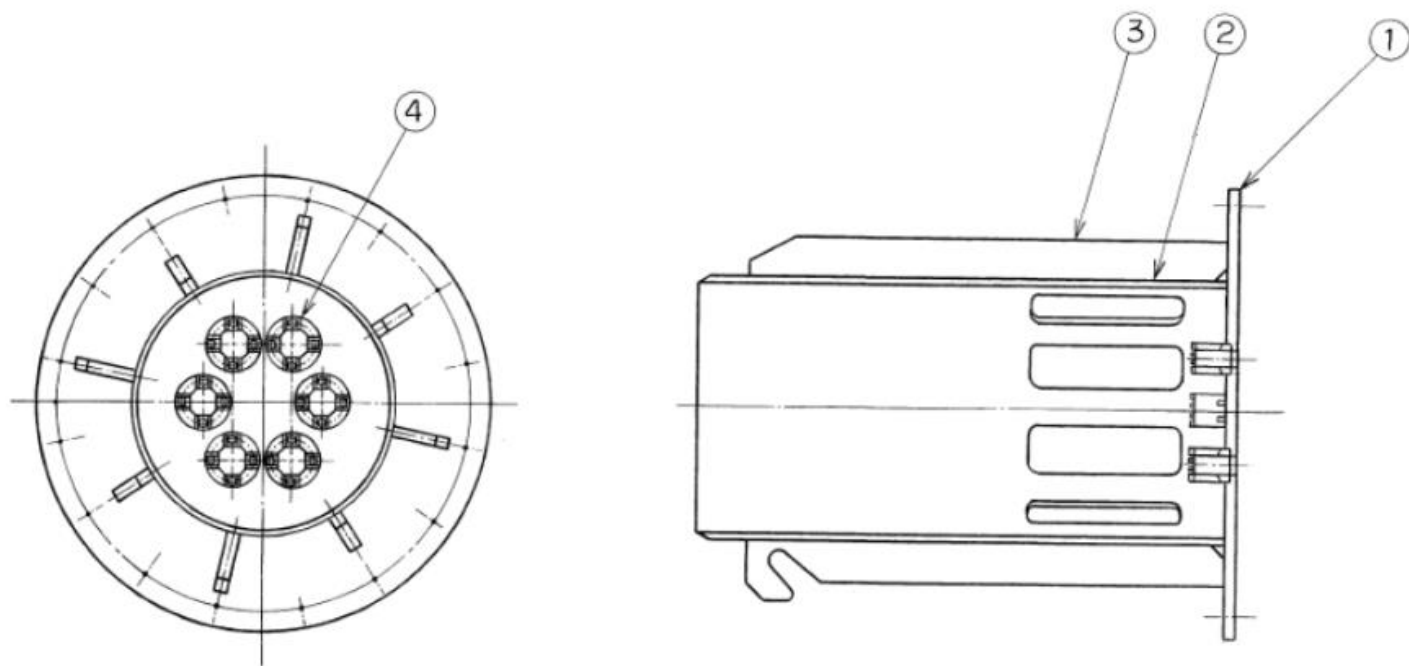


図-4-1.2 格子板Aの概略図



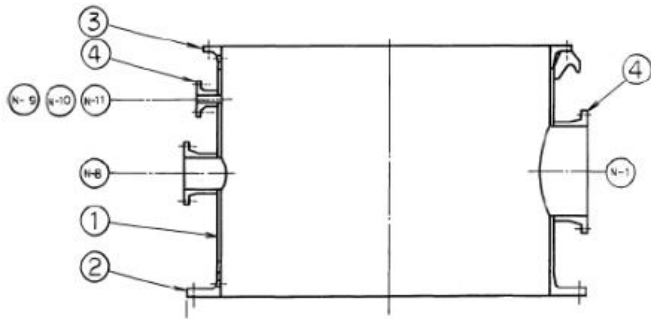
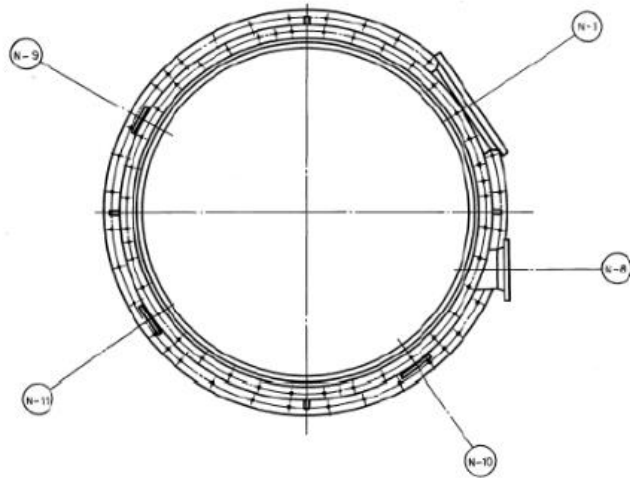
2	ガイドピン	4	ジルコイロイ-4
1	格子板B	1	A50S2P-0
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.3 格子板Bの概略図



4	制御棒案内管受座	6	A5052B-0
3	リップ	8	A5052P-0
2	胴板	1	A5052P-0
1	底板	1	A5052P-0
番号	品名	個数	材料
部 品 表			

図-4-1.4 格子板支持胴の概略図



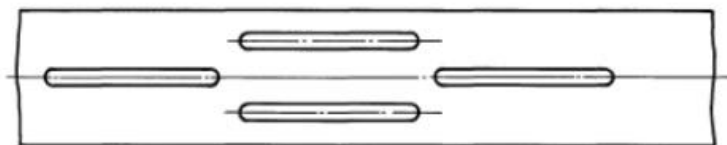
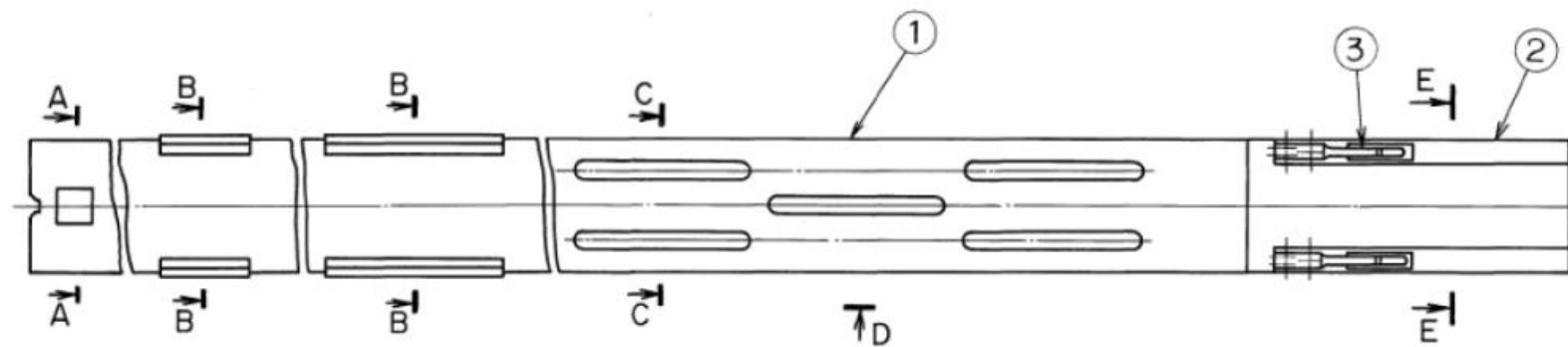
N-11	放射物冷却管 (SH-1) 戻り	1	φ 50	AS052B-0 (鋼板)
N-10	放射物冷却管 (DR-1) 戻り	1	φ 50	
N-9	放射物冷却管 (SI-1) 戻り	1	φ 50	
N-8	自然循環水入口	1	φ200	AS052B-0 鋼板 (鋼板)
N-1	一次冷却水出口	1	φ539.8	AS052B-0 鋼板 (鋼板)
符号	名 称	個数	呼び径	備 考

管 台 一 覧 表

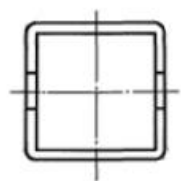
4	管 台	5	AS052B-0 AS052B-0 鋼板 (鋼板)
3	上部フランジ	1	AS052P-0
2	下部フランジ	1	AS052P-0
1	胴 板	1	AS052P-0
番号	品 名	個数	材 料

部 品 表

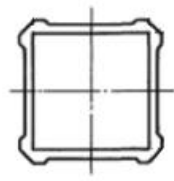
図-4-1.5 プレナムの概略図



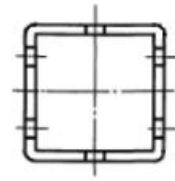
Dカラ見ル



断面 A A



断面 B B



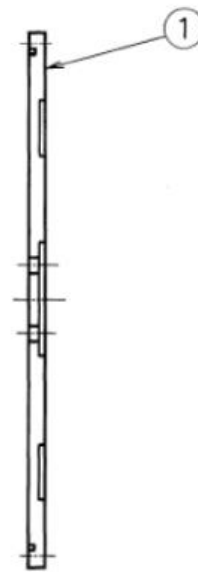
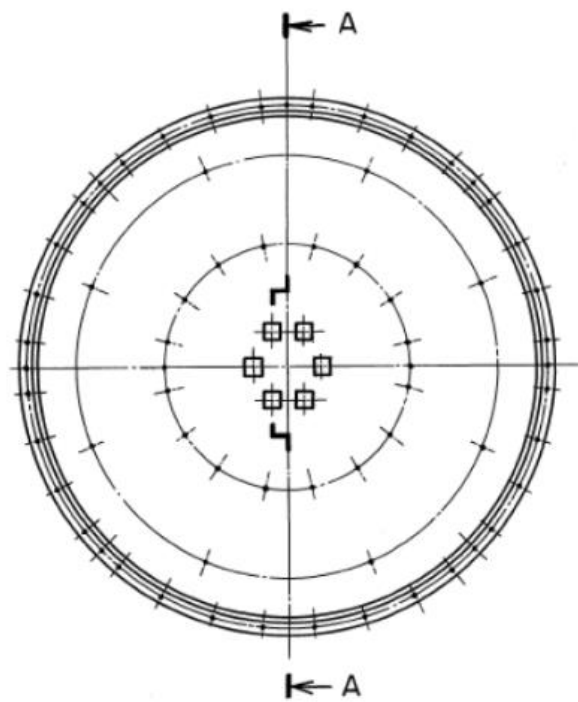
断面 C C



断面 E E

3	バネ	4	SUS630
2	プラグ	1	A6063B-T6
1	制御棒案内管	1	A6063T-T6
番号	品名	個数	材料
部品表			

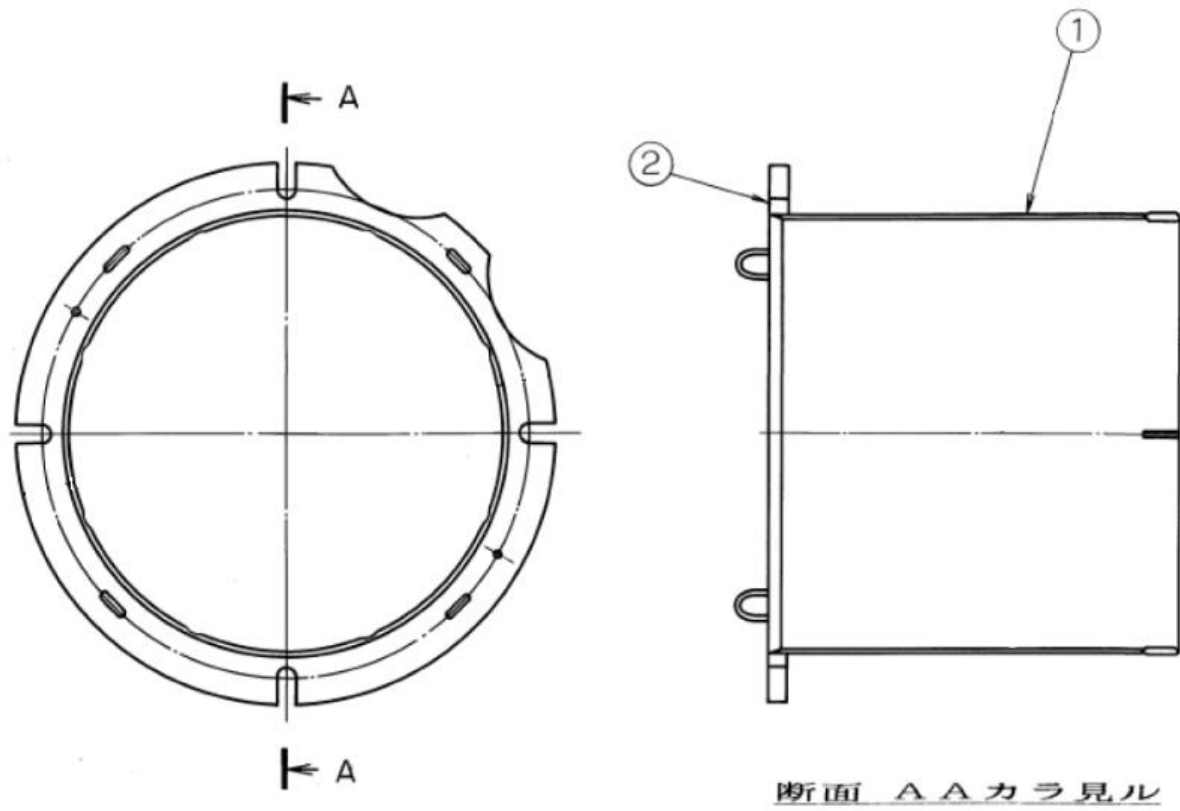
図-4-1.6 制御棒案内管の概略図



断面 A A

1	ベースプレート	1	SUS304
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.7 ベースプレートの概略図



断面 A Aカラ見ル

2	上板	1	A5052P-0
1	胴板	1	A5052P-0
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.8 反射体押えの概略図

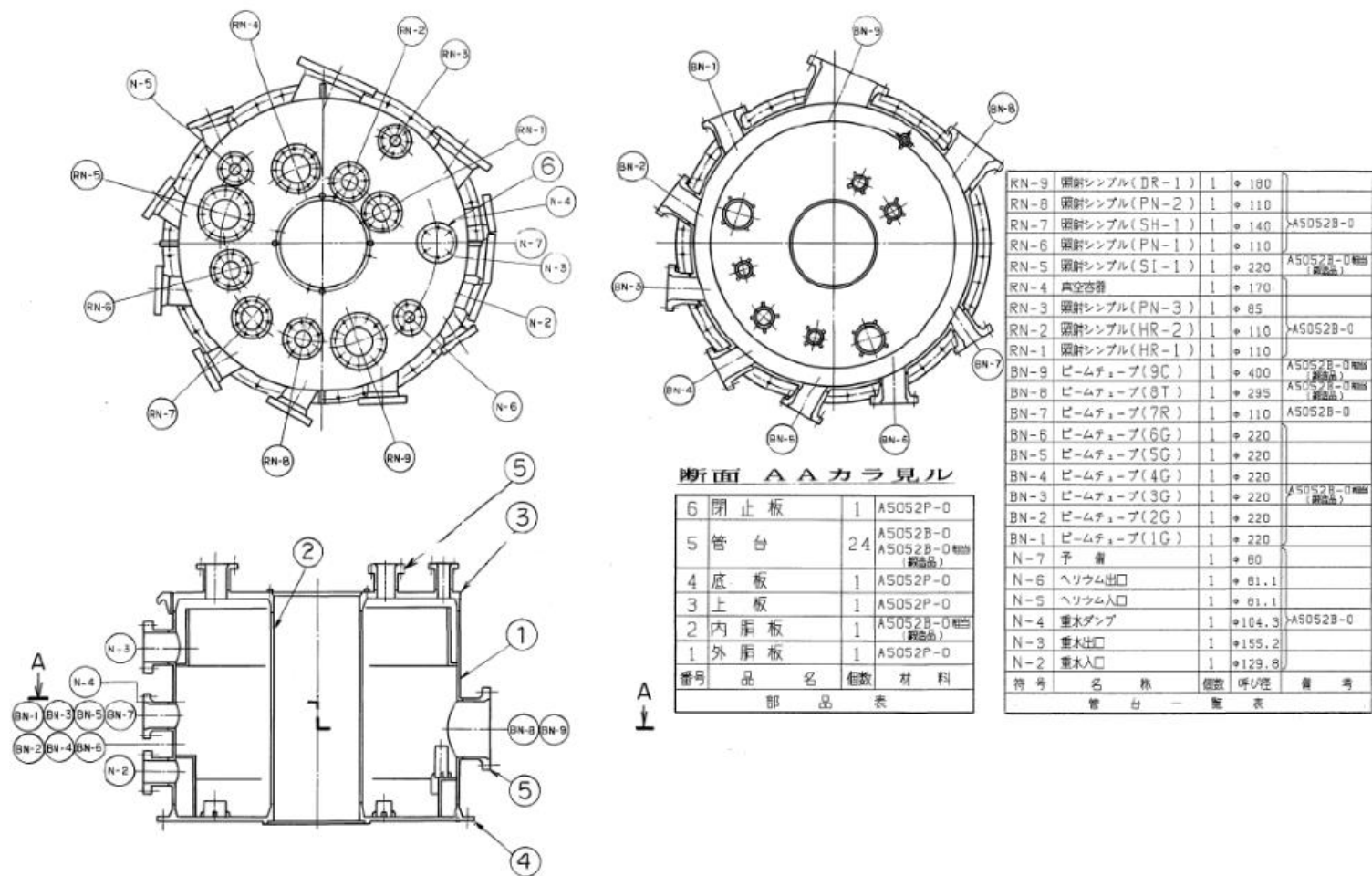
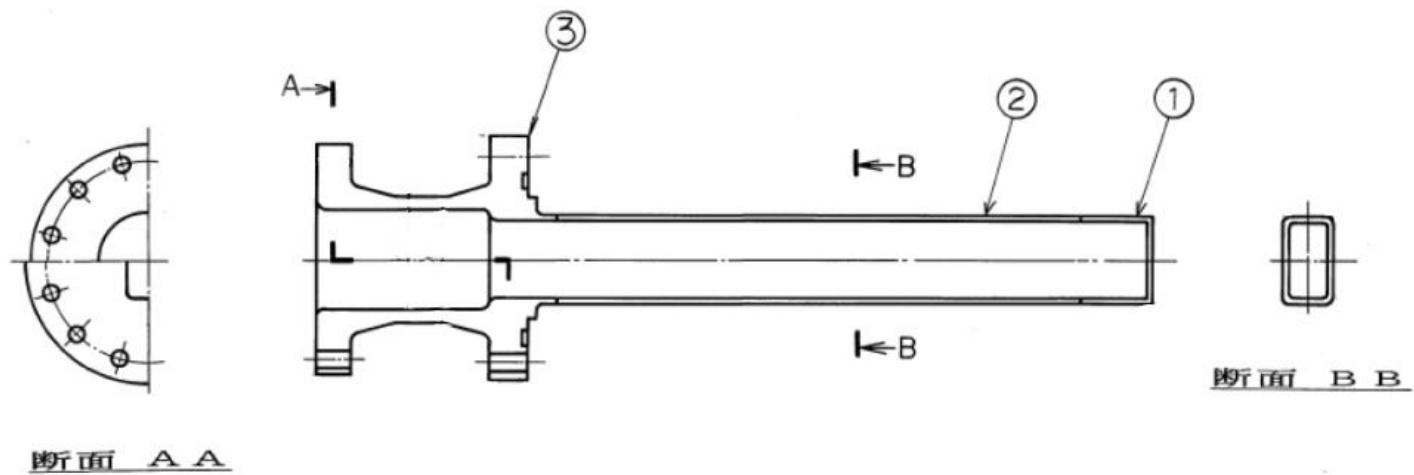


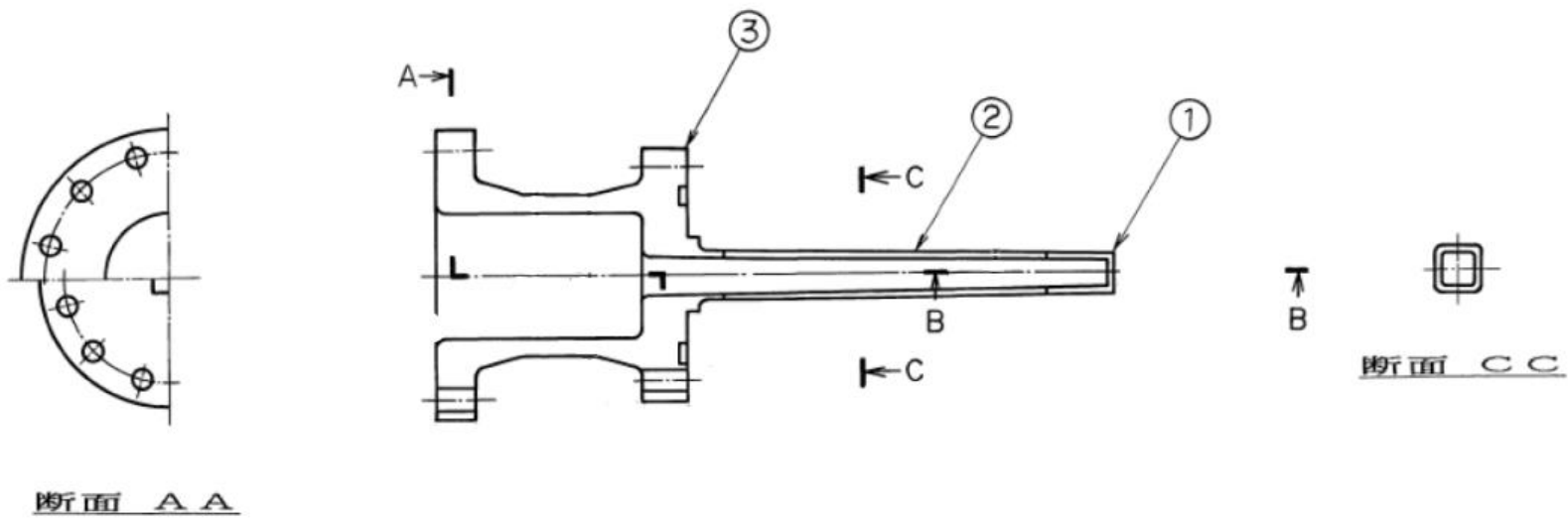
図-4-1.9 重水タンク本体の概略図



A→

3	フランジ	1	A5052B-0相当 (鋼品)
2	角管	1	A5052T-0
1	端柱	1	A5052B-0
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.10 ビームチューブ（1G～6G）の概略図



3	フランジ	1	A5052B-0 相当 (新製品)
2	テーパ角管	1	A5052B-0
1	端 栓	1	A5052B-0
番号	品 名	個数	材 料
部 品 表			

図-4-1.11 ビームチューブ（7R）の概略図

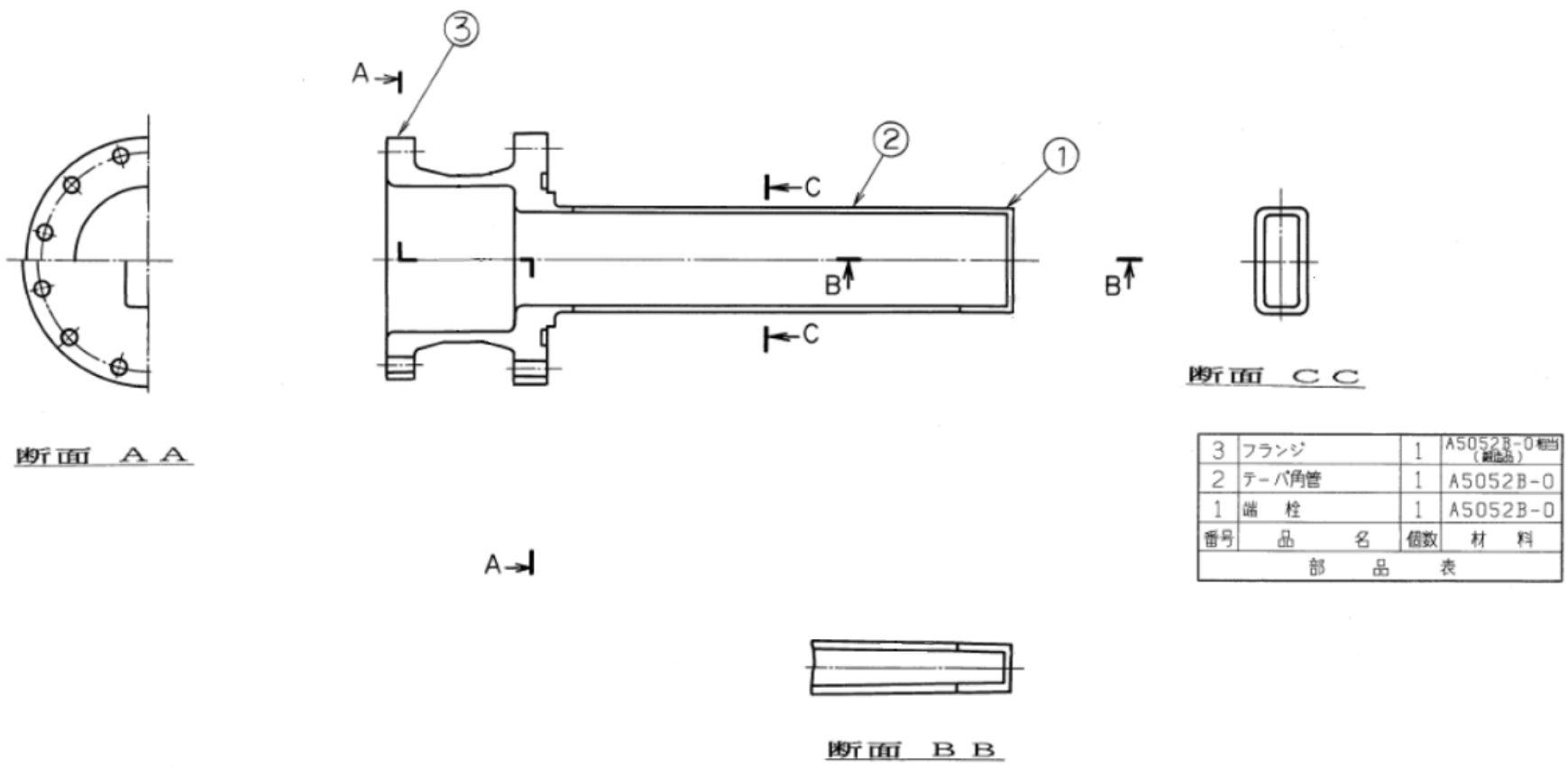


図-4-1.12 ビームチューブ (8 T) の概略図

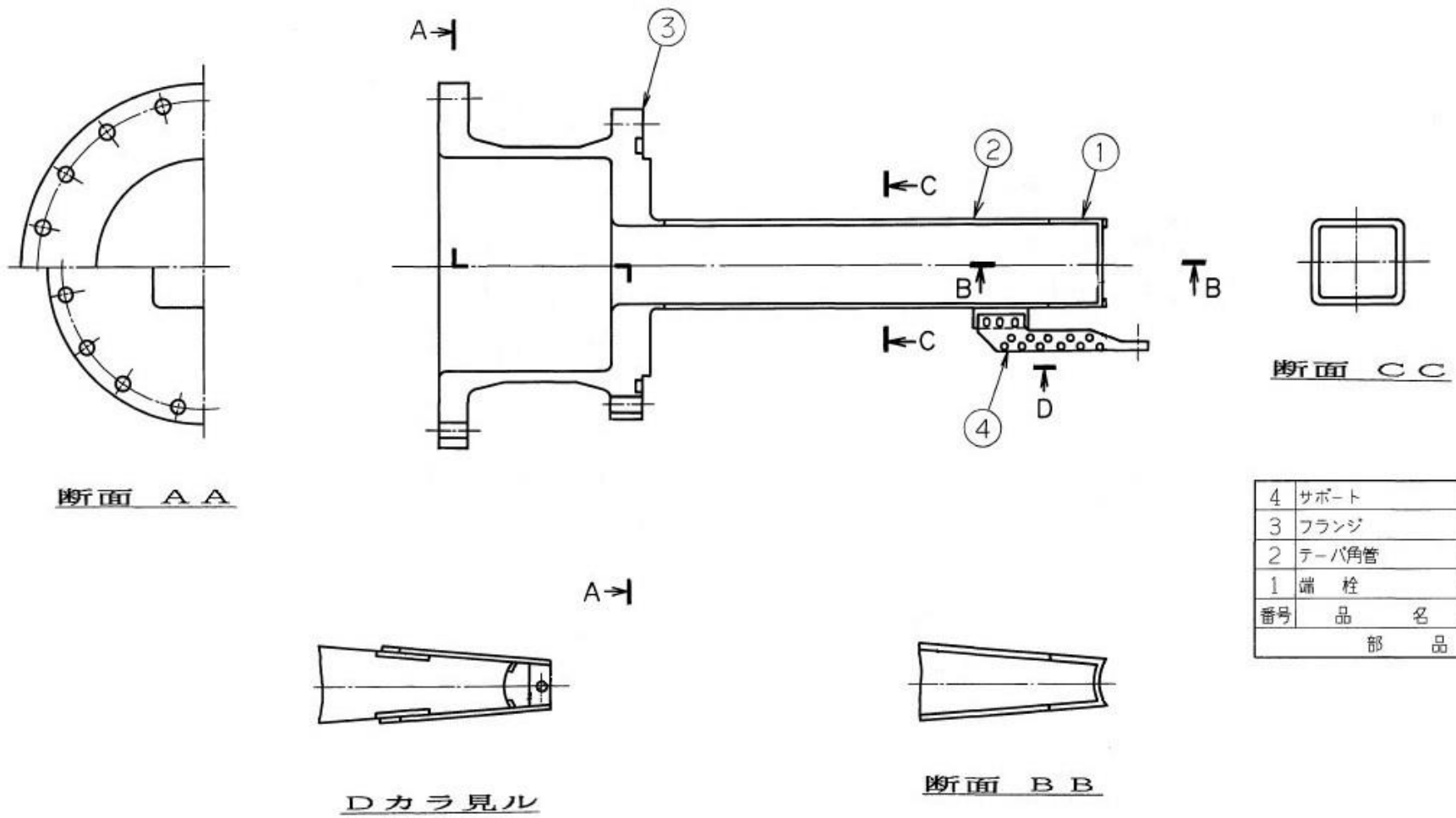
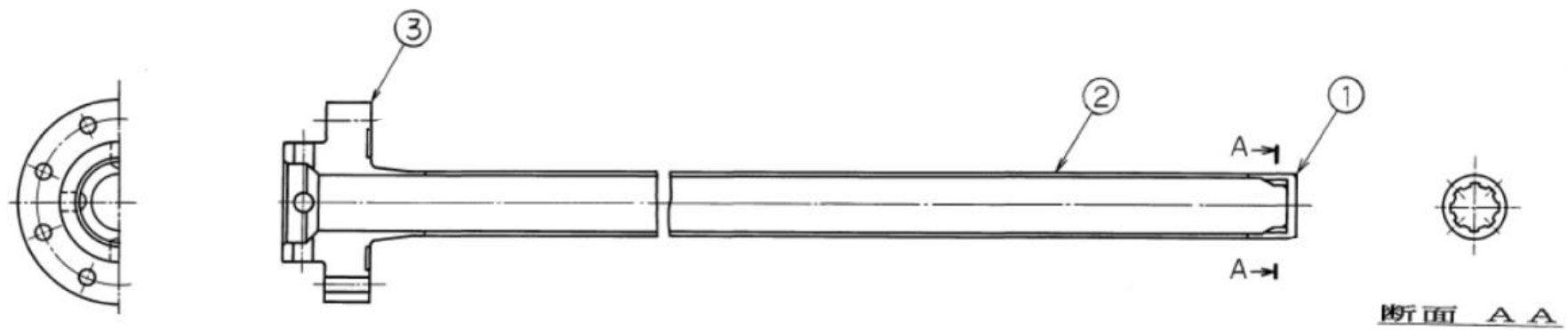
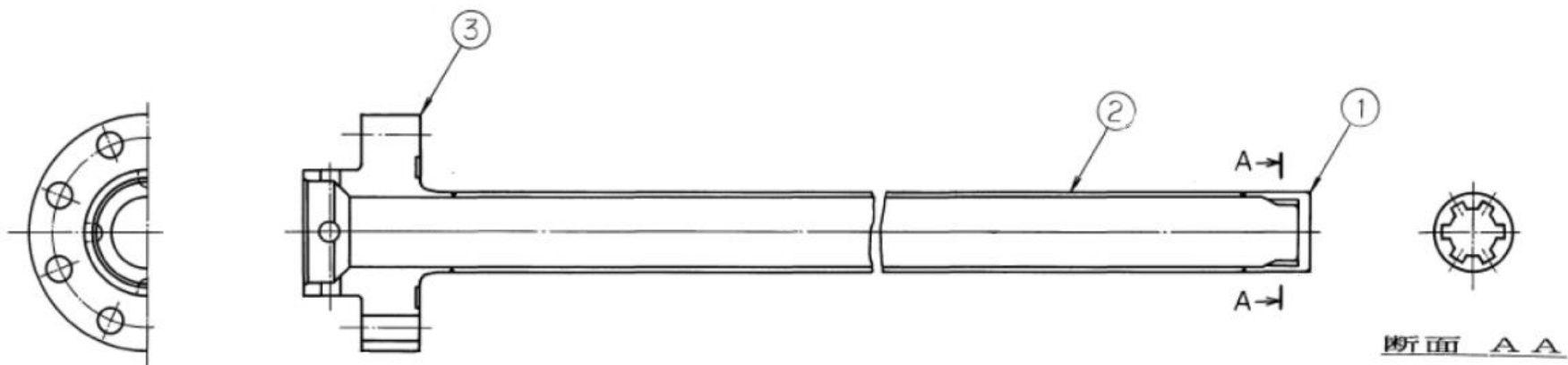


図-4-1.13 ビームチューブ (9C) の概略図



3	フランジ	1	A5052B-0
2	胴板	1	A5052T-0
1	底板	1	A5052B-0
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.14 照射シンプル (HR-1、HR-2、PN-1、PN-2) の概略図



3	フランジ	1	A5052B-0
2	胴板	1	A5052T-0
1	底板	1	A5052B-0
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.15 照射シールド（PN-3）の概略図

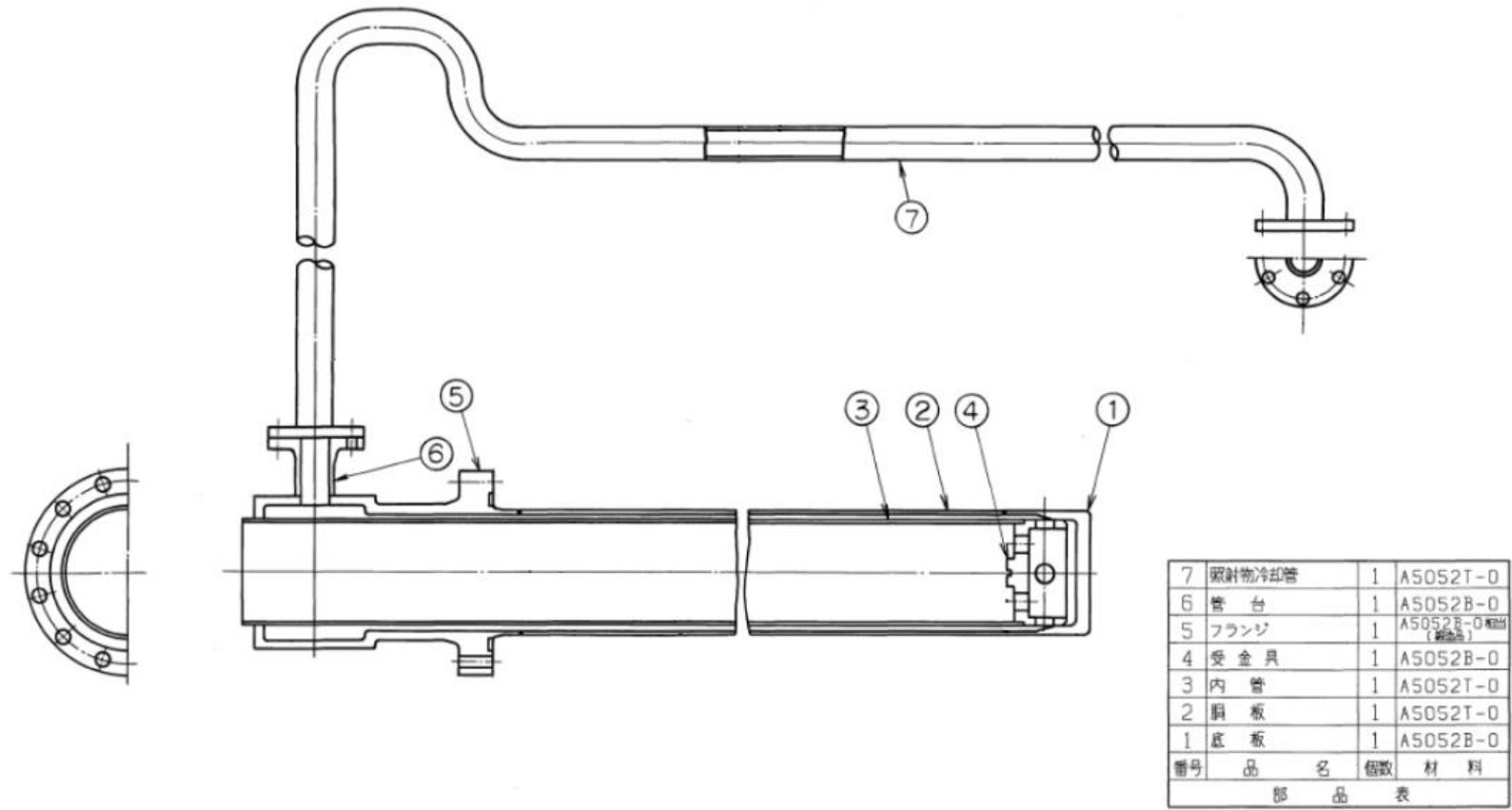


図-4-1.16 照射シンプル (S I - 1) の概略図

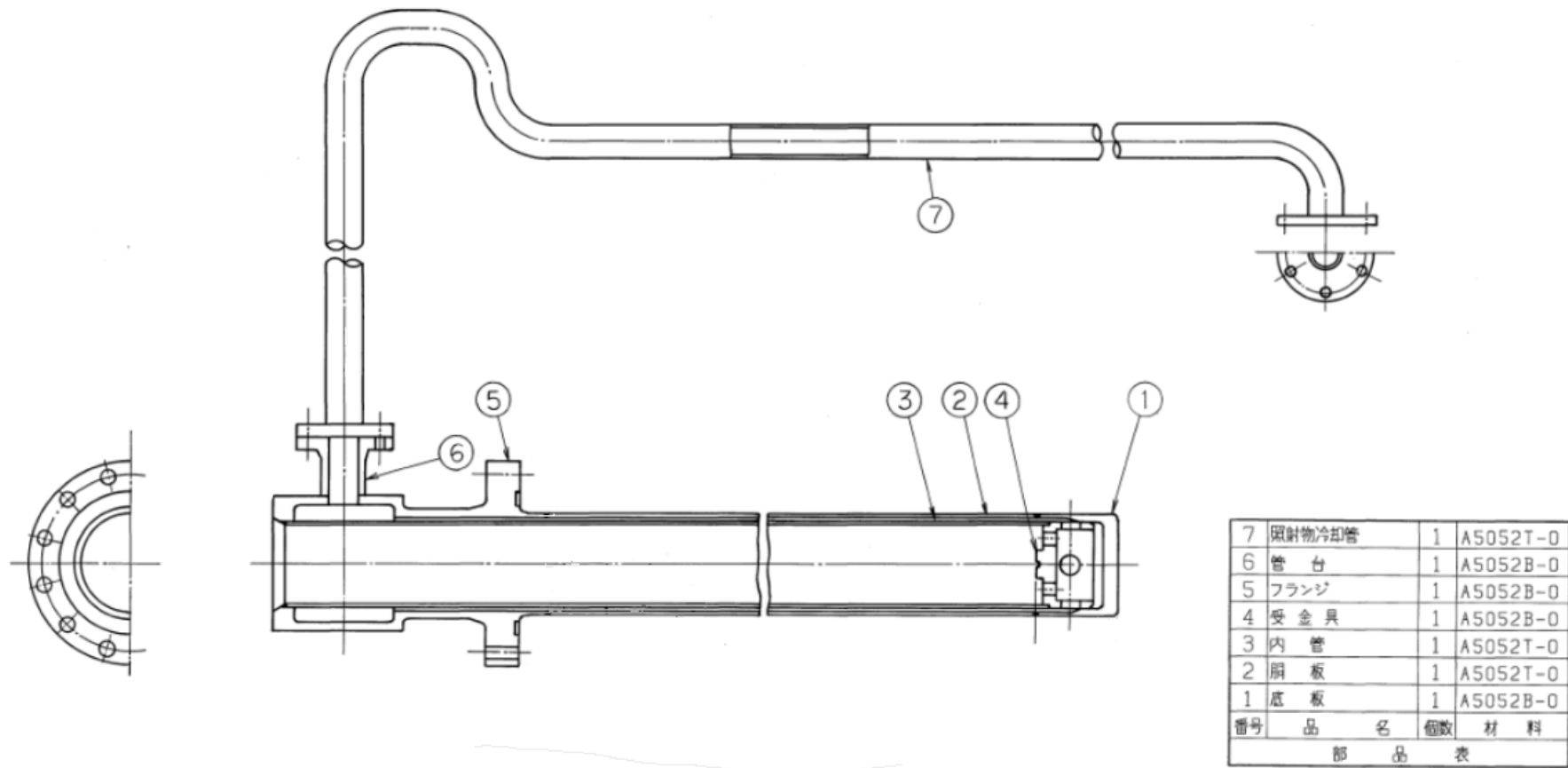


図-4-1.17 照射シンプル (DR-1) の概略図

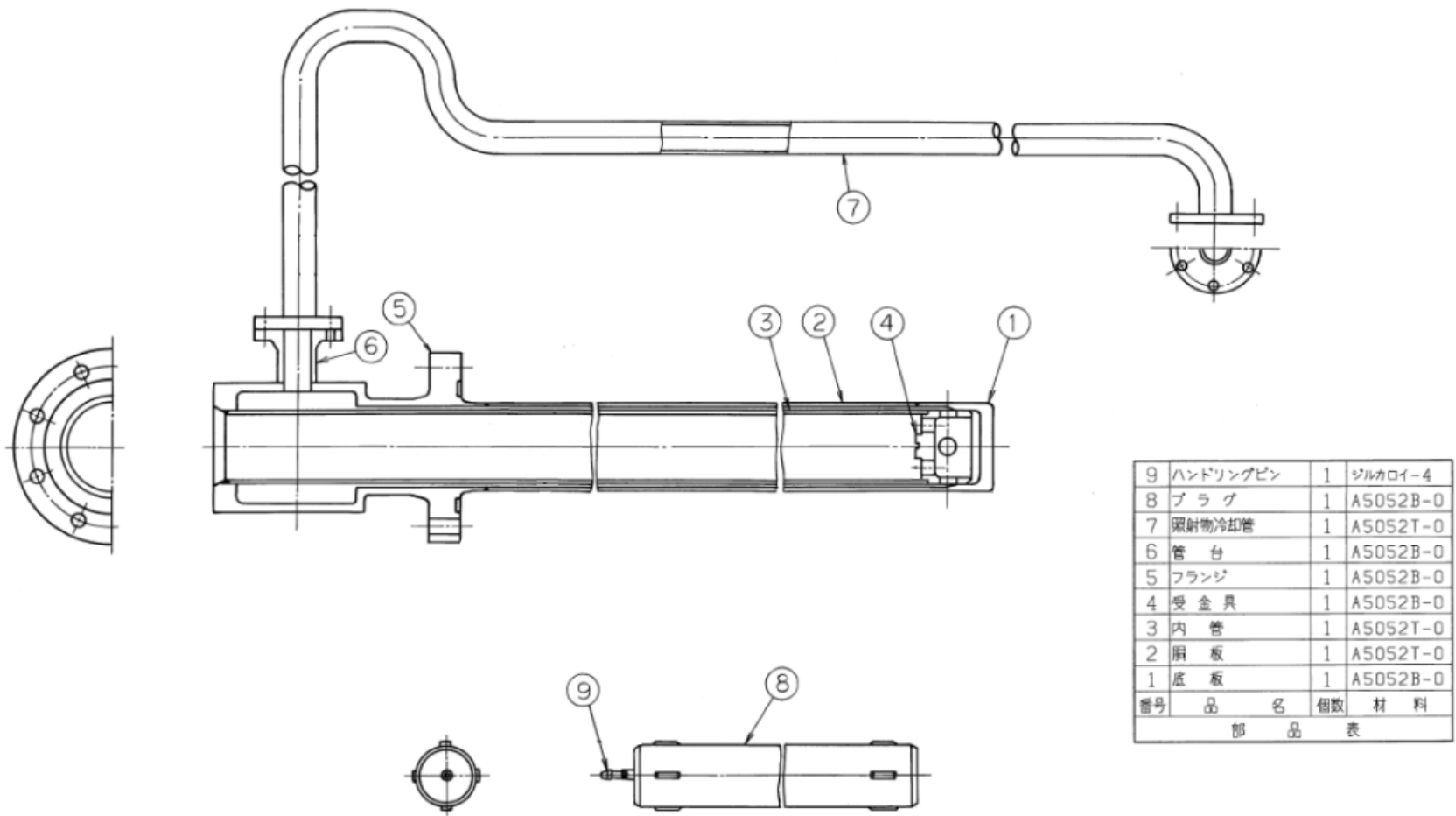
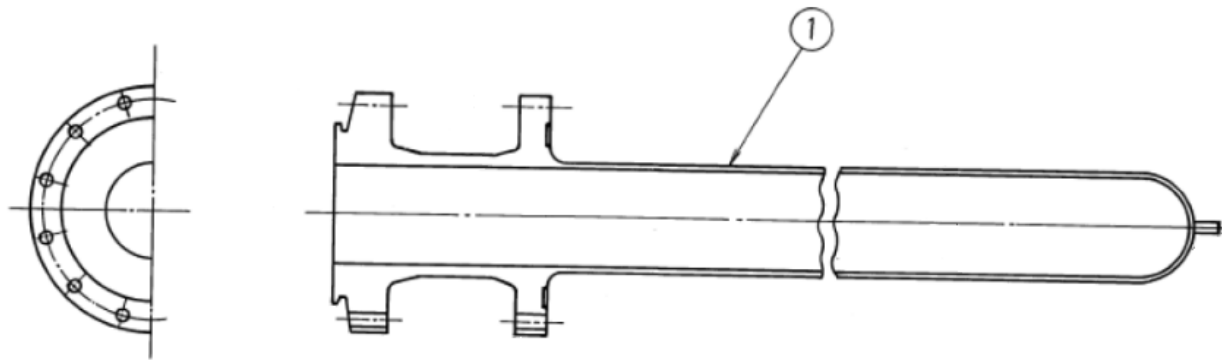


図-4-1.18 照射シンプル (SH-1) の概略図



1	真空容器	1	A6061F-T6
番号	品名	個数	材料
部品表			

図-4-1.19 真空容器の概略図

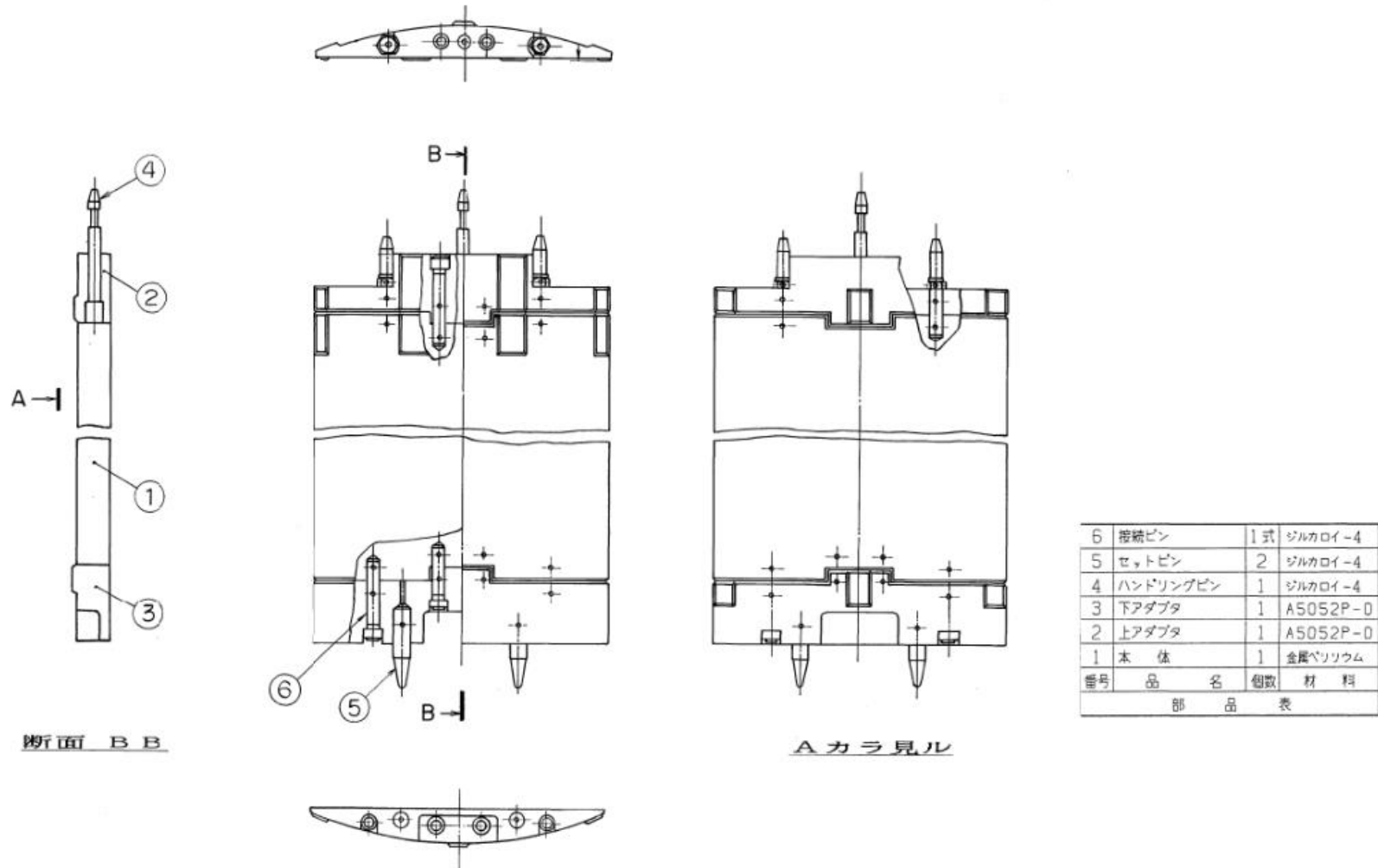


図-4-1.20 ベリリウム反射体（A型）の概略図

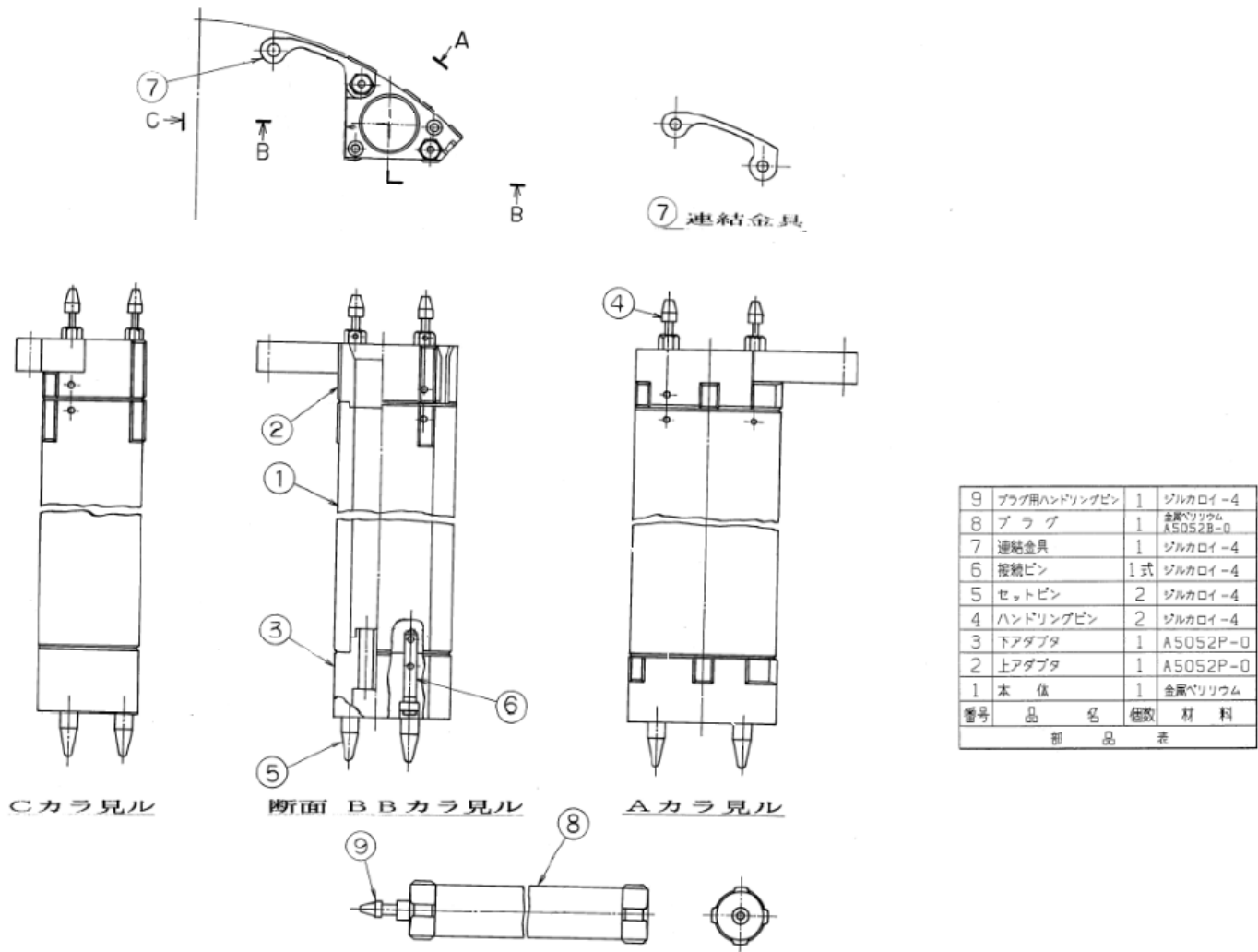


図-4-1.21 ベリリウム反射体（B型）の概略図

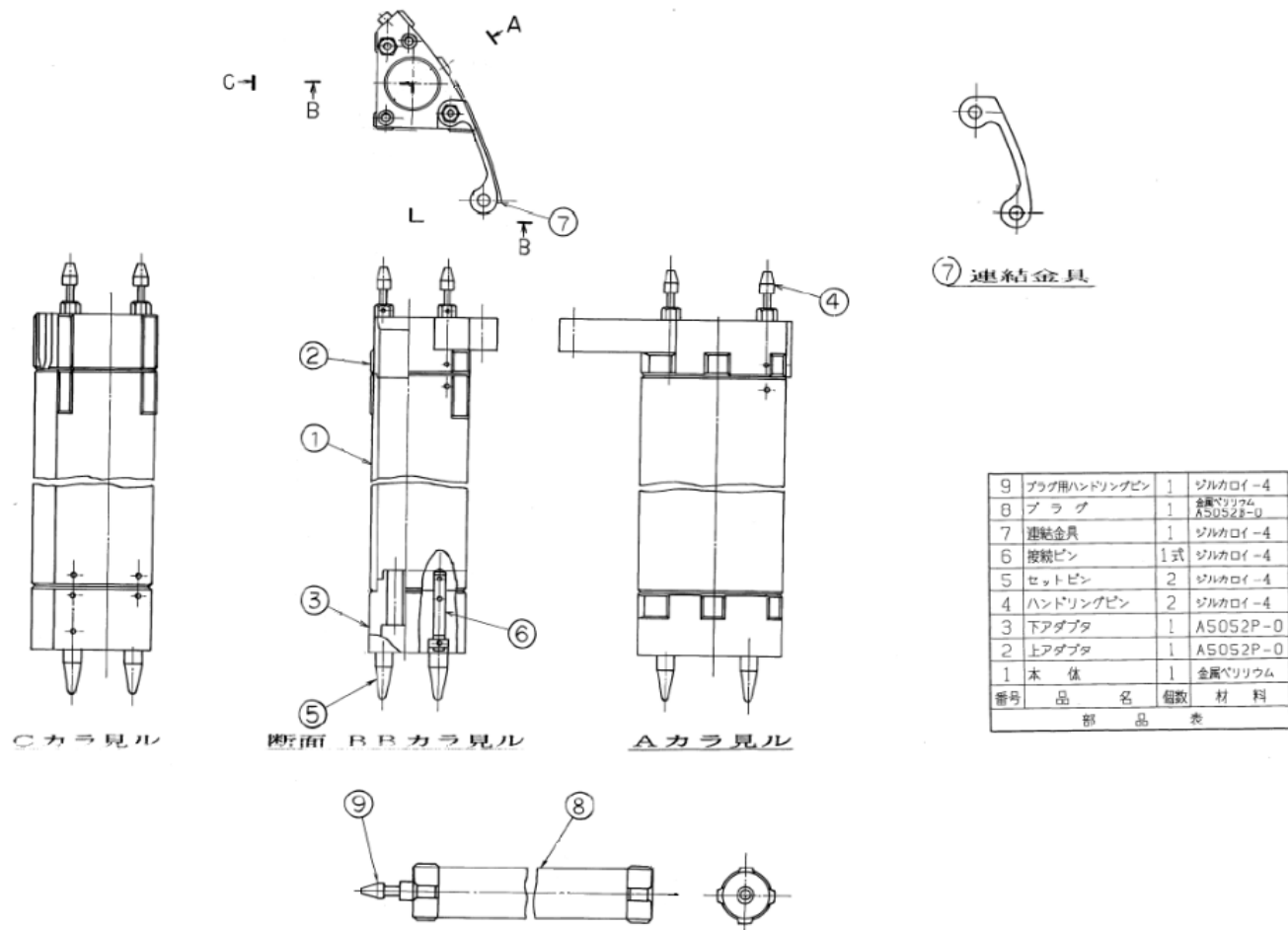
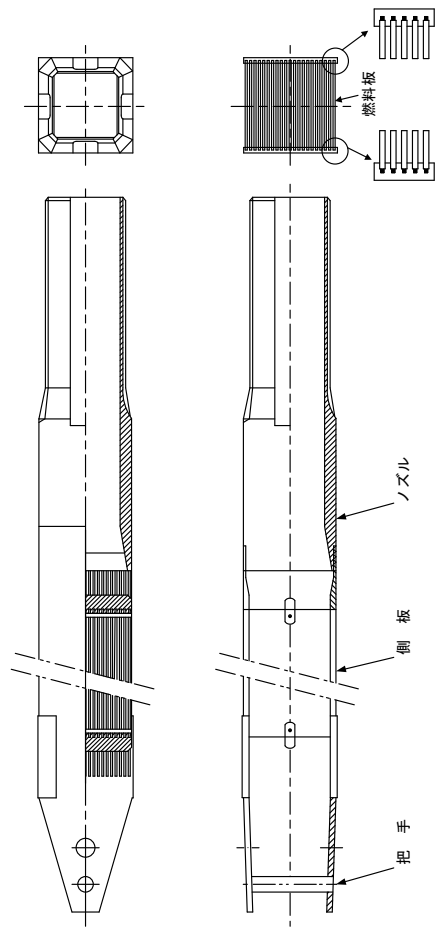
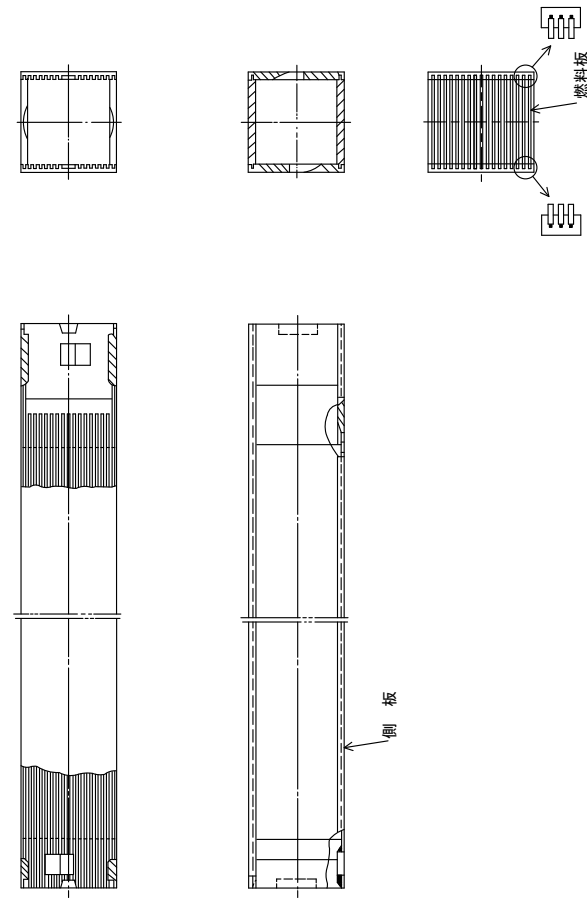


図-4-1.22 ベリリウム反射体 (C型) の概略図



標準型燃料要素



フォロー型燃料要素

図-4-1.23 燃料体の概略図

5. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の
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の方法と「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」に掲げる技術上の基準との適合性は、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	
第一章 総則				
第一条	適用範囲	—	—	—
第二条	定義	—	—	—
第三条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	—	—	—
第四条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	無	—	—
第五条	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項、第2項	別添-1に示すとおり
第七条	津波による損傷の防止	無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—	—
第九条	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	—	—
第十条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—	—
第十一条	機能の確認等	無	—	—
第十二条	材料及び構造	無	—	—
第十三条	安全弁等	無	—	—
第十四条	逆止め弁	無	—	—
第十五条	放射性物質による汚染の防止	無	—	—
第十六条	遮蔽等	無	—	—
第十七条	換気設備	無	—	—
第二章 試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設				
第十八条	適用	無	—	—
第十九条	溢（いつ）水による損傷の防止	無	—	—
第二十条	安全避難通路等	無	—	—
第二十一条	安全設備	無	—	—
第二十二条	炉心等	無	—	—
第二十三条	熱遮蔽材	無	—	—
第二十四条	一次冷却材	無	—	—
第二十五条	核燃料物質取扱設備	無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—	—
第二十七条	一次冷却材処理装置	無	—	—
第二十八条	冷却設備等	無	—	—
第二十九条	液位の保持等	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第三十条	計測設備	無	—	—
第三十一条	放射線管理施設	無	—	—
第三十二条	安全保護回路	無	—	—
第三十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	無	—	—
第三十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第三十六条	保管廃棄設備	無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	無	—	—
第三十八条	実験設備等	無	—	—
第三十九条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第四十条	保安電源設備	無	—	—
第四十一条	警報装置	無	—	—
第四十二条	通信連絡設備等	無	—	—
第四十三条 ～第五十二条	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	該当無し	—	—
第五十三条 ～第五十九条	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	該当無し	—	—
第六十条 ～第七十条	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	該当無し	—	—
第七十一条	電磁的記録媒体による手続	該当無し	—	—

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ものでなければならない。

- 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言う。以下この条において同じ。）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って作用する地震力（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ものでなければならない。
- 3 耐震重要施設は、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ものでなければならない。

1. 本申請に係る原子炉プール等及び原子炉本体は、地震により発生するおそれのある公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じた耐震性を有する構造となっている。
2. 本申請に係る原子炉プール等及び原子炉本体は、原子炉設置変更許可申請書別冊3添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計されている。
3. 本申請に係る原子炉プール等及び原子炉本体が設置されている原子炉建家周辺には、基準地震動による地震力に対して、耐震重要施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こす斜面がないため、原子炉プール等及び原子炉本体の安全性が損なわれるおそれがない。

6. 申請に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

6－1．耐震評価に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

本申請のうち、耐震評価に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（別冊3本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全への影響を考慮して、耐震設計上の区分をするとともに、適切な設計用地震力に十分耐えられるように、次の方針に基づき設計を行う。</p> <p>a. 原子炉施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。</p>	<p>添付書類1. 耐震性に関する説明書（以下「添付書類1」という。）</p> <p>1. 耐震設計の基本方針</p> <p>(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。</p> <p>添付書類1</p> <p>2. 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(1) 分類の原則</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）の記載に従い、安全上の重要度及び地震による機能喪失の影響の程度を考慮し、耐震重要度を分類する方針としているため整合している。</p> <p>許可申請書の記載に従い耐震重要度をSクラス、Bクラス、Cクラスに分類しているため整合している。</p>

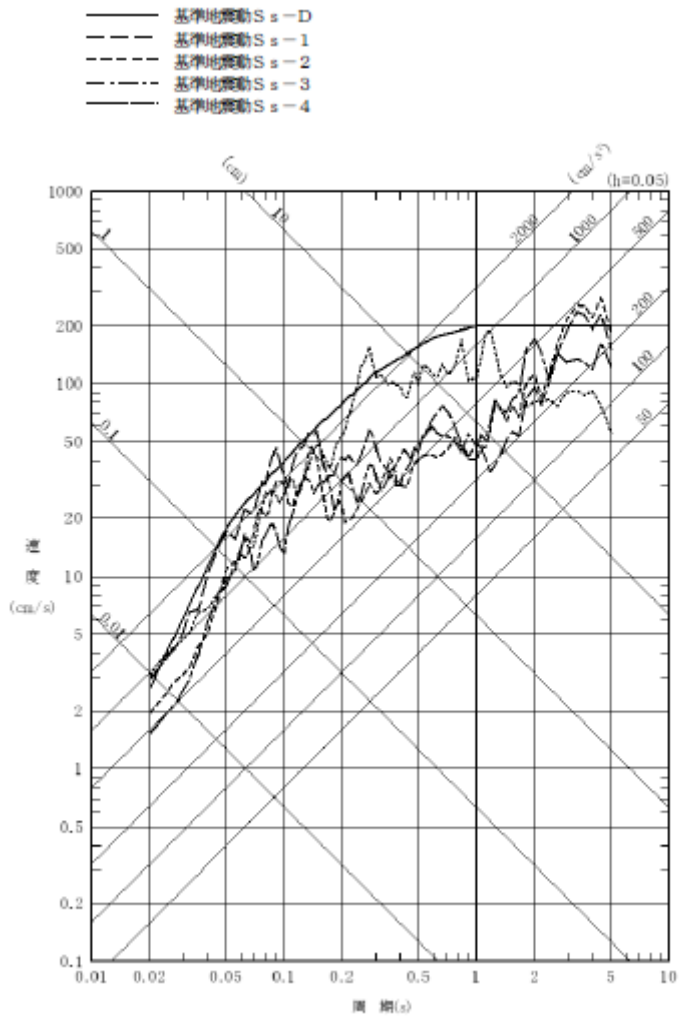
原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全への影響を考慮して、耐震設計上の区分をするとともに、適切な設計用地震力に十分耐えられるように、次の方針に基づき設計を行う。</p> <p>a. 原子炉施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。</p>	<p>3. 地震力の算定法</p> <p>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。</p> <p>(1) 静的地震力</p> <p>a. 建物・構築物</p> <p>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。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>b. 機器・配管系</p> <p>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。</p> <p>(2) 動的地震力</p>	<p>許可申請書の記載に従い、各クラスに適切に地震力を作用させ、それに耐えるよう設計しているため、整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>e. Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、Sクラスの施設は、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする。</p>	<p>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、JRR-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。</p> <p>添付書類 1 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。</p> <p>(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</p>	<p>整合性</p> <p>許可申請書の記載に従い適切に許容限界を定めているため、整合している。</p>

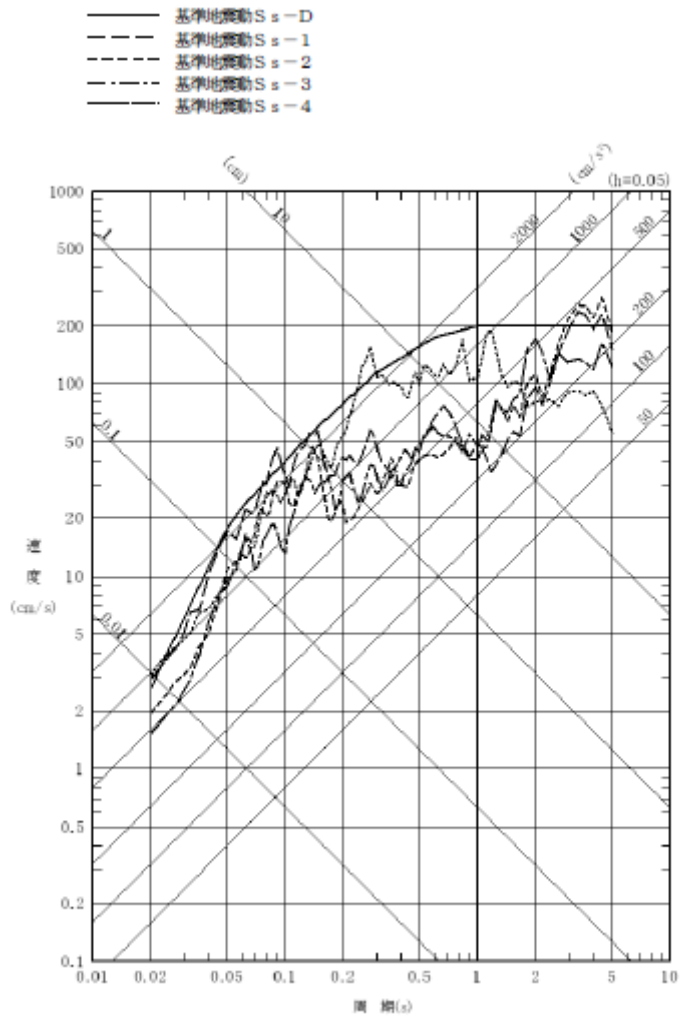
原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>g. Sクラスの施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。</p> <p>h. Sクラスに属する施設を有する原子炉施設の周辺斜面は、基準地震動による地震力に対して、施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こすおそれがないものとする。</p>	<p>次増大していくとき、その変形、又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とする。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管</p> <p>(a) 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 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。</p> <p>(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。</p> <p>添付書類 1</p> <p>2. 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(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。</p> <p>添付書類 5. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」との適合性</p> <p>3. 本申請に係る原子炉プール等及び原子炉本体が設置されて</p>	<p>許可申請書の記載に従い S クラス施設は、下位クラス施設からの波及的影響によって、安全機能を損なわないよう設計するとしているため、整合している。</p> <p>許可申請書の記載から基準地震動により崩壊を起こす</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動を考慮して、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定する。策定した基準地震動 S_s の応答スペクトルを第 1 図に、時刻歴波形を第 2 図及び第 3 図に示す。</p>	<p>いる原子炉建家周辺には、基準地震動による地震力に対して、耐震重要施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こす斜面がないため、原子炉プール等及び原子炉本体の安全性が損なわれるおそれがない。</p> <p>添付書類 1 3. 地震力の算定法 (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、JRR-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。</p>	<p>斜面は周辺にないとするため、整合している。</p> <p>評価に用いる敷地の解放基盤表面における基準地震動は、許可申請書に記載されたものを用いるため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3本文）



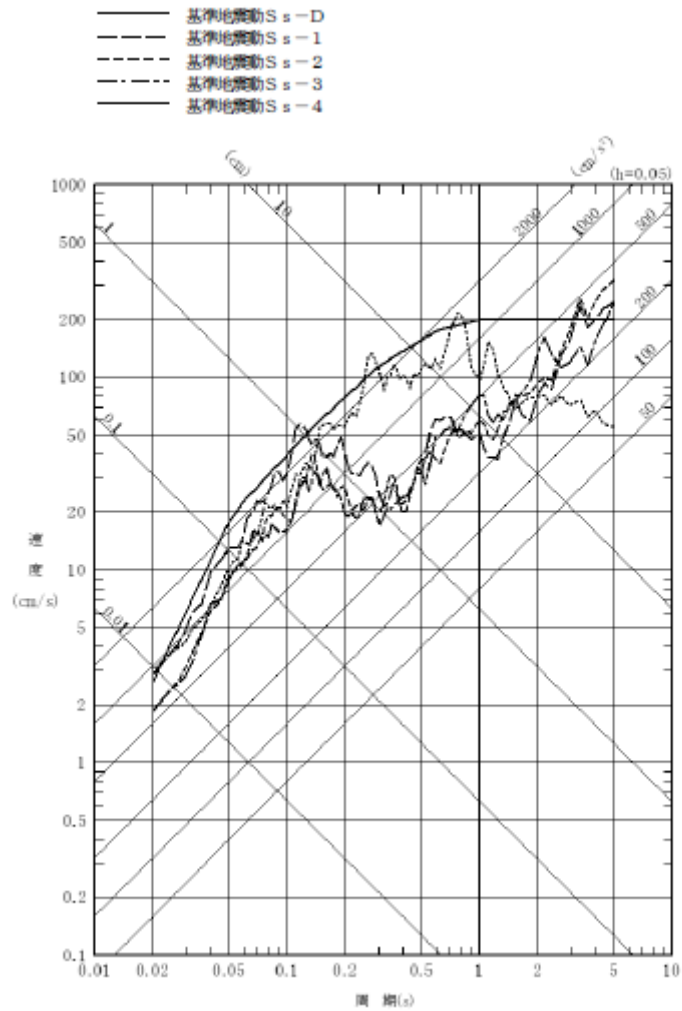
設計及び工事の計画の認可申請書



整合性

第1図 (1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：NS 成分）

図1-1 (1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：NS 成分）



第 1 図 (2) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：EW 成分）

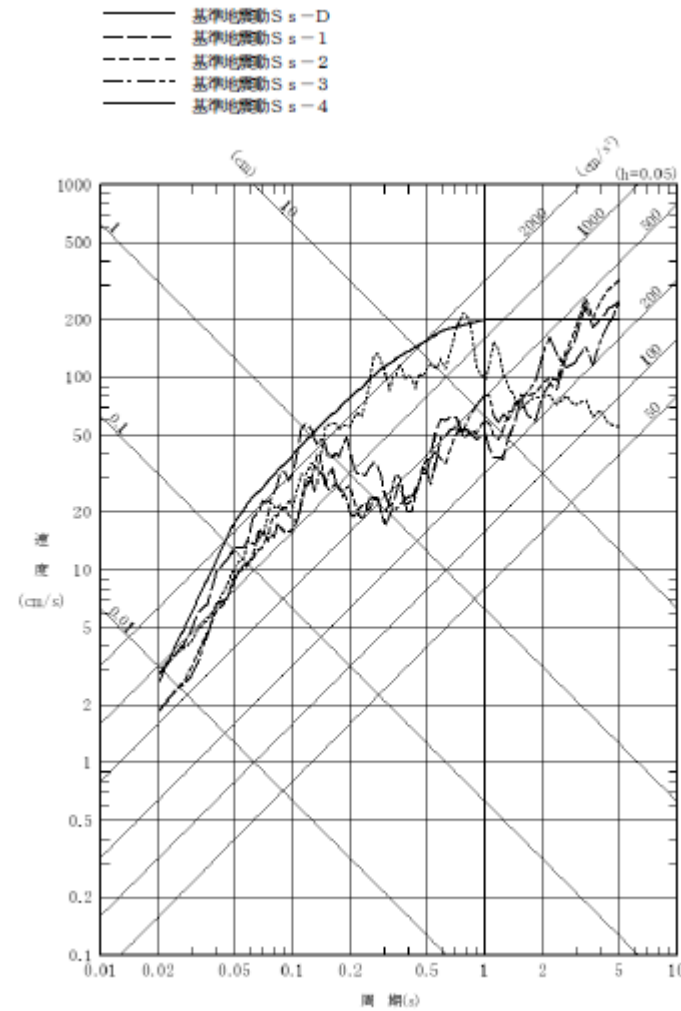
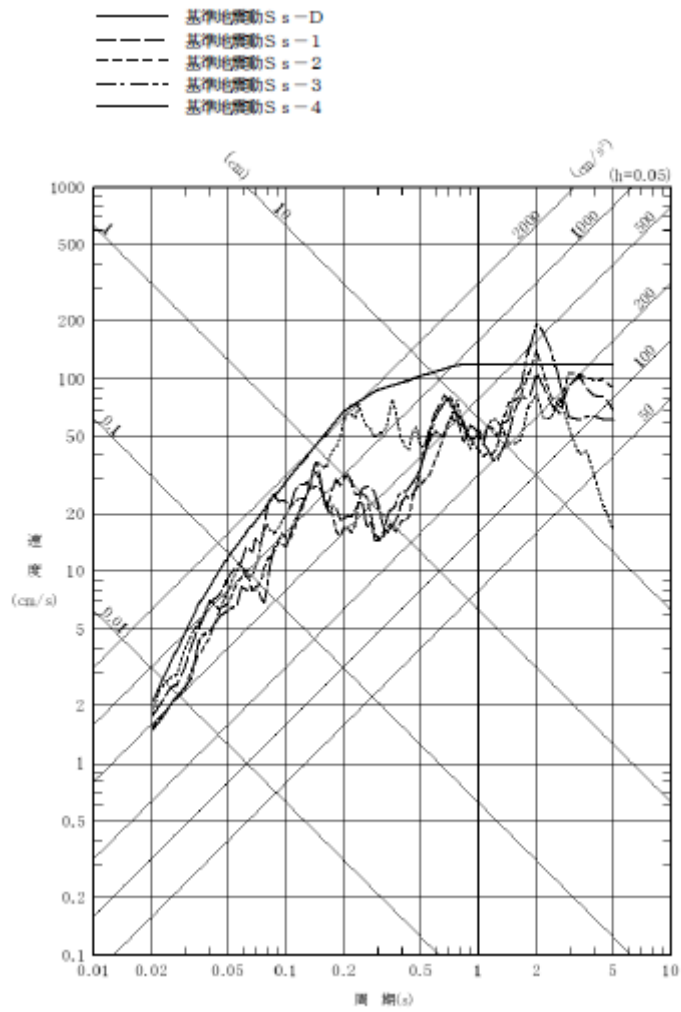


図 1-1 (2) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：EW 成分）



第1図(3) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（鉛直方向：UD成分）

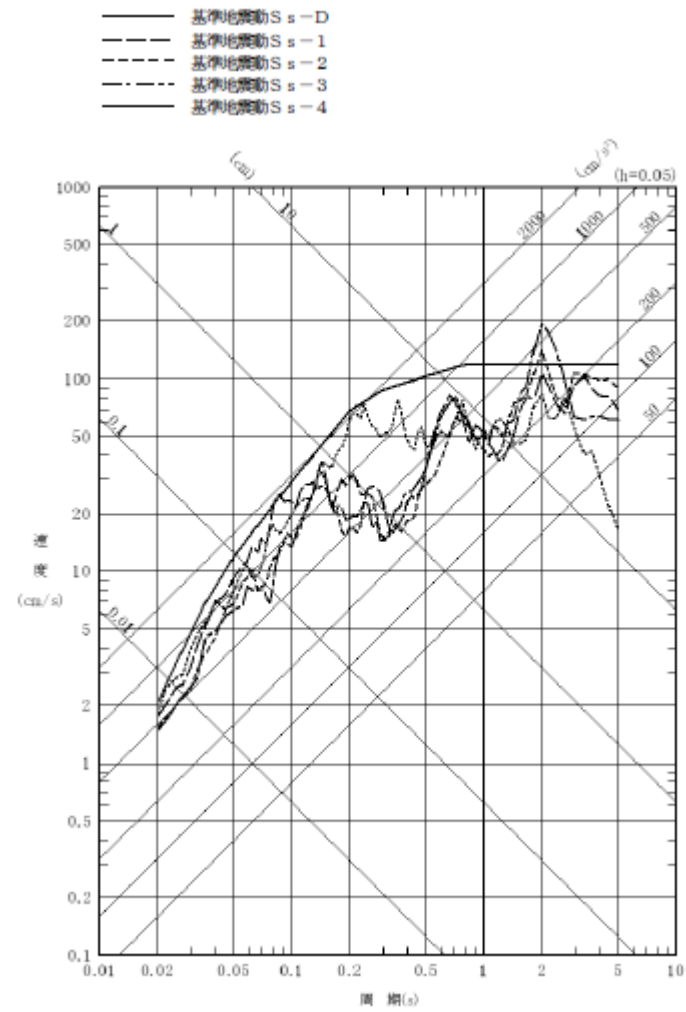
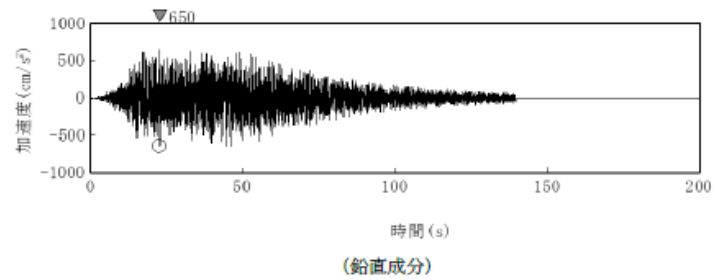
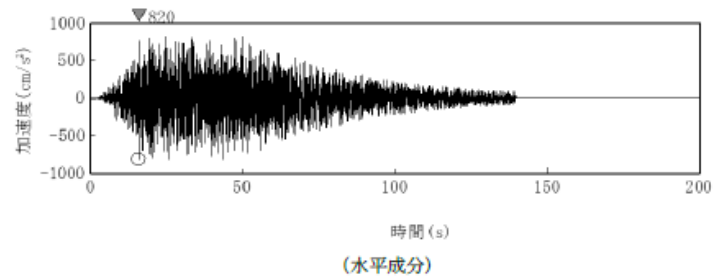


図1-1(3) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（鉛直方向：UD成分）

原子炉設置変更許可申請書 (別冊 3 本文)



第 2 図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

設計及び工事の計画の認可申請書

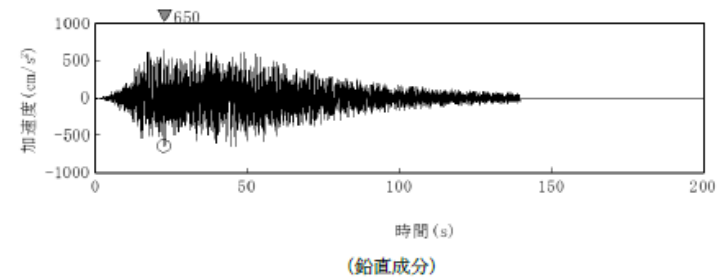
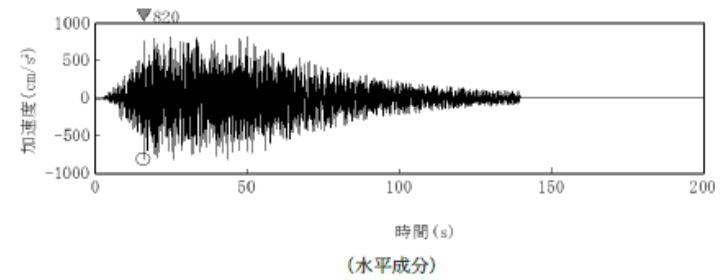


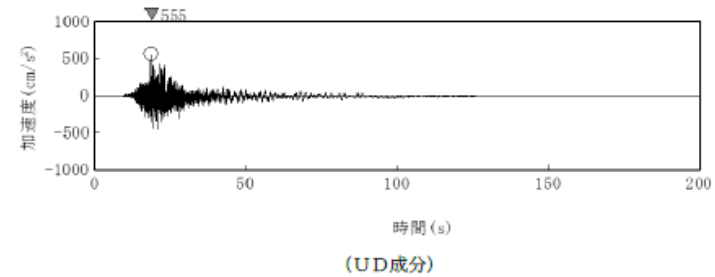
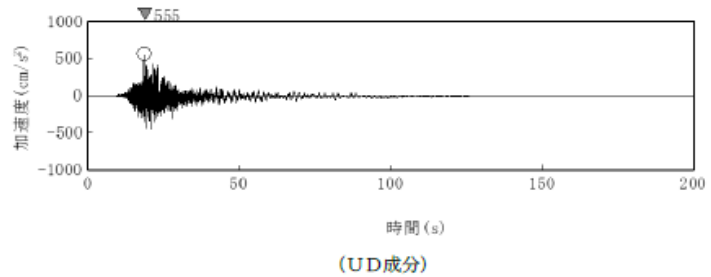
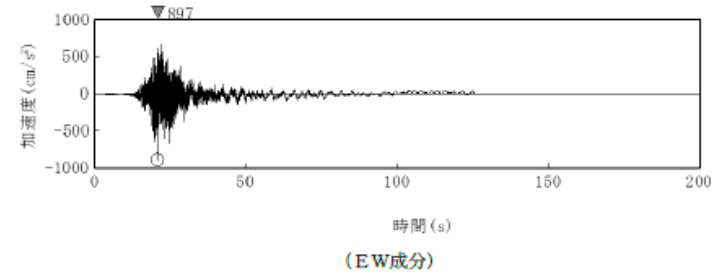
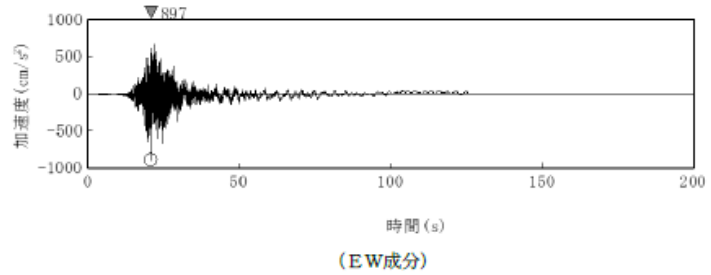
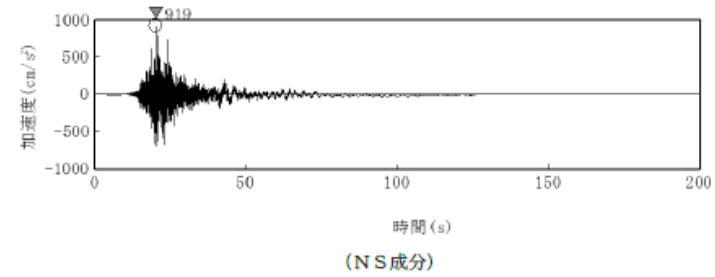
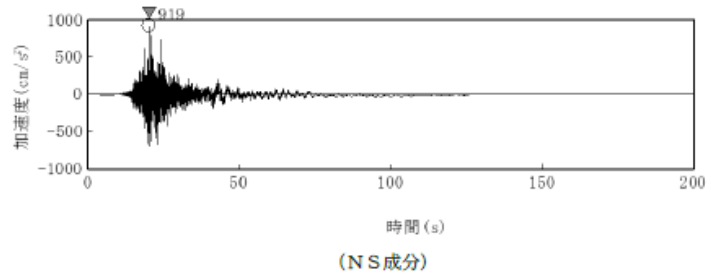
図 1-2 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

整合性

原子炉設置変更許可申請書（別冊3本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

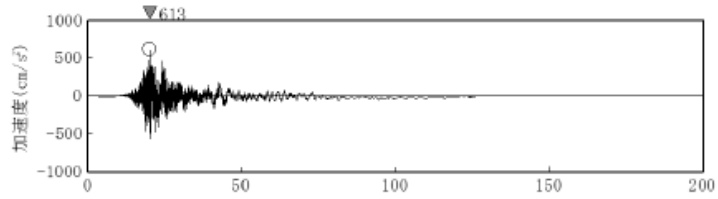
整合性



第3図(1) 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

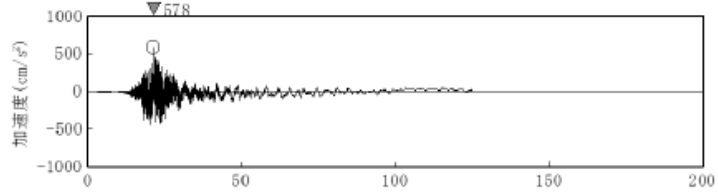
図1-3(1) 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

原子炉設置変更許可申請書 (別冊 3 本文)



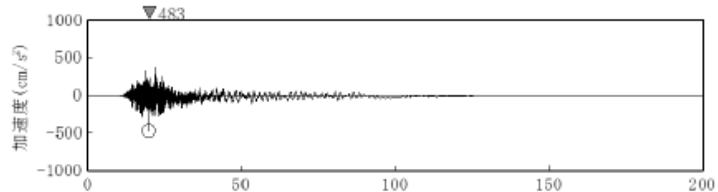
時間 (s)

(NS成分)



時間 (s)

(EW成分)

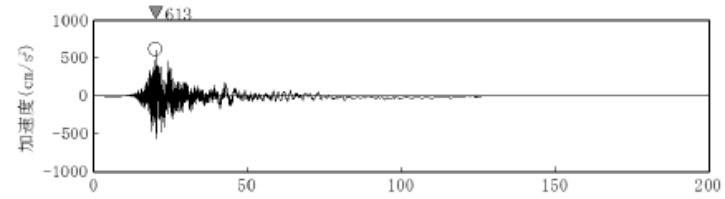


時間 (s)

(UD成分)

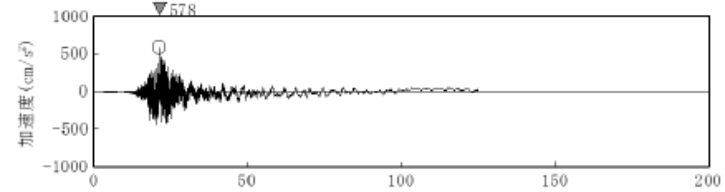
第 3 図 (2) 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

設計及び工事の計画の認可申請書



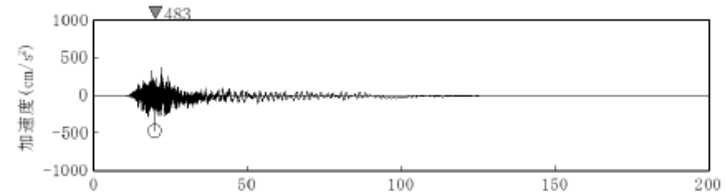
時間 (s)

(NS成分)



時間 (s)

(EW成分)



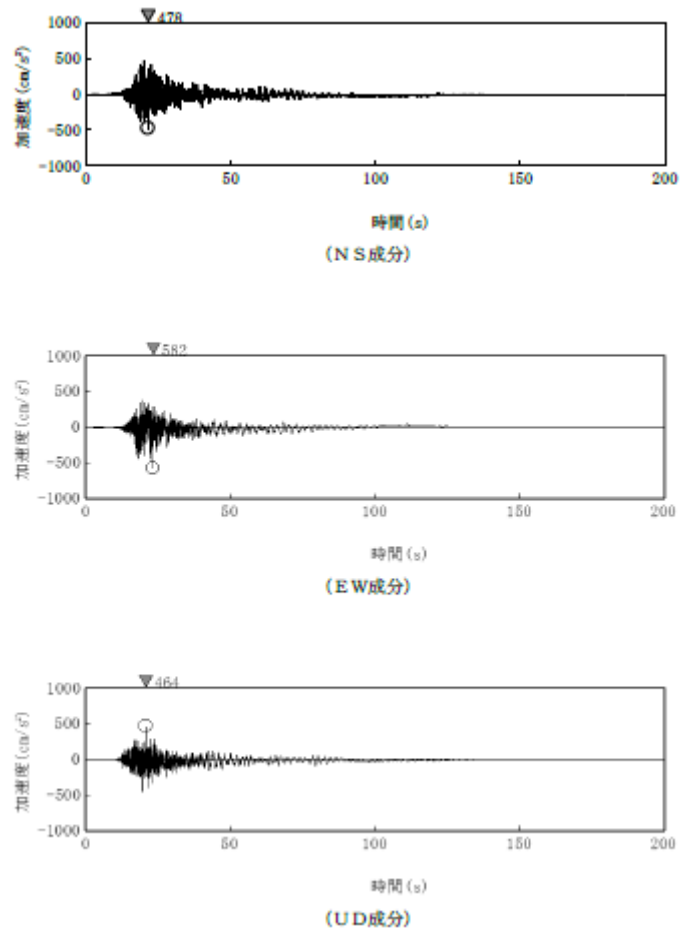
時間 (s)

(UD成分)

図 1-3 (2) 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

整合性

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）



第 3 図 (3) 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

設計及び工事の計画の認可申請書

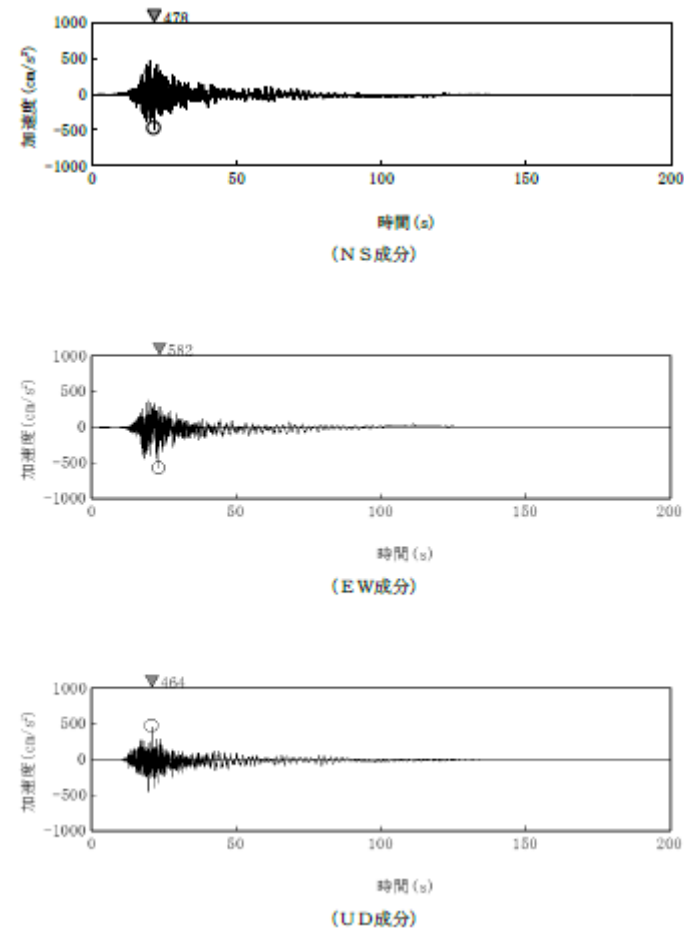


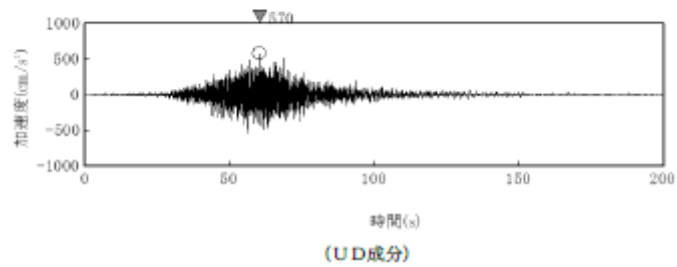
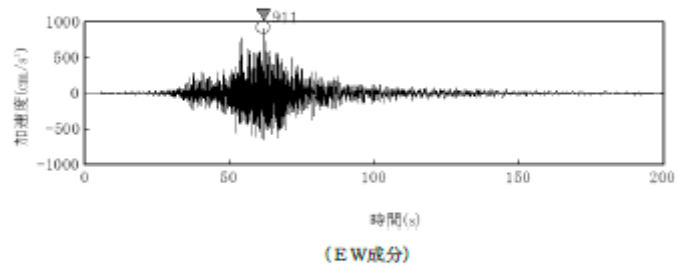
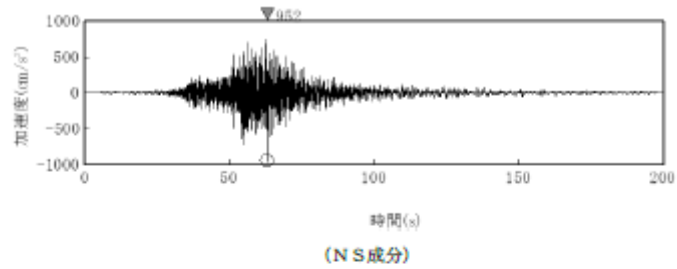
図 1-3 (3) 基準地震動 Ss-3 の時刻歴波形

整合性

原子炉設置変更許可申請書（別冊3本文）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性



第3図(4) 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

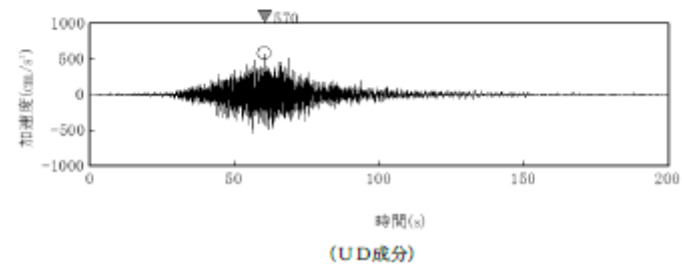
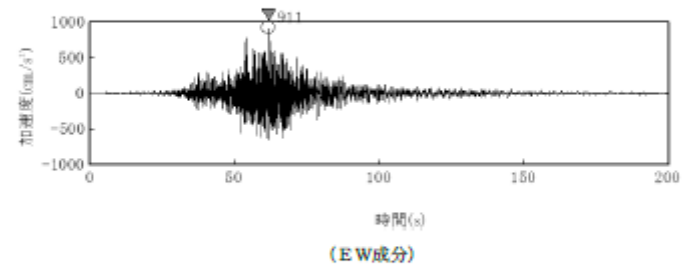
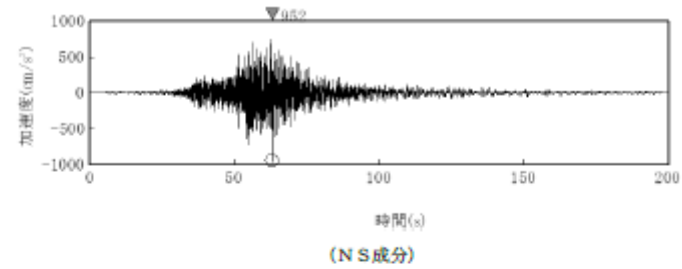


図1-3(4) 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>原子炉本体は、炉心及び炉心構造物で構成する。炉心は、燃料要素、制御棒（フォロワ型燃料要素付）、照射筒、ベリリウム反射体等で構成し、その形状は円筒形を成す。炉心構造物は、炉心構造体、重水タンク等で構成する。炉心構造体の一部には、1次冷却材出口配管を取り付ける。原子炉本体は、原子炉プール底部に設置する。</p> <p>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>(i) 構造</p> <p>炉心は、燃料要素（26体）、制御棒（6体）、照射筒（5体）及びベリリウム反射体等で構成する。これらの炉心構成要素を格子板上に配列し、その荷重を格子板及び格子板支持胴を介して原子炉プール底面で支持する構造とする。制御棒案内管は、炉心部及び格子板支持胴を貫通させ、下部遮蔽体上部において制御棒駆動機構案内管と連結する。炉心内での発生熱は、炉心上部から流入し、プレナム部出口ノズルより流出する1次冷却材によって除去する。炉心部外周を取り囲む重水タンクには、重水タンク内の発生熱を除去するための重水循環用の出入口ノズルを設ける。また、重水タンクには、照射孔ノズル、水平実験孔ノズル、重水ダンプノズル等を設ける。</p>	<p>設計及び工事の方法 第3編 炉心等の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>1.1 JRR-3 原子炉施設の原子炉本体は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(3) 減速材及び反射材</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>(5) 放射線遮蔽体</p> <p>上記のうち、(1) 炉心は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 照射筒</p> <p>ロ. 炉心構造体</p> <p>(イ) 格子板A</p> <p>(ロ) 格子板B</p> <p>(ハ) 格子板支持胴</p> <p>(ニ) プレナム</p> <p>(ホ) 制御棒案内管</p> <p>(ヘ) ベースプレート</p> <p>(ト) 反射体押え</p> <p>ハ. 重水タンク</p> <p>(イ) 重水タンク本体</p> <p>(ロ) ビームチューブ</p> <p>(ハ) 照射シンブル</p> <p>(ニ) 真空容器</p> <p>ニ. ベリリウム反射体</p> <p>上記のうち、(2) 燃料体は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 標準型燃料要素</p> <p>(イ) JRR-3 標準型燃料要素</p> <p>ロ. フォロワ型燃料要素</p>	<p>今回申請する原子炉本体の構成は、許可申請書に記載された原子炉本体の構成と整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																		
<p>(4) 原子炉容器</p> <p>(i) 構造</p> <p>a. 原子炉容器は、原子炉プール及び上部遮蔽体で構成する。原子炉プールは、円筒形の鉄筋コンクリート壁構造のプールに鋼製内張を施したものである。原子炉プールには、1次冷却材出入口用貫通孔及び各種実験孔用貫通孔等を設ける。通常運転時は、原子炉プール内に軽水を満たし、所定の水位を維持する。原子炉プール上面には、上部遮蔽体を設置する。 なお、原子炉プール底面には、制御棒駆動機構案内管用の貫通孔を設ける。</p> <p>b. 主要寸法 原子炉容器 内径 約 4.5 m 全高 約 8.5 m</p> <p>c. 主要材料 母材 ステンレス鋼及び鉄筋コンクリート</p> <p>d. 支持方法 原子炉プール底部の基礎鉄筋コンクリートにより支持する。</p> <p>e. 主要ノズル及び貫通孔取付個所 原子炉プールに1次冷却材出入口用貫通孔、各種実験孔用貫通孔等を設ける。また、原子炉プール底部には、制御棒駆動機構案内管が貫通した下部遮蔽体を設ける。</p> <p>(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>a. 最高使用圧力 常圧</p> <p>b. 最高使用温度 約 43℃</p>	<p>設計及び工事の計画の認可申請書</p> <p>(イ) JRR-3 フォロワ型燃料要素</p> <p>今回申請する範囲は、(1) 炉心、(2) 燃料体の耐震性を確認するものである。</p> <p>設計及び工事の方法 第1編 原子炉プールの構造（耐震性）</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1077 547 1843 807"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>原子炉プール※</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td>第3種容器相当</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>S</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>43℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※原子炉プール躯体及びライニングを含む。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1077 917 1843 1257"> <thead> <tr> <th colspan="4">名称</th> <th>原子炉プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4">構造</td> <td>鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">概略寸法</td> <td rowspan="4">ライニング</td> <td rowspan="2">内寸法 (mm)</td> <td>幅及び長さ</td> <td>幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>8500</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">厚さ (mm)</td> <td>側壁</td> <td>20</td> </tr> <tr> <td>底部</td> <td>20、100</td> </tr> </tbody> </table>	名称	原子炉プール※	機器種別	第3種容器相当	耐震クラス	S	流体の種類	軽水	最高使用圧力	静水頭	最高使用温度	43℃	名称				原子炉プール	構造				鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形	概略寸法	ライニング	内寸法 (mm)	幅及び長さ	幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250	高さ	8500	厚さ (mm)	側壁	20	底部	20、100	<p>整合性</p> <p>原子炉プールの設計条件及び設計仕様は、許可申請書の記載に整合している。</p>
名称	原子炉プール※																																			
機器種別	第3種容器相当																																			
耐震クラス	S																																			
流体の種類	軽水																																			
最高使用圧力	静水頭																																			
最高使用温度	43℃																																			
名称				原子炉プール																																
構造				鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形																																
概略寸法	ライニング	内寸法 (mm)	幅及び長さ	幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250																																
			高さ	8500																																
		厚さ (mm)	側壁	20																																
			底部	20、100																																

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
<p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 (ii) 使用済燃料貯蔵設備 a. 構造</p> <p>使用済燃料貯蔵設備は、原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）に設ける。原子炉建家内には使用済燃料プールを設け、使用済燃料は使用済燃料貯蔵ラックに挿入して貯蔵する。また、使用済燃料プールで1年以上冷却した使用済燃料は、使用済燃料貯槽室の使用済燃料貯槽 No. 1 及び燃料管理施設の使用済燃料貯槽 No. 2 の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵する。使用済燃料貯蔵施設（北地区）では、保管孔に貯蔵する。</p>	<p>主 要 材 料</p>	<p>ライニング SM 41B+SUS 316L、SUS 316L</p>	<p>整合性</p> <p>今回申請する使用済燃料プールは、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>
	<p>個数</p>	<p>1</p>	
	<p>なお、原子炉プールについて、耐震性再評価の結果、評価基準値を満足することが確認されたため、当該施設に対する新たな工事は行わない。</p> <p>設計及び工事の方法 第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>1.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <p>JRR-3 原子炉施設の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備</p> <p>(2) 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>上記のうち、(2) 核燃料物質貯蔵設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 未使用燃料貯蔵設備</p> <p>ロ. 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>(イ) 使用済燃料プール</p> <p>(ロ) カナル</p> <p>(ハ) プールゲート (No. 2 ゲート)</p> <p>(ニ) 使用済燃料貯蔵ラック</p> <p>(ホ) 使用済燃料貯槽 No. 1</p> <p>(ヘ) 使用済燃料貯槽 No. 2</p> <p>(ト) 使用済燃料貯蔵施設（北地区）</p> <p>(中略)</p>		

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
	<p>今回申請する範囲は、1.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の（2）核燃料物質貯蔵設備のうちロ、使用済燃料貯蔵設備（イ）使用済燃料プール、（ロ）カナル及び 1.2 原子炉冷却系統施設の（3）その他の主要な事項のうちロ、冠水維持設備（イ）原子炉プール躯体及びライニングの耐震性を確認するものである。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>1. 安全設計</p> <p>1.2 耐震設計方針</p> <p>1.2.1 耐震設計の基本方針</p> <p>原子炉施設の耐震設計は、設置許可基準規則及びその解釈の基本的考えを参考にして下記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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>1.2.2 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(1) 分類の原則</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>添付書類1</p> <p>1. 耐震設計の基本方針</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>2. 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(1) 分類の原則</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>本設工認申請における耐震設計の基本方針は、許可申請書の記載と整合する。</p> <p>本設工認申請における耐震設計上の重要度分類は、許可申請書の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 重要度によるクラス別施設</p> <p>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下記に示す。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。</p> <p>Sクラス：</p> <p>(a) 炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(d) その他</p> <p>Bクラス：</p> <p>(a) 1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設</p> <p>(b) 1次冷却系に直接つながっている施設</p> <p>(c) 十分冷却した使用済燃料を保管するための施設</p> <p>(d) 放射性廃棄物を内蔵している施設</p> <p>(e) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設</p> <p>(f) 放射性物質の放出を伴うような場合その外部放</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>(2) 重要度によるクラス別施設</p> <p>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。</p> <p>Sクラス：</p> <p>(a) 炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系</p> <p>(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</p> <p>(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</p> <p>(d) その他</p> <p>Bクラス：</p> <p>(a) 1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設</p> <p>(b) 1次冷却系に直接つながっている施設</p> <p>(c) 十分冷却した使用済燃料を保管するための施設</p> <p>(d) 放射性廃棄物を内蔵している施設</p> <p>(e) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設</p> <p>(f) 放射性物質の放出を伴うような場合その外部放</p>	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>を抑制するための施設</p> <p>(g) 放射線の監視をするための設備</p> <p>(h) 重水を内蔵している施設</p> <p>(i) 炉心を保護する施設</p> <p>(j) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</p> <p>(k) その他</p> <p>Cクラス：</p> <p>(a) Sクラス、Bクラスに属さない施設</p> <p>1.2.3 地震力の算定法</p> <p>原子炉施設に適用する設計用地震力は、以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力のうちいずれか大きい方とする。</p> <p>(1) 静的地震力</p> <p>a. 建物・構築物</p> <p>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。</p> <p>Sクラス 3.0</p> <p>Bクラス 1.5</p> <p>Cクラス 1.0</p> <p>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。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。</p>	<p>散を抑制するための施設</p> <p>(g) 放射線の監視をするための設備</p> <p>(h) 重水を内蔵している施設</p> <p>(i) 炉心を保護する施設</p> <p>(j) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</p> <p>(k) その他</p> <p>Cクラス：</p> <p>(a) Sクラス、Bクラスに属さない施設</p> <p>3. 地震力の算定法</p> <p>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。</p> <p>(1) 静的地震力</p> <p>a. 建物・構築物</p> <p>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。</p> <p>Sクラス 3.0</p> <p>Bクラス 1.5</p> <p>Cクラス 1.0</p> <p>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。</p>	<p>整合性</p> <p>本設工認申請における地震力の算定方法は、許可申請書の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>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。</p> <p>b. 機器・配管系</p> <p>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。</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>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、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を 2 分の 1 にした地震力を適用する。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、動的地震力は、添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により算定する。</p>	<p>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。</p> <p>b. 機器・配管系</p> <p>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。</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>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、JRR-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。</p> <p>(図 1-1～図 1-3 は記載を省略する)</p>	<p>整合性</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>1.2.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.2.4.1 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 運転時の状態</p> <p>原子炉施設が運転状態にあり、通常の下条件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。</p> <p>(ii) 設計基準事故時の状態</p> <p>原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) 通常運転時の状態</p> <p>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。</p> <p>(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p>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。</p> <p>(iii) 設計基準事故時の状態</p> <p>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。</p> <p>1.2.4.2 荷重の種類</p>	<p>4. 荷重の組合せと許容限界</p> <p>4.1 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 運転時の状態</p> <p>原子炉施設が運転状態にあり、通常の下条件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。</p> <p>(ii) 設計基準事故時の状態</p> <p>原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) 通常運転時の状態</p> <p>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。</p> <p>(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p>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。</p> <p>(iii) 設計基準事故時の状態</p> <p>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。</p> <p>4.2 荷重の種類</p>	<p>本設工認申請における荷重の組合せと許容限界は、許可申請書の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(1) 建物・構築物</p> <p>(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。</p> <p>(ii) 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>(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にならない。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>(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</p> <p>(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>(iv) 地震力</p> <p>1.2.4.3 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。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(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。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(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。</p>	<p>(1) 建物・構築物</p> <p>(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。</p> <p>(ii) 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>(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にならない。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>(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</p> <p>(iii) 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>(iv) 地震力</p> <p>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。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(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。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(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。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。 なお、第 1.2-1 表に、対象となる建物・構築物等及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動について記載する。</p> <p>1.2.4.4 許容限界</p>	<p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>4.4 許容限界</p>	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>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。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) Sクラスの建物・構築物</p> <p>(a) 弾性設計用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 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。</p> <p>(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、又は歪みが著しく増加するに至る限界の最大耐力とする。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管</p> <p>(a) 弾性設計用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。</p> <p>(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</p>	<p>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。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) Sクラスの建物・構築物</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管</p> <p>(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 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。</p> <p>(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</p>	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）		設計及び工事の計画申請書		整合性													
<p>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。</p> <p>(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。</p>		<p>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。</p> <p>(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。</p>		<p>整合性</p>													
第 1.2-1 表 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	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss													
		冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブ レーク弁（接続管を含む。） 制御棒駆動機 構案内管 下部遮蔽体	原子炉プール 当該施設の支持構造物														
	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	使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ラック	原子炉建家 基礎版 当該施設の支持構造物														
<p>設計及び工事の方法 第1編 原子炉プールの構造（耐震性）</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>原子炉プール※</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td>第3種容器相当</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>S</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>43℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※原子炉プール躯体及びライニングを含む。</p>						名称	原子炉プール※	機器種別	第3種容器相当	耐震クラス	S	流体の種類	軽水	最高使用圧力	静水頭	最高使用温度	43℃
名称	原子炉プール※																
機器種別	第3種容器相当																
耐震クラス	S																
流体の種類	軽水																
最高使用圧力	静水頭																
最高使用温度	43℃																
<p>本設工認申請における申請対象設備の耐震重要度は、許可申請書の記載と整合する。</p>																	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）				設計及び工事の計画申請書		整合性
	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 制御棒駆動機構 制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物			設計及び工事の方法 第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性） 3. 設計 3.1 設計条件
	その他	カナル	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
3. 原子炉及び炉心						
3.1 概要						
原子炉を構成する設備は、第3.1-1表に示すように燃料要素、炉心構造物、制御棒、原子炉プール等で構成する。						
第3.1-1表 原子炉及び炉心の構成						
燃料要素	標準型燃料要素					
	フォロワ型燃料要素					
炉心構造物	炉心構造体					
	重水タンク					
	照射筒					
	ベリリウム反射体					
原子炉停止系	制御棒系					
	重水ダンプ系					
その他の設備	原子炉プール、カナル、使用済燃料プール					
	水平実験孔					
	中性子源					
3.2 機械設計						
				設計及び工事の方法 第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性）		
				3. 設計		
				3.1 設計条件		
				名称	使用済燃料プール※	
				機器種別	第4種容器相当	
				耐震クラス	S	
				流体の種類	軽水	
				最高使用圧力	静水頭	
				最高使用温度	43℃	
				名称	カナル※	
				機器種別	第4種容器相当	
				耐震クラス	S	
				流体の種類	軽水	
				最高使用圧力	静水頭	
				最高使用温度	43℃	
				設計及び工事の方法 第3編 炉心等の構造（耐震性）		
				3. 設計		
				3.1 設計条件		
				名称	照射筒	
				機器種別	炉心支持構造物	
				耐震クラス	S	
				流体の種類	軽水	
				最高使用温度	100℃	
				概略図	添付書類4 添付図表に示す	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書				整合性		
<p>3.2.2 炉心構造物</p> <p>3.2.2.4 主要設備</p> <p>(1) 炉心構造体</p> <p>炉心構造体は、格子板、格子板支持胴、プレナム、制御棒案内管等の構造物で構成し、燃料要素、制御棒、照射筒、ベリリウム反射体等を保持するとともに、原子炉プールから各炉心構成要素への冷却材流路を形成し、炉心設計に基づく冷却材の流量配分を行う。</p> <p>炉心構造体の構造を第 3.2-7 図に示す。 (図は省略する)</p> <p>格子板及び格子板支持胴は、炉心に装荷される炉心構成要素を、所定の間隔と位置に配列、支持するものである。</p> <p>また、格子板は、炉心構成要素の位置精度を確保するための格子板A、強度を確保するための格子板Bで構成する。</p> <p>プレナムは、ベースプレート上面に設置し、重水タンクを支持するとともに、1次冷却材の流路を形成するものである。</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、固定する構造としている。</p> <p>(2) 重水タンク</p> <p>重水タンクは、中性子の反射材である重水を保持する円環状のタンクであり、本タンクにはビーム実験用、照射実験用、プロセス用の各種シンプル及びノズル等が設置される。</p> <p>重水タンクの構造を第 3.2-8 図に示す。 (図は省略する)</p> <p>(3) 照射筒</p>	備考		注 1				
	名称	格子板A	格子板B	格子板支持胴		プレナム	
	機器種別	炉心支持構造物					
	耐震クラス	S					
	流体の種類	軽水					
	最高使用温度	100℃					
	概略図	添付書類 4 添付図表に示す					
	備考	注 1					
	名称	制御棒案内管	ベースプレート	反射体押え			
	機器種別	炉心支持構造物					
耐震クラス	S						
流体の種類	軽水						
最高使用温度	100℃						
概略図	添付書類 4 添付図表に示す						
備考	注 1						
<p>注 1：耐震下位クラスの設備機器による当該機器への上位波及影響については、当該機器に対して上位波及影響を及ぼすおそれのある機器が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保する。</p>							

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書				整合性	
<p>照射筒は、垂直照射設備のための照射孔を持つ炉心構成要素の一つである。 照射筒の構造を第 3.2-9 図に示す。 (図は省略する)</p> <p>(4) ベリリウム反射体 ベリリウム反射体は、燃料要素等と重水タンク内胴との間に円環状に配置する炉心構成要素の一つであり、A型、B型及びC型で構成する。 B型及びC型には照射孔を設け、その一部に炉心構造物用材料の監視試験片も装荷できる。 ベリリウム反射体の構造を第 3.2-10 図に示す。 (図は省略する)</p>	名称		重水タンク本体			
	機器種別		第3種容器			
	耐震クラス		S			
	流体の種類	内側	重水、ヘリウム			
		外側	軽水			
	最高使用圧力	内圧	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)			
		外圧	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)			
	最高使用温度		100℃			
	概略図		添付書類4 添付図表に示す			
	備考		注1			
	名称	ビームチューブ	照射シンプル	真空容器		
	機器種別	第3種容器	第3種容器 (一部 第4種管)	第3種容器		
	耐震クラス	S				
	流体の種類	内側	ヘリウム	軽水		
外側		軽水、重水	軽水、重水、 ヘリウム	軽水、重水、 ヘリウム		
最高使用	内圧	150mmAq (0.0015MPa)	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	6.0kgf/cm ² (0.5884MPa)		
	外	1.0kgf/cm ²	1.0kgf/cm ²	2.0kgf/cm ²		

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 添付書類八）	設計及び工事の計画申請書				整合性	
	用 圧 力	圧	(0.0981MPa)	(0.0981MPa)	(0.1961MPa)	
	最高使 用温度	100℃				
	概略図	添付書類 4 添付図表に示す				
	備考	注 1				
	<p>注 1：耐震下位クラスの設備機器による当該機器への上位波及影響については、当該機器に対して上位波及影響を及ぼすおそれのある機器が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保する。</p>					
	名称	ベリリウム反射体				
	機器種別	炉心支持構造物				
	耐震クラス	S				
	流体の種類	軽水				
	最高使用温度	100℃				
概略図	添付書類 4 添付図表に示す					
備考	注 1					
名称	燃料要素					
機器種別	炉心支持構造物					
耐震クラス	S					

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 添付書類八）	設計及び工事の計画申請書			整合性
	冷却 材流 速	標準型	5.86m/s（平均）	
		フォロー型	5.20m/s（平均）	
		概略図	添付書類 4 添付図表に示す	
		備考	注 1	
	<p>注 1：耐震下位クラスの設備機器による当該機器への上位波及影響については、当該機器に対して上位波及影響を及ぼすおそれのある機器が S クラス相当の地震力で耐震評価をしても十分な裕度を有することをもって担保する。</p>			

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書	整合性																																																																																																						
<p>3.2.4 その他の主要な設備</p> <p>3.2.4.4 主要設備の仕様 主要設備の仕様を第3.2-5表～第3.2-10表に示す。 第3.2-5表 原子炉プール等の主要設備の仕様</p> <table border="1" data-bbox="212 391 963 1181"> <tr> <td colspan="2">(1) 原子炉プール</td> </tr> <tr> <td>主要寸法</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>約 8.5m</td> </tr> <tr> <td>水深</td> <td>約 8.0m</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>約 4.5m</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>躯体</td> <td>重コンクリート及び普通コンクリート</td> </tr> <tr> <td>ライニング</td> <td>ステンレスクラッド鋼</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(2) 使用済燃料プール</td> </tr> <tr> <td>主要寸法</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>約 7.5m</td> </tr> <tr> <td>水深</td> <td>約 7.0m</td> </tr> <tr> <td>縦幅</td> <td>約 4.5m</td> </tr> <tr> <td>横幅</td> <td>約 3.0m</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>躯体</td> <td>普通コンクリート</td> </tr> <tr> <td>ライニング</td> <td>ステンレスクラッド鋼</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(3) カナル</td> </tr> <tr> <td>主要寸法</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>約 7.5m</td> </tr> <tr> <td>水深</td> <td>約 7.0m</td> </tr> <tr> <td>縦幅</td> <td>約 3.0m</td> </tr> <tr> <td>横幅</td> <td>約 3.3m</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>躯体</td> <td>普通コンクリート</td> </tr> <tr> <td>ライニング</td> <td>ステンレスクラッド鋼</td> </tr> </table>	(1) 原子炉プール		主要寸法		高さ	約 8.5m	水深	約 8.0m	内径	約 4.5m	主要材料		躯体	重コンクリート及び普通コンクリート	ライニング	ステンレスクラッド鋼	(2) 使用済燃料プール		主要寸法		高さ	約 7.5m	水深	約 7.0m	縦幅	約 4.5m	横幅	約 3.0m	主要材料		躯体	普通コンクリート	ライニング	ステンレスクラッド鋼	(3) カナル		主要寸法		高さ	約 7.5m	水深	約 7.0m	縦幅	約 3.0m	横幅	約 3.3m	主要材料		躯体	普通コンクリート	ライニング	ステンレスクラッド鋼	<p>設計及び工事の方法 第1編 原子炉プールの構造（耐震性）</p> <p>3. 設計</p> <p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1079 343 1843 869"> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td colspan="3">原子炉プール</td> </tr> <tr> <td colspan="2">構造</td> <td colspan="3">鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">概略寸法</td> <td rowspan="4">ライニング</td> <td rowspan="2">内寸法 (mm)</td> <td>幅及び長さ</td> <td>幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250</td> </tr> <tr> <td>高さ</td> <td>8500</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">厚さ (mm)</td> <td>側壁</td> <td>20</td> </tr> <tr> <td>底部</td> <td>20、100</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>ライニング</td> <td colspan="3">SM 41B+SUS 316L、SUS 316L</td> </tr> <tr> <td colspan="2">個数</td> <td colspan="3">1</td> </tr> </table> <p>設計及び工事の方法 第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性）</p> <p>3. 設計</p> <p>3.2 設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="1093 1045 1830 1396"> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>使用済燃料プール</td> <td>カナル</td> </tr> <tr> <td colspan="2">構造</td> <td>鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形</td> <td>鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">概略</td> <td rowspan="2">ニライ</td> <td>たて (mm)</td> <td>4500</td> </tr> <tr> <td>横 (mm)</td> <td>3000</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>3000</td> <td>3300</td> </tr> </table>	名称		原子炉プール			構造		鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形			概略寸法	ライニング	内寸法 (mm)	幅及び長さ	幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250	高さ	8500	厚さ (mm)	側壁	20	底部	20、100	主要材料	ライニング	SM 41B+SUS 316L、SUS 316L			個数		1			名称		使用済燃料プール	カナル	構造		鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形	鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形	概略	ニライ	たて (mm)	4500	横 (mm)	3000			3000	3300	<p>整合性</p> <p>本設工認申請における申請対象設備である原子炉プール、使用済燃料プール及びカナルの仕様は、許可申請書の記載と整合する。</p>
(1) 原子炉プール																																																																																																								
主要寸法																																																																																																								
高さ	約 8.5m																																																																																																							
水深	約 8.0m																																																																																																							
内径	約 4.5m																																																																																																							
主要材料																																																																																																								
躯体	重コンクリート及び普通コンクリート																																																																																																							
ライニング	ステンレスクラッド鋼																																																																																																							
(2) 使用済燃料プール																																																																																																								
主要寸法																																																																																																								
高さ	約 7.5m																																																																																																							
水深	約 7.0m																																																																																																							
縦幅	約 4.5m																																																																																																							
横幅	約 3.0m																																																																																																							
主要材料																																																																																																								
躯体	普通コンクリート																																																																																																							
ライニング	ステンレスクラッド鋼																																																																																																							
(3) カナル																																																																																																								
主要寸法																																																																																																								
高さ	約 7.5m																																																																																																							
水深	約 7.0m																																																																																																							
縦幅	約 3.0m																																																																																																							
横幅	約 3.3m																																																																																																							
主要材料																																																																																																								
躯体	普通コンクリート																																																																																																							
ライニング	ステンレスクラッド鋼																																																																																																							
名称		原子炉プール																																																																																																						
構造		鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼（一部ステンレス鋼）内張りプール形																																																																																																						
概略寸法	ライニング	内寸法 (mm)	幅及び長さ	幅： 4500（円筒部）、長さ： 6250																																																																																																				
			高さ	8500																																																																																																				
		厚さ (mm)	側壁	20																																																																																																				
			底部	20、100																																																																																																				
主要材料	ライニング	SM 41B+SUS 316L、SUS 316L																																																																																																						
個数		1																																																																																																						
名称		使用済燃料プール	カナル																																																																																																					
構造		鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形	鉄筋コンクリート造 ステンレスクラッド鋼内張りプール形																																																																																																					
概略	ニライ	たて (mm)	4500																																																																																																					
		横 (mm)	3000																																																																																																					
		3000	3300																																																																																																					

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画申請書					整合性
	寸法	高さ (mm)		7500	7500	
		厚さ (mm)	側壁	12	12	
			底部	12	12	
	主要材料	ライニング		SM 41B+SUS 316L	SM 41B+SUS 316L	
	個数		1	1		

6－2. 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マネジメント計画書に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

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マネジメント計画書に係る「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原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>9. 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項について、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）は、次の品質管理体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p style="text-align: center;">【品質管理計画】</p> <p>1. 目的 機構は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。</p> <p>2. 適用範囲 本品質管理計画は、原子炉施設において実施する保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義 本品質管理計画における用語の定義は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈に従うものとする。</p>	<p>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マネジメント計画書（QS-P10）</p> <p>本品質マネジメント計画書において原子力施設検査室長とあるのは、「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」の変更認可が下り原子力施設検査室を設置するまでの間は、原子力施設検査準備室長と読み替える。</p> <p>1. 目的 本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所（以下「研究所」という。）の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。）における保安活動に関して、「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。）並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。</p> <p>2. 適用範囲 本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等（令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。）について適用する。</p> <p>3. 定義 本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000：2015 品質マネジメントシステム－基本及び用語に従うものとする。</p> <p>(1) 本部 機構の本部組織（以下「本部」という。）は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長をいう。</p> <p>(2) 部長 保安管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、バックエンド技術部長、研究炉加速器</p>	<p>原子炉施設変更許可申請書（共通編本文）に記載した品質管理計画を受け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）」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マネジメント計画書（QS-P10）」により設計及び工事の品質管理を行うため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質管理計画に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その有効性を維持するために、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、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。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) プロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。</p> <p>c) 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、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。</p> <p>d) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e) プロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>g) プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p>	<p>技術部長、臨界ホット試験技術部長及び原子力施設検査室長をいう。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設等に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、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。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。図4.1に基本プロセスと各組織への適用に関する「品質マネジメントシステム体系図」を示す。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。図4.2に本品質マネジメント計画書の「品質マネジメントシステムプロセス関連図」を示す。</p> <p>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、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。（5.4.1、7.1、8.2.3、8.2.4参照）</p> <p>d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。（8.2.3参照）</p> <p>e) これらのプロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) これらのプロセスについて、「7.1 業務の計画」どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>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整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。（7.2.2、7.5.2参照）</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 規則が要求する手順</p> <p>(4) 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必要と判断した指示書、図面等を含む文書</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）</p> <p>b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報</p>	<p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6. 参照)</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。また、表 4.2.1 に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書を示す。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 一次文書 本品質マネジメント計画書</p> <p>(3) 二次文書 この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録</p> <p>(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、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録</p> <div data-bbox="1397 1157 2347 1644" data-label="Diagram"> </div> <p>4.2.2 品質マネジメント計画書</p> <p>理事長は、次の事項を含む本品質マネジメント計画書を策定し、必要に応じ見直し、維持する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）</p> <p>b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改定時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。</p> <p>b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。</p> <p>c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、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。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 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。</p> <p>h) 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、適切に識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任をもって品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p>	<p>d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 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、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。</p> <p>a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。</p> <p>b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。</p> <p>c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。</p> <p>d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。</p> <p>e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、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。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 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。</p> <p>h) 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、適切に識別し、管理する。</p> <p>i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、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記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 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、次に掲げる管理の手順を規定する。</p> <p>a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。</p> <p>b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>a) 品質方針を設定する。</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>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して責任を持って関与することを含む。</p> <p>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。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画が作成されることを確実にする。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p>	<p>a) 品質方針を設定する。(5.3 参照)</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。(5.4.1 参照)</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。(5.6 参照)</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1 及び 8.2.1 参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>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して責任を持って関与することを含む。</p> <p>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。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（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目標（7.1 (4) b) 参照）を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画（7.1 (4) 参照）を作成するとき、次の事項を考慮させる。</p> <p>a) 実施事項</p> <p>b) 必要な資源</p> <p>c) 責任者の明確化</p> <p>d) 実施事項の完了時期</p> <p>e) 結果の評価方法</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む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、管理責任者を通じて、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。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行するようにする。</p>	<p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む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、管理責任者を通じて、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。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に係る要員が理解することを確実にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1 参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が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持って業務を遂行するようにする。</p> <p>(1) 理事長 理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。</p> <p>(2) 統括監査の職 統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。</p> <p>(3) 管理責任者 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（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2 参照）</p> <p>(4) 安全・核セキュリティ統括部長 安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。</p> <p>(5) 契約部長 契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。</p> <p>(6) 研究所担当理事 研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。</p> <p>(7) 原子炉主任技術者 原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。</p> <p>(8) 所長 所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。</p> <p>(9) 核燃料取扱主務者</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として任命する。また、理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を本部の管理者の中から任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、その責任及び権限を文書で明確にする。</p> <p>a) 業務の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。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、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。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p>	<p>核燃料取扱主務者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。</p> <p>(10) 廃止措置施設保安主務者 廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。</p> <p>(11) 部長 部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。</p> <p>(12) 課長 課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。</p> <p>(13) 中央安全審査・品質保証委員会 中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。</p> <p>(14) 原子炉施設等安全審査委員会 原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(15) 使用施設等安全審査委員会 使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(16) 品質保証推進委員会 品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(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、研究所においては研究所担当理事とする。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、5.5.1 に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</p> <p>a) 業務の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。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1 及び8.2.3 参照）。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(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（年度末及び必要に応じて）、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(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。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。</p>	<p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標（5.4.1 参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(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、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>(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、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(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、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(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。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>(1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>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</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責</p>	<p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p> <p>k) 資源の妥当性</p> <p>l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p> <p>(2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。</p> <p>(3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。</p> <p>(4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>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</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>(4) 理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る組織の要員には、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、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p>	<p>保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織の要員には、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、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。（7.1、7.4.2 及び 7.5.2 参照）</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(3) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項の a) から e) に準じた管理を行う。</p> <p>6.3 インフラストラクチャ</p> <p>部長及び課長は、インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。）を「7.1 業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。</p> <p>6.4 作業環境</p> <p>部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1 業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、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（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設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</p> <p>d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設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</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p> <p>保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設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。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項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作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関</p>	<p>を表 4.2.1 のとおり策定する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。</p> <p>(3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、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（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p> <p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 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</p> <p>d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 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（4.2.4 参照）</p> <p>(5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項に準じて業務の計画を策定し、管理する。</p> <p>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</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化</p> <p>所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(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作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>連する文書を改定する。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。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画 (1) 保安に係る組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。 (2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。 a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制 c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限 d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源 (3) 保安に係る組織は、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を確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。 (4) 保安に係る組織は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット (1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。インプットには次の事項を含める。 a) 機能及び性能に関する要求事項 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) 保安に係る組織は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。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ようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット (1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）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により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。 (2) 保安に係る組織は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。</p>	<p>(4) 所長、部長及び課長は、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、関連する文書を改定する。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。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション 所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p> <p>7.3 設計・開発 所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画 (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。 (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。 a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度 b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制 c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限 d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源 (3) 担当部長又は課長は、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を確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。 (4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。インプットには次の事項を含める。 a) 機能及び性能に関する要求事項 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) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。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ようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）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により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。 (2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>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。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特徴を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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。</p> <p>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。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発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作成し、管理する。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、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。ただし、当該原子炉施設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は、当該原子炉施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の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作成し、管理する。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する。</p>	<p>態とする。</p> <p>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。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>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徴を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。</p> <p>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。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発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作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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(7.3.1参照)に検証を実施する。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>(3) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与え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、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果(受注者から提出される承認図書類)とを対比して検証を実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、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(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、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は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の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作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び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作成し、管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、供給者の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作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、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含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p>	<p>識別するとともに、その記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、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。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を着実にするため、「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。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。</p> <p>(5) 部長及び課長は、供給者の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作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(6) 所長は、調達製品等の調達後における、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施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、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。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、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検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。</p> <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。</p>	<p>(2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、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。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が、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仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。</p> <p>a) 受入検査（記録確認を含む。）</p> <p>b) 立会検査（供給者先、現地）</p> <p>c) その他（書類審査、受注者監査）</p> <p>(2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項(7.4.2参照)の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>部長及び課長は、業務の計画（7.1参照）に従って、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。</p> <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている(8.2.3参照)。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 部長及び課長は、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。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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。</p> <p>(3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(4) 保安に係る組織は、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管理の方法を明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法 c) 妥当性確認の方法 d) 記録に関する要求事項 <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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・原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設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。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、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。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、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、次の事項を満たすようにする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、管理する（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。 	<p>(4) 部長及び課長は、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管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準 b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法 c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。） d) 記録に関する要求事項 <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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し、その記録を管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>部長及び課長は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>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、次の管理を行う。</p> <p>(1) 部長及び課長は、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個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、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。</p> <p>(3) 部長及び課長は、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、次の事項を満たすようにする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、管理する（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。 	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、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。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、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。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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、原子力の安全を達成しているかどうかに関して組織の外部の者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し、監視する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、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、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質管理計画の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査</p>	<p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 部長及び課長は、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（4.2.4 参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(6) 部長及び課長は、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。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p> <p>a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 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。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者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（7.2.3 参照）により入手し、監視する。</p> <p>(2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、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、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質マネジメント計画書の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施、監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を明確にした手順を定める。</p> <p>(7) 監査プロセスの長は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を監査プロセスの長に報告する。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法により、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とする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業</p>	<p>の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を統括監査の職に報告する。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表 8.2.3 を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 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とする。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 部長及び課長は、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、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した者が特定できるよう記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別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、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用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。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>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。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、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</p>	<p>査等の結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 個別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、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、運用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。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>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。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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。</p> <p>(3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(4) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>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関連情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p> <p>a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性</p> <p>c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の特性及び傾向</p> <p>d) 供給者の能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>保安に係る組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止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向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析</p> <p>b) 不適合等の原因の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p>	<p>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、表 8.4 に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定(8.2 参照)の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理(8.3 参照)等の情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p> <p>a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見(8.2.1 参照)</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性(8.2.3 及び 8.2.4 参照)</p> <p>c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設等の特性及び傾向(8.2.3 及び 8.2.4 参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4 参照)</p> <p>(3) 部長及び課長は、データ分析の情報及びその結果を整理し、所長を通じて研究所の管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。また、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長及び統括監査の職は、それぞれの管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。</p> <p>(4) 管理責任者は、報告のあった情報をマネジメントレビューへのインプット(5.6.2 参照)に反映する。</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>理事長、管理責任者、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止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向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析</p> <p>b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更 b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。 (5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。 (6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。 (7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査 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) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。 (3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。</p>	<p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更 b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。 (5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置 安全・核セキュリティ統括部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見（核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。）を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉施設等の事業者と共有することも含む。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査 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) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制</p> <p>(1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等（非該当施設）の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。</p> <p>a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。 b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。</p> <p>(2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。</p>	

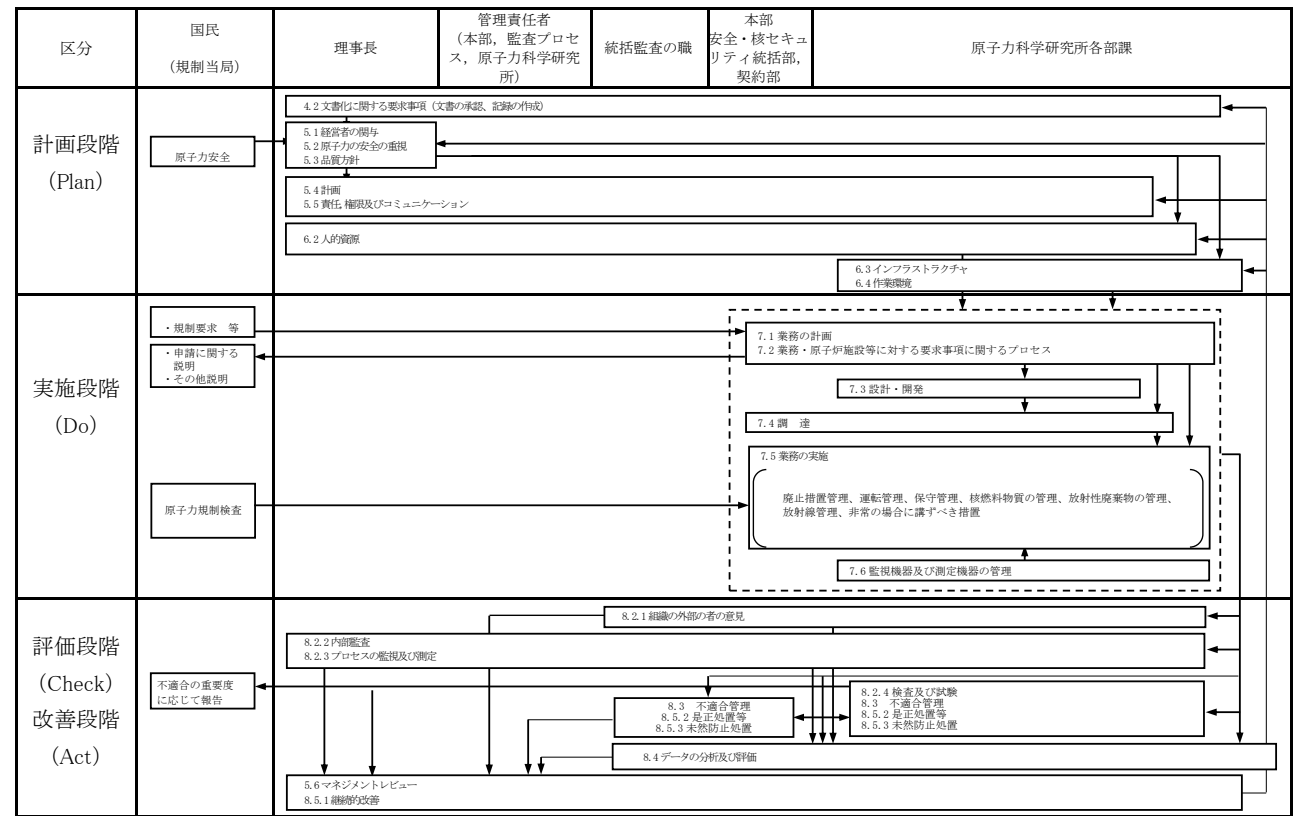


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

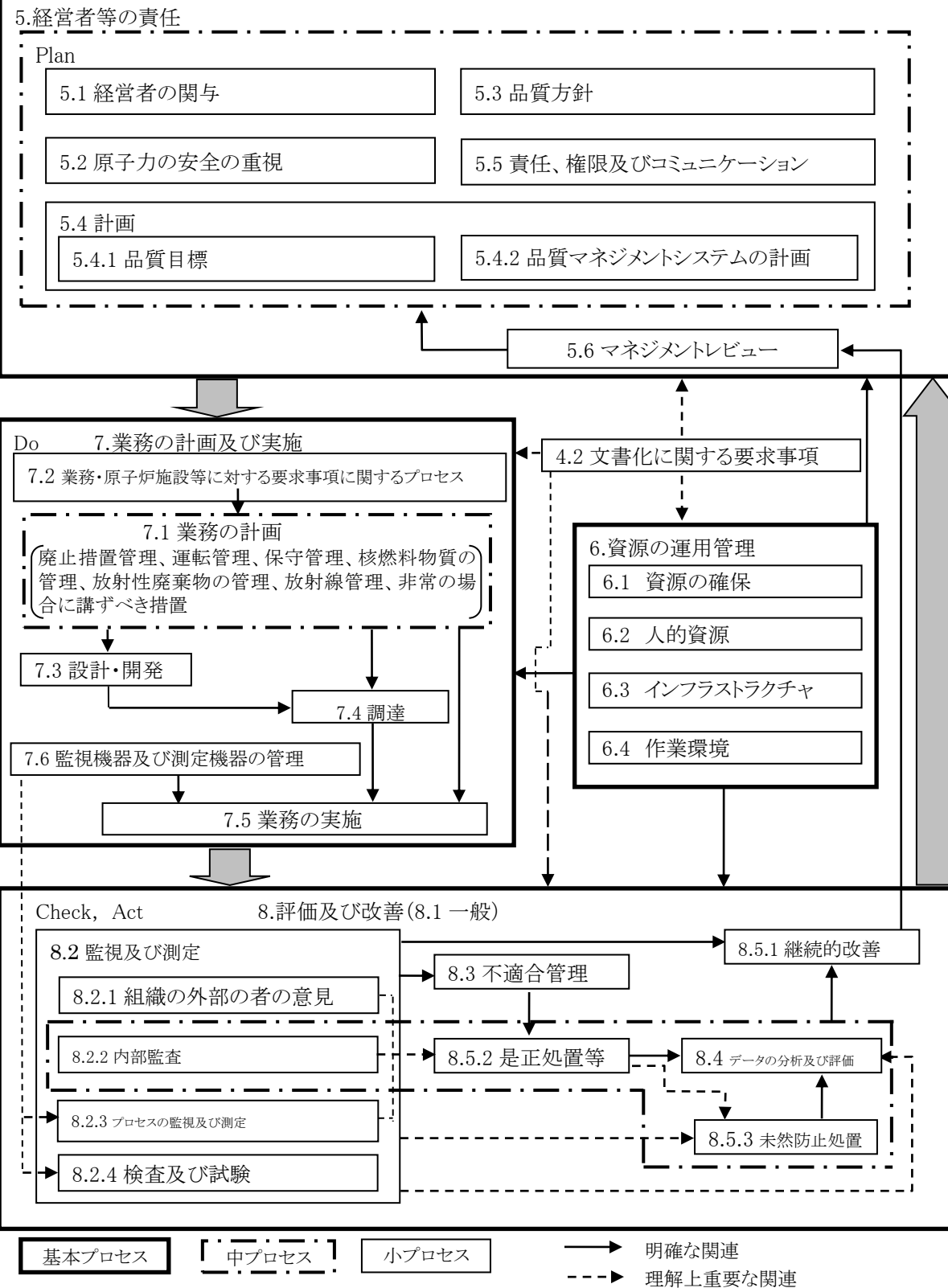


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

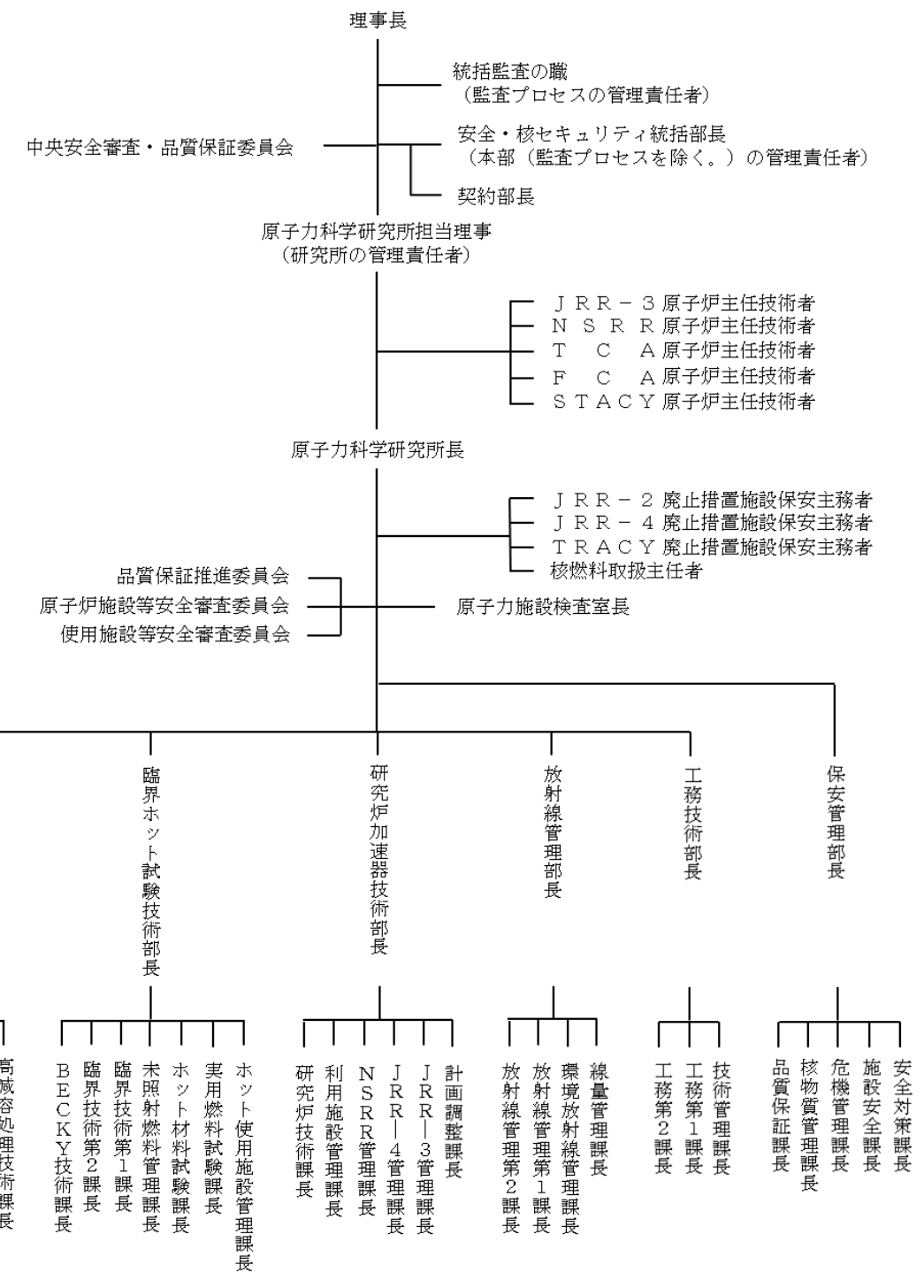


図 5.5.1 保安管理組織図

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書				整合性
表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書					
	関連 条項	項目	文書名	承認者	文書番号
	4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領 原子力科学研究所文書及び記録の管理要領 保安管理部の文書及び記録の管理要領 放射線管理部文書及び記録の管理要領 工務技術部文書及び記録の管理要領 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領 臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領 バックエンド技術部文書及び記録の管理要領 原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	安全・核セキュリティ統括部長 所長 保安管理部長 放射線管理部長 工務技術部長 研究炉加速器技術部長 臨界ホット試験技術部長 バックエンド技術部長 原子力施設検査室長	QS-A01 (科)QAM-420 (科保)QAM-420 (科放)QAM-420 (科工)QAM-420 (科研)QAM-420 (科臨)QAM-420 (科バ)QAM-420 (科検)QAM-420
	5.1	経営者の 関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領 原子力科学研究所安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全・核セキュリティ統括部長 所長	QS-A09 (科)QAM-510
	5.4.1	品質目標	品質目標の設定管理要領 原子力科学研究所品質目標管理要領	安全・核セキュリティ統括部長 所長	QS-A11 (科)QAM-540
	5.5.4	内部コミュニケーション	中央安全審査・品質保証委員会の運営について 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	安全・核セキュリティ統括部長 所長 所長	QS-A04 (科)QAM-550 (科)QAM-551

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）		設計及び工事の計画の認可申請書			整合性
		原子力科学研究所品質保証推進委員会規則	所長	(科)QAM-552	
5.6.1	マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領	理事長	QS-P02	
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620	
		放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620	
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620	
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620	
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620	
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620	
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620	
		教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07	
7.1	業務の計画	原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711	
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712	
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713	
		原子力科学研究所事故故障及び災害発生時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714	
		原子力科学研究所保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715	
		原子力科学研究所 PI 設定評価要領	所長	(科)QAM-716	
		保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安管理部長	(科保)QAM-710	
		放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710	
		工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710	
		研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-710	
		臨界ホット試験技術部の業務の計画	臨界ホット試験技	(科臨)QAM-710	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）		設計及び工事の計画の認可申請書			整合性
		及び実施に関する要領	術部長		
		バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710	
		原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710	
		業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12	
7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730	
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730	
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730	
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730	
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730	
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730	
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01	
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740	
7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-760	
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-760	
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（放射線測定機器管理編）	放射線管理部長	(科放)QAM-761	
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（環境の放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-762	
		工務技術部監視機器及び測定機器の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-760	
		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760	
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760	
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760	
8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03	
8.2.4	検査及び	原子力科学研究所事業者検査の実施	原子力施設検査室	(科検)QAM-820	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書				整合性	
		試験	要領	長		
	保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820			
	放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820			
	工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820			
	研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820			
	臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820			
	バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820			
	8.3	不適合管	不適合管理並びに是正及び未然防止	安全・核セキュリティ	QS-A03	
	8.5.2	理	処置要領	ティ統括部長		
	8.5.3	是正処置	原子力科学研究所不適合管理及び是	所長	(科)QAM-830	
		等	正処置並びに未然防止処置要領			
	未然防止	原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850		
	処置					

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	所長	品質目標の設定及び実施状況		所長へ報告 半期ごと	
	部長			部長へ報告 半期ごと	
	課長			部長へ報告 半期ごと	
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと	
	運転管理	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと	
	保守管理	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと	
	核燃料物質の管理	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
	非常の場合に講ずべき措置	課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
		課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと
	改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて
不適合管理状況				マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																											
表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ																													
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">データ</th> <th style="width: 65%;">関連する文書</th> <th style="width: 20%;">8.4(2)との関連</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1368 455 1567 648">廃止措置に係る保安の状況</td> <td data-bbox="1567 455 2442 648"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2442 455 2611 648">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 655 1567 848">施設の運転状況</td> <td data-bbox="1567 655 2442 848"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2442 655 2611 848">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 854 1567 1089">保守管理の実施状況</td> <td data-bbox="1567 854 2442 1089"> <ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2442 854 2611 1089">(b) (c)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1096 1567 1209">核燃料物質の管理状況</td> <td data-bbox="1567 1096 2442 1209"> <ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 </td> <td data-bbox="2442 1096 2611 1209">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1215 1567 1409">放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td data-bbox="1567 1215 2442 1409"> <ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 </td> <td data-bbox="2442 1215 2611 1409">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1415 1567 1570">放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1567 1415 2442 1570"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2442 1415 2611 1570">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1577 1567 1812">放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1567 1577 2442 1812"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 </td> <td data-bbox="2442 1577 2611 1812">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1818 1567 1932">放射線業務従事者の被ばく状況</td> <td data-bbox="1567 1818 2442 1932"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 </td> <td data-bbox="2442 1818 2611 1932">(b)</td> </tr> </tbody> </table>	データ	関連する文書	8.4(2)との関連	廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)	施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)	保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)	核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)	放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)	放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	放射線業務従事者の被ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	
データ	関連する文書	8.4(2)との関連																											
廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)																											
施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)																											
保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)																											
核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)																											
放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)																											
放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)																											
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)																											
放射線業務従事者の被ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)																											

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画の認可申請書			整合性
	訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保安管理部教育・訓練管理要領 ・ 放射線管理部教育・訓練管理要領 ・ 工務技術部教育・訓練管理要領 ・ 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・ 臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 ・ バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)	
	保安検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・ 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・ 原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)	
	官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・ 原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)	
	不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・ 不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・ 原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)	
	調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> 調達先の評価・選定管理要領 原子力科学研究所調達管理要領 	(d)	

7. 制御棒の挿入性に係る説明書（中性子吸収体
及びフロー型燃料要素）

目次

1. 概要 添 7-1
2. 制御棒挿入性の考え方 添 7-1
3. 中性子吸収体及びフクロワ型燃料要素の挿入性の考え方 添 7-3
4. 中性子吸収体及びフクロワ型燃料要素の挿入性について 添 7-6

1. 概要

JRR-3 原子炉施設（以下「JRR-3」という。）における制御棒の挿入性は、平成2年の原子炉改造時に「JRR-3の改造（その5）」（昭和61年12月26日付け61原研19第35号をもって申請、昭和62年4月6日付け61安（原規）第218号をもって認可）で設計及び工事の方法の認可を受けているが、今般、新規制基準を受けて基準地震動が変更になったため、新たに策定した基準地震動を用いて制御棒の挿入性を確認する。

2. 制御棒挿入性の考え方

JRR-3の制御棒系は図-7.1に示すように中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒案内管、制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、着座器、プランジャ、緩衝器）、制御棒駆動機構管外駆動部（上部仕切弁、減速機、駆動モータ、ボールスクリュー、可動コイル、位置指示検出機構）、制御棒駆動機構案内管、下部弁より構成される。

制御棒挿入性の考え方としては、中性子吸収体及びフォロー型燃料の制御棒案内管に対する挿入性と、制御棒駆動機構管内駆動部の制御棒駆動機構案内管に対する挿入性の2つを確認する必要がある。

本説明書では、中性子吸収体及びフォロー型燃料の制御棒案内管に対する挿入性について説明する。

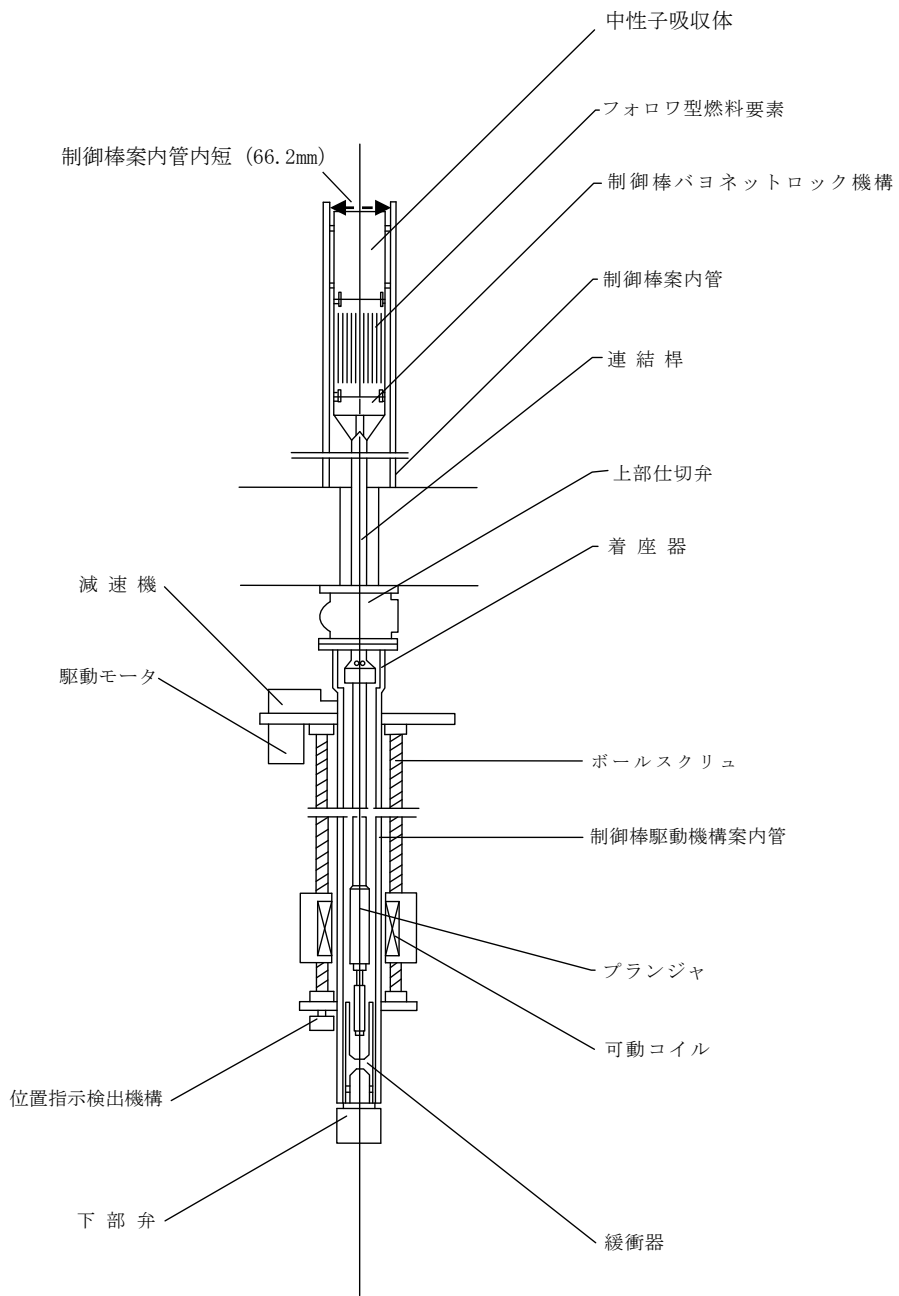


図-7.1 制御棒系概略図

3. 中性子吸収体及びフォロー型燃料要素の挿入性の考え方

中性子吸収体はフォロー型燃料要素に接続され、フォロー型燃料要素は制御棒バヨネットロック機構を介し連結桿に接続される。制御棒（以下「制御棒」という場合は、中性子吸収体、フォロー型燃料要素及び制御棒駆動機構管内駆動部から構成されるものを指す。）はプランジャと可動コイルの磁気結合の他、中性子吸収体のガイドローラ（中性子吸収体及びフォロー型燃料要素の構造を図-7.2 に示す。以下に示す可撓性を有したガイドローラを「可撓ガイドローラ」、固定式のを「固定ガイドローラ」といい、その両方を指す場合は「ガイドローラ」という。）を介して制御棒案内管に保持されている。原子炉の緊急停止時にはプランジャと可動コイルの磁気結合を切ることによって制御棒の自重により炉心に挿入される。また、中性子吸収体に取り付けられた可撓ガイドローラ（4面のうち直交する2面に取り付けられたもの）は制御棒案内管の変形を吸収することのできる構造を有する。可撓ガイドローラの構造を図-7.3 に示す。

以上から、制御棒は原子炉プール内で水中に浮いた状態で中性子吸収体のガイドローラ及びプランジャと可動コイルの磁気結合によって保持されているため、制御棒案内管及び制御棒駆動機構案内管と剛な支持点を持たない。よって制御棒は地震により変形することはない。このため、制御棒案内管の地震による変位と制御棒案内管に対する中性子吸収体及びフォロー型燃料要素のクリアランスを比較することで中性子吸収体及びフォロー型燃料要素の挿入性を確認することができる。本評価のイメージ図を図-7.4 に示す。

なお、「添付書類3-4-5 制御棒案内管の耐震強度評価」で示したとおり制御棒案内管の耐震評価では、制御棒の重量を制御棒案内管の各質点に振り分けて評価しており、その様な条件下で制御棒案内管に塑性変形や座屈は生じないことを確認しているため、仮に制御棒が制御棒案内管に接触したとしても、制御棒案内管が変形することはなく、制御棒の挿入性に影響を与えない。

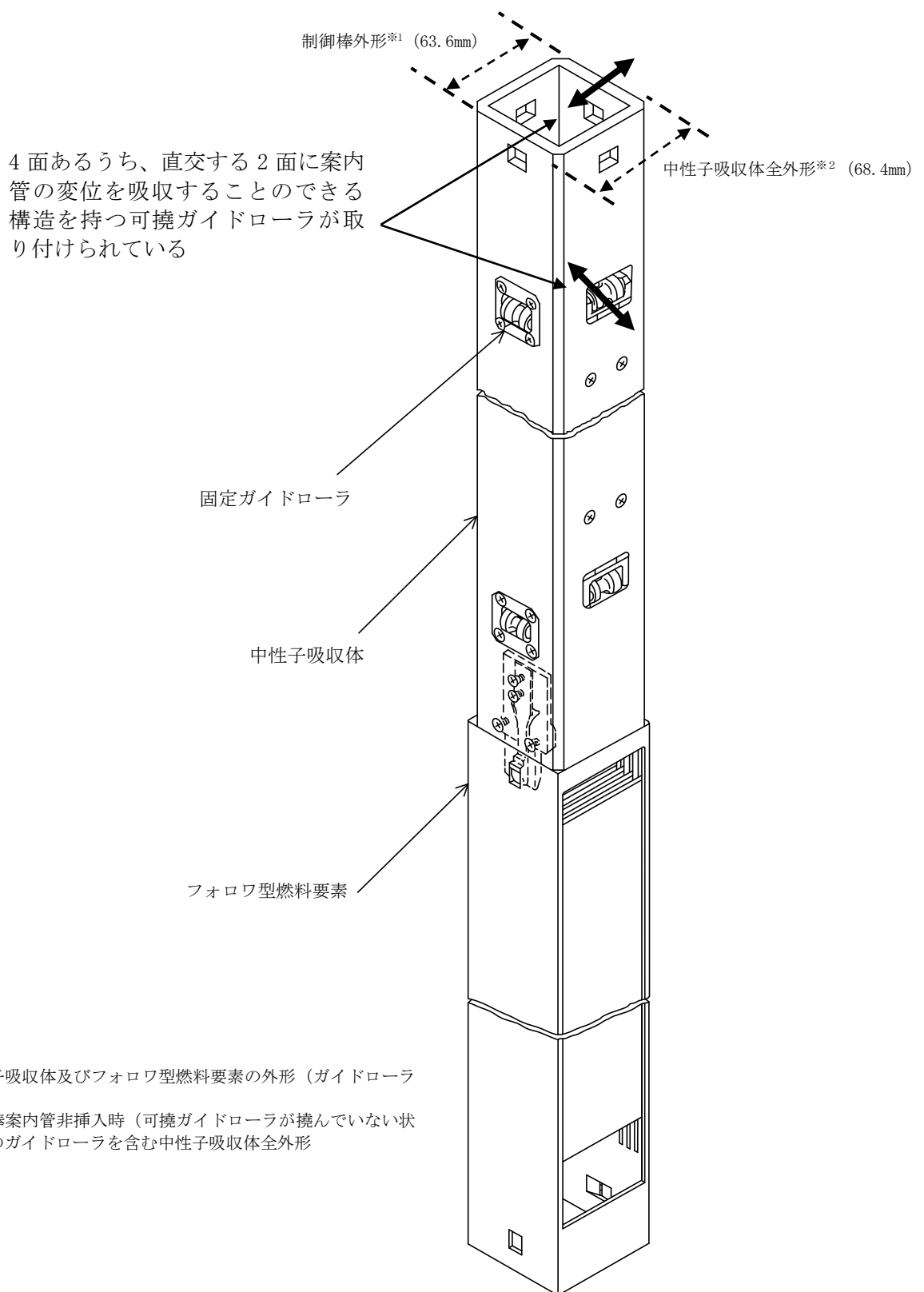
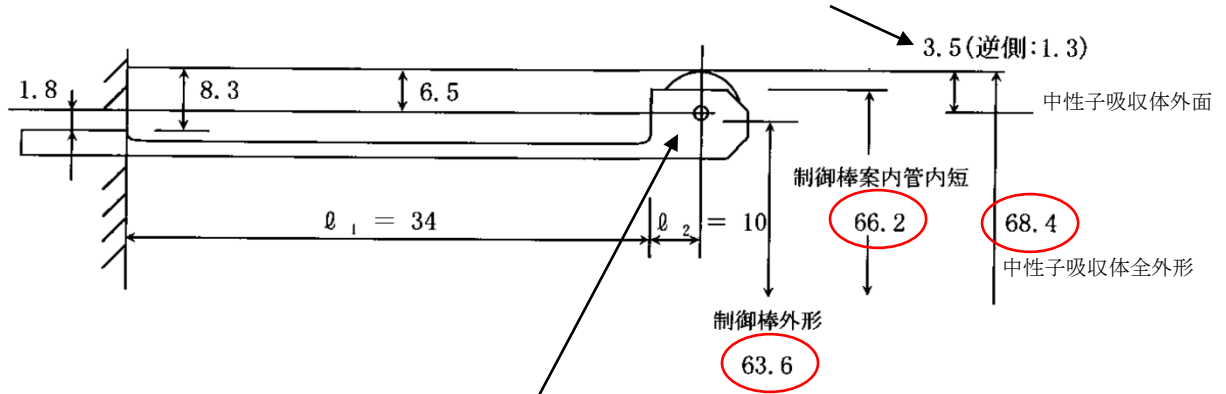


図-7.2 制御棒構造図

中性子吸収体外面からの可撓ガイドローラの飛び出し量
(逆側：固定ガイドローラの飛び出し量)



可撓ガイドローラは、通常時は2.2mm（可撓ガイドローラの案内管挿入時変形量）撓んで制御棒案内管内管に挿入されている。

そこからさらに1.3mm（可撓ガイドローラの地震時許容変形量）撓むと中性子吸収体は制御棒案内管に接触する。

可撓ガイドローラの案内管挿入時変形量 =

$$(\text{中性子吸収体全外形}) - (\text{制御棒案内管内短})$$

$$68.4 - 66.2 = 2.2 \text{ (mm)}$$

可撓ガイドローラの地震時許容変形量 =

$$(\text{案内管挿入時中性子吸収体外形}) - (\text{制御棒外形}) - (\text{固定ガイドローラの飛び出し量})$$

$$66.2 - 63.6 - 1.3 = 1.3 \text{ (mm)}$$

図-7.3 中性子吸収体可撓ガイドローラ構造図

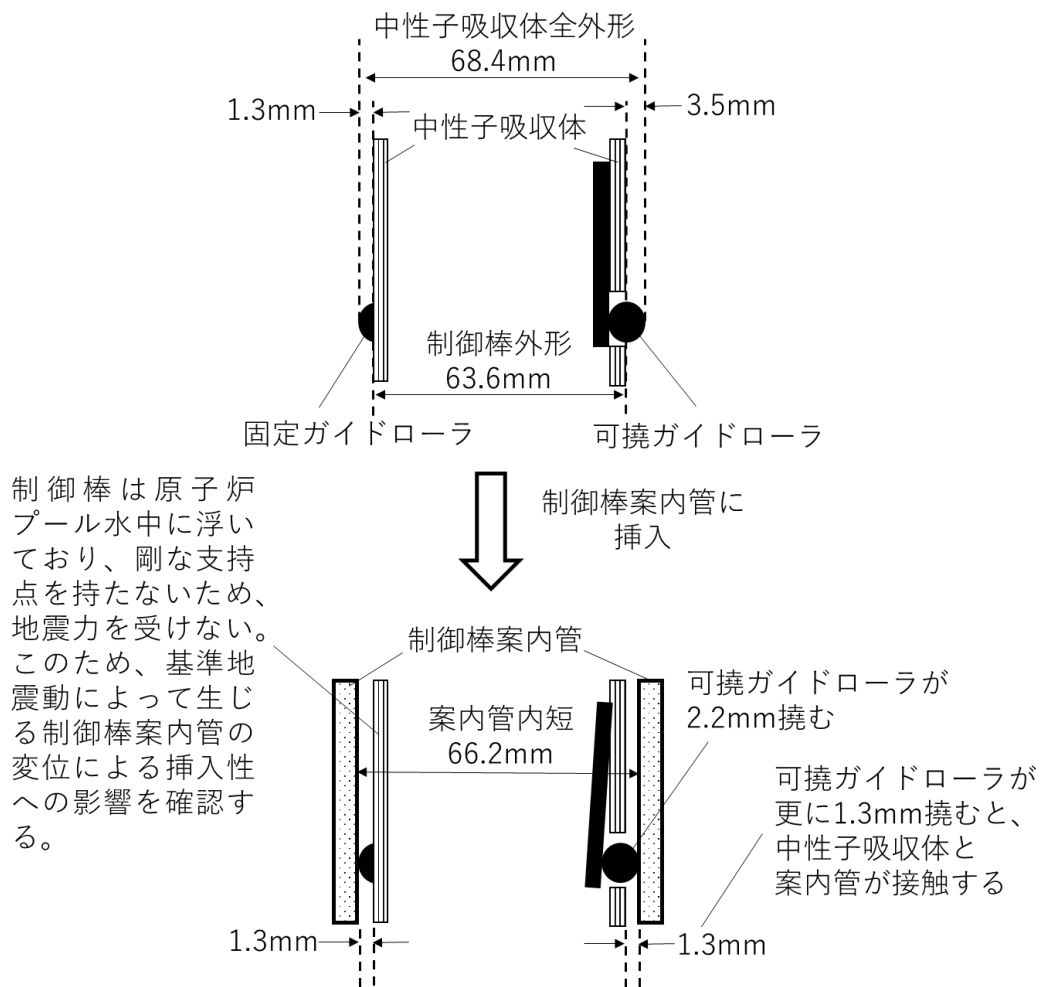
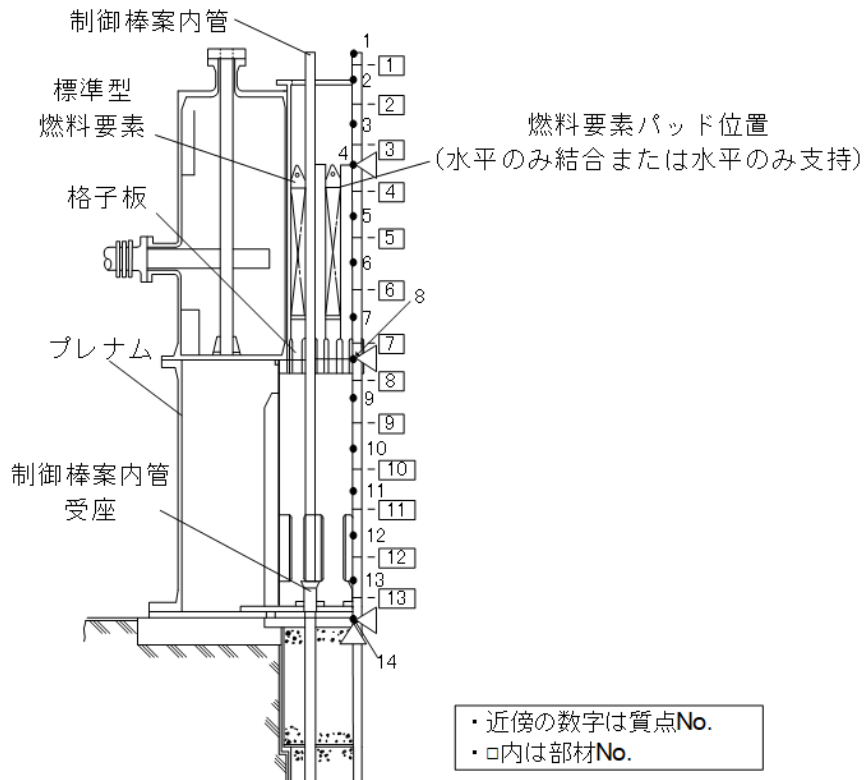


図-7.4 中性子吸収体評価イメージ図

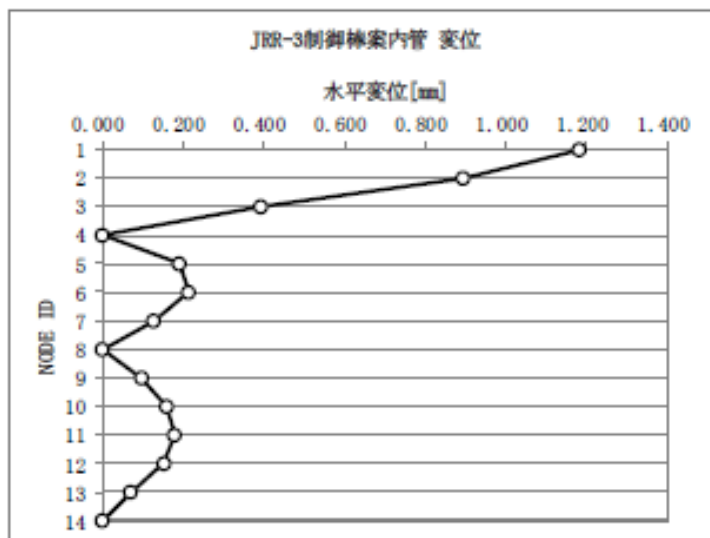
4. 中性子吸収体及びフォロー型燃料要素の挿入性について

「添付書類3-4-5 制御棒案内管の耐震強度評価」で示したとおり、制御棒案内管の基準地震動による最大変位は1.1830mmである（基準地震動による制御棒案内管の水平変位を図-7.5に示す）。図-7.2、図-7.3及び図-7.4から制御棒案内管と中性子吸収体のクリアランスは4辺の各端1.3mmであり、直交する水平方向の各方向に対し、制御棒案内管の変位が1.3mmまでは可撓ガイドローラの構造で吸収することができる。このため、基準地震動時であっても中性子吸収体は制御棒案内管に接することはなく、挿入性に問題はない。

また、フォロー型燃料要素に関しては、制御棒案内管と接点を持たない構造となっており、制御棒案内管とのクリアランスは4辺の各端1.3mmである。フォロー型燃料要素の構造を図-7.6に示す。このため、基準地震動時であっても制御棒案内管に接することはなく、その挿入性に問題はない。



制御棒案内管評価モデル



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-7.5 制御棒案内管評価モデル及び制御棒案内管の水平方向変位量
(添付書類 3-4-5 制御棒案内管の耐震強度評価より)

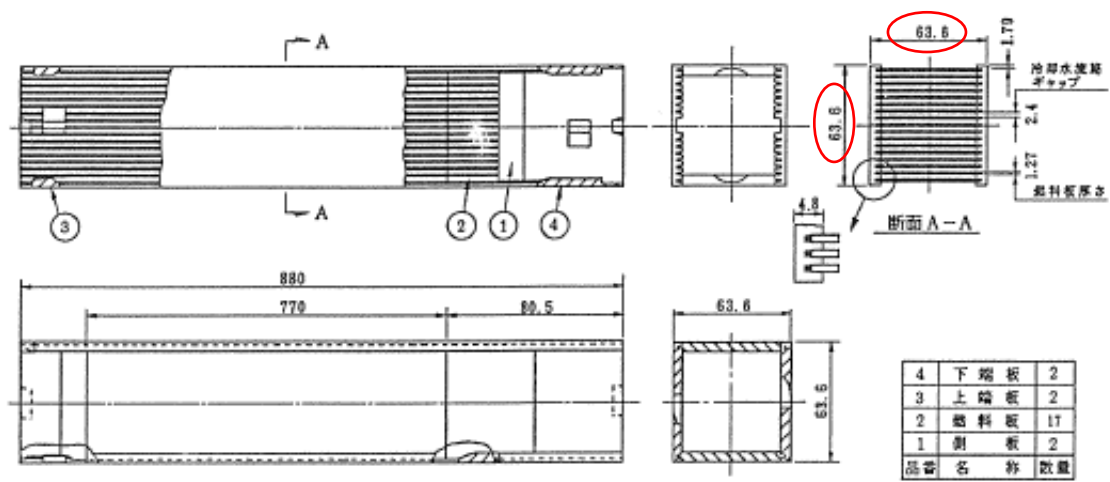


図-7.6 フォロワ型燃料要素構造図

8. 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、J R R - 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技術基準に関する規則への適合性説明の要否を取りまとめた J R R - 3 設工認要否判定表を別表に示す。

236 33 34 1-1 1-2 57 1-3 176 44 1-4 356 357 358 359 360 361 4 5 6 7 8 9 10 362 363 364 11 12 13 14 15 16 17 18 19

Table with columns for technical standards (技術基準規則の条項), item numbers (項・号), and various equipment categories (1)耐震構造, (2)燃料体, (3)減速材及び反射材の種類, (4)原子炉容器, (1)試験研究用等原子炉の炉心, (2)機器・設備. Rows include items like 耐震重要度, 安全上の重要度, 竣工申請, and various safety and equipment specifications.

一：当該条項の要求事項に適合すべき設備等が施設に無いことを示す。
○：当該条項の要求事項に適合すべき設備等があり適合性を要することを示す。
△：当該条項の要求事項に適合すべき設備等があるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため（もしくは他の回の申請で説明するため）適合性を省略することを示す。
×：新規要求事項であるが、過去の設工認または現在申請中の設工認で要求事項を満たしていることの説明がつかないこと。
◎：当該条項の要求事項に適合すべき設備等なく適合性を要しないことを示す。

添付書類 8 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、1121 次冷却材炉心出口温度、1131 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1 3 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1 3 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1 3 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1 3 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。

9. JRR-3の変更に係る設計及び工事の計画の分割申請の理由に関する説明書

JRR-3 原子炉施設の適合性確認に係る設計及び工事の計画の認可申請については、設計の範囲、工事の時期等を勘案して表 1 のとおり分割することとする。本申請では、「原子炉プールの構造（耐震性）」、「使用済燃料プール等の構造（耐震性）」、「炉心等の構造（耐震性）」について申請するものである。

表1 JRR-3原子炉施設設工認申請対象の施設区分と項目*

施設区分				分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
イ 原子炉本体	ハ 原子炉本体の構造及び設備	(1)炉心(i)構造	炉心等の構造(耐震性)	その11	○	既設
		(4)原子炉容器(i)構造	原子炉プールの構造(耐震性)	その11	○	既設
			原子炉プール貫通部等の構造(耐震性)	その13	申請済	既設
ロ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造	使用済燃料貯槽室の耐震改修(耐震性)	その3	申請済	改造
			燃料管理施設の耐震改修(耐震性)	その3	申請済	改造
			使用済燃料貯蔵施設の耐震設計(耐震性)	その2	申請済	既設
		(3)その他の主要な構造	使用済燃料貯槽室の構造(外部事象影響)	その13	申請済	既設
			燃料管理施設の構造(外部事象影響)	その13	申請済	既設
			使用済燃料貯蔵施設の構造(外部事象影響)	その13	申請済	既設
	ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	(2)核燃料物質貯蔵設備の構造	核燃料物質貯蔵設備の構造(耐震性)	その13	申請済	既設
			ステンレス製密封容器の構造(密封性)	その10	申請済	既設
			使用済燃料プール等の構造(耐震性)	その11	○	既設
			使用済燃料プール水位警報設備の設置	その13	申請済	既設
ハ 原子炉冷却系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造	冷却塔の耐震改修(耐震性)	その6	申請済	改造
	ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(1)1次冷却設備 (ii)主要な機器の構造	1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置	その7	申請済	追加
			1次冷却系設備の構造(耐震性)	その13	申請済	既設
		(2)2次冷却設備	2次冷却系設備の構造(耐震性)	その13	申請済	既設
		(4)その他の主要な事項 (i)重水冷却設備	重水冷却設備の構造(耐震性)	その13	申請済	既設

施設区分				分割申請 回数	今回の 申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
ハ 原子炉冷却系統施設	ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(4) その他の主要な事項	サイフォンブレイク弁の構造（耐震性）	その 1 3	申請済	既設
		(ii) 冠水維持設備	原子炉プールの構造（耐震性）	その 1 1	○	既設
		(4) その他の主要な事項	原子炉プール溢流タンクの構造（耐震性）	その 1 3	申請済	既設
ニ 計測制御系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	原子炉制御棟の耐震改修（耐震性）	その 2	申請済	改造
		(3) その他の主要な構造	原子炉制御棟の構造（外部事象影響）	その 1 3	申請済	既設
			原子炉制御棟避雷針の設置	その 1 3	申請済	既設
			中央制御室におけるばい煙対策設備の設置	その 1 3	申請済	既設
	ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備	(1) 計装	原子炉プール水位警報設備の設置	その 1 3	申請済	既設
		(2) 安全保護回路	ケーブルの分離設備の設置（建家貫通部）	その 1 0	申請済	追加
			核計装案内管等の構造（耐震性）	その 1 3	申請済	既設
		(3) 制御設備	制御棒等の構造（耐震性）	その 1 3	申請済	既設
			制御棒駆動装置の一部更新	その 8	申請済	改造
		(4) 非常用制御設備	重水ダンプ弁の構造（耐震性）	その 1 3	申請済	既設
(5) その他の主要な事項	中央制御室外原子炉停止盤の設置	その 1 3	申請済	既設		
ホ 放射性廃棄物の廃棄施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1) 耐震構造	排気筒の耐震改修（耐震性）	その 3	申請済	改造
		(3) その他の主要な構造	排気筒の構造（外部事象影響）	その 1 3	申請済	既設
	ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	(2) 液体廃棄物の廃棄設備	廃液貯槽の漏えい検知器の設置	その 1	申請済	追加
		(3) 固体廃棄物の廃棄設備	保管廃棄施設の設置	その 1 0	申請済	既設
ヘ 放射線管理施設	チ 放射線管理施設の構造及び設備	(2) 屋外管理用の主要な設備の種類	モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加	その 1	申請済	追加

施設区分				分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
ト 原子炉格納施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造	原子炉建家屋根の耐震改修（耐震性）	その4	申請済	改造
		(3)その他の主要な構造	原子炉建家の構造（外部事象影響）	その13	申請済	既設
	リ 原子炉格納施設の構造及び設備	(2)設計圧力及び設計温度並びに漏えい率	原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計	その13	申請済	既設
		(3)その他の主要な事項 (i)原子炉建家換気空調設備	原子炉建家換気空調設備の構造（耐震性）	その13	申請済	既設
		(3)その他の主要な事項 (ii)非常用排気設備	非常用排気設備の構造（耐震性）	その13	申請済	既設
チ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(1)耐震構造	実験利用棟及びコンプレッサ棟の耐震改修（耐震性）	その5	申請済	改造
		(3)その他の主要な構造	実験利用棟の構造（外部事象影響）	その13	申請済	既設
	ヌ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備	(1)非常用電源設備の構造 (i)無停電電源装置	静止型インバータ装置の更新	その9	申請済	改造
		(2)主要な実験設備の構造 (ii)照射利用設備	照射設備の構造（耐震性）	その13	申請済	既設
		(2)主要な実験設備の構造 (iii)CNS	クライオスタットの構造（耐震性）	その13	申請済	既設
		(2)主要な実験設備の構造 (iv)その他の附属設備	炉室詰替セル等の構造（耐震性）	その13	申請済	既設

施設区分				分割申請 回数	今回の 申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
チ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	ヌ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設の構造及び設備	(3)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための設備	冠水維持機能喪失時用給水設備の設置	その12	申請済	追加
			(4)その他主要な事項	安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置	その7	申請済
		JRR-3内の通信連絡設備の設置	その1	申請済	既設	
		JRR-3外の通信連絡設備の設置	その1	申請済	既設	
		消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備を除く）	その7	申請済	既設	
		消火設備の設置（ハロゲン化物消火設備）	その9	申請済	既設	
		外部消火設備の設置	その13	申請済	既設	
		ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(3)その他の主要な構造	内部溢水影響評価	その13	申請済
	内部火災影響評価			その13	申請済	既設

※今後の進捗に応じて、項目や分割内容を変更する可能性がある。

品質マネジメントシステム文書	
文書番号	QS - P10
改訂番号	06 (2020年4月1日改訂)

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
品質マネジメント計画書

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

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	1
4.1 一般要求事項	1
4.2 文書化に関する要求事項	3
4.2.1 一般	3
4.2.2 品質マネジメント計画書	3
4.2.3 文書管理	4
4.2.4 記録の管理	4
5. 経営者等の責任	5
5.1 経営者の関与	5
5.2 原子力の安全の重視	5
5.3 品質方針	5
5.4 計画	5
5.4.1 品質目標	5
5.4.2 品質マネジメントシステムの計画	6
5.5 責任、権限及びコミュニケーション	6
5.5.1 責任及び権限	6
5.5.2 管理責任者	7
5.5.3 管理者	8
5.5.4 内部コミュニケーション	8
5.6 マネジメントレビュー	8
5.6.1 一般	8
5.6.2 マネジメントレビューへのインプット	9
5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット	9
6. 資源の運用管理	10
6.1 資源の確保	10
6.2 人的資源	10
6.2.1 一般	10
6.2.2 力量、教育・訓練及び認識	10
6.3 インフラストラクチャ	10
6.4 作業環境	11
7. 業務の計画及び実施	11
7.1 業務の計画	11
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	11
7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化	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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

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 1
7.2.3	外部とのコミュニケーション	1 2
7.3	設計・開発	1 2
7.3.1	設計・開発の計画	1 2
7.3.2	設計・開発へのインプット	1 2
7.3.3	設計・開発からのアウトプット	1 3
7.3.4	設計・開発のレビュー	1 3
7.3.5	設計・開発の検証	1 3
7.3.6	設計・開発の妥当性確認	1 4
7.3.7	設計・開発の変更管理	1 4
7.4	調達	1 4
7.4.1	調達プロセス	1 4
7.4.2	調達要求事項	1 5
7.4.3	調達製品等の検証	1 5
7.5	業務の実施	1 5
7.5.1	個別業務の管理	1 5
7.5.2	個別業務に関するプロセスの妥当性確認	1 6
7.5.3	識別管理及びトレーサビリティ	1 6
7.5.4	組織外の所有物	1 6
7.5.5	調達製品の保存	1 6
7.6	監視機器及び測定機器の管理	1 7
8.	評価及び改善	1 7
8.1	一般	1 7
8.2	監視及び測定	1 8
8.2.1	組織の外部の者の意見	1 8
8.2.2	内部監査	1 8
8.2.3	プロセスの監視及び測定	1 8
8.2.4	検査及び試験	1 9
8.3	不適合管理	1 9
8.4	データの分析及び評価	2 0
8.5	改善	2 1
8.5.1	継続的改善	2 1
8.5.2	是正処置等	2 1
8.5.3	未然防止処置	2 1
9.	令第 41 条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制	2 2

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

図 4.1	品質マネジメントシステム体系図	-----	2 3
図 4.2	品質マネジメントシステムプロセス関連図	-----	2 4
図 5.5.1	保安管理組織図	-----	2 5
表 4.2.1	品質マネジメントシステム文書	-----	2 6
表 8.2.3	品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価	-----	3 0
表 8.4	品質マネジメントシステムの分析データ	-----	3 2

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

本品質マネジメント計画書において原子力施設検査室長とあるのは、「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」の変更認可が下り原子力施設検査室を設置するまでの間は、原子力施設検査準備室長と読み替える。

1. 目的

本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所(以下「研究所」という。)の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。)における保安活動に関して、「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。)並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。

2. 適用範囲

本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等(令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。)について適用する。

3. 定義

本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000 : 2015 品質マネジメントシステムー基本及び用語に従うものとする。

(1) 本部

機構の本部組織(以下「本部」という。)は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長をいう。

(2) 部長

保安管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、バックエンド技術部長、研究炉加速器技術部長、臨界ホット試験技術部長及び原子力施設検査室長をいう。

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。

(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステム

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

を構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。

- a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度
 - b) 原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
 - c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響
- (3) 保安に係る各組織は、原子炉施設等に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。
- (4) 保安に係る各組織は、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。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。図 4.1 に基本プロセスと各組織への適用に関する「品質マネジメントシステム体系図」を示す。
- a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。図 4.2 に本品質マネジメント計画書の「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、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。（5.4.1、7.1、8.2.3、8.2.4 参照）
 - d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。（8.2.3 参照）
 - e) これらのプロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。
 - f) これらのプロセスについて、「7.1 業務の計画」どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。
 - 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整合のとれたものにする。
 - h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。（7.2.2、7.5.2 参照）
 - i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。
- (5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6.参照)

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。また、表 4.2.1 に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書を示す。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 一次文書

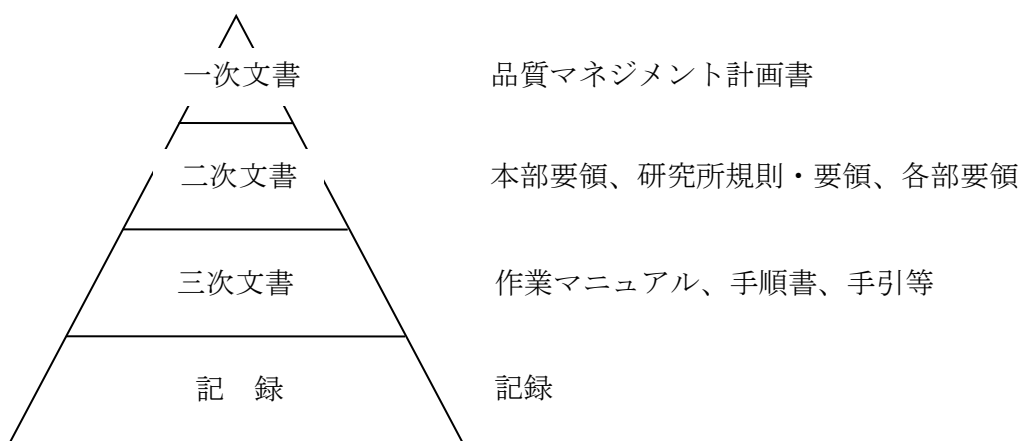
本品質マネジメント計画書

(3) 二次文書

この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録

(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、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録



文書体系図

4.2.2 品質マネジメント計画書

理事長は、次の事項を含む本品質マネジメント計画書を策定し、必要に応じ見直し、維持する。

- 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）
- 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項
- 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報
- 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

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マネジメント計画書	
制定日:	2017年4月1日	改訂日:2020年4月1日
		改訂番号:06

4.2.3 文書管理

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 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、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。
 - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。
 - b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。
 - c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。
 - d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。
 - e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、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。
 - f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
 - g) 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。
 - h) 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、適切に識別し、管理する。
 - i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。

4.2.4 記録の管理

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、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記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 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、次に掲げる管理の手順を規定する。
 - a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。
 - b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

5. 経営者等の責任

5.1 経営者の関与

理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。

- a) 品質方針を設定する。(5.3 参照)
- b) 品質目標が設定されていることを確実にする。(5.4.1 参照)
- c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。
- d) マネジメントレビューを実施する。(5.6 参照)
- e) 資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)
- f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。
- g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。
- h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

5.2 原子力の安全の重視

理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1 及び 8.2.1 参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。

5.3 品質方針

理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの及び施設管理に関する方針を含む。

- a) 組織の目的及び状況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して責任を持って関与することを含む。
- 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) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（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目標（7.1 (4) b) 参照）を含む。）を設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画（7.1 (4) 参照）を作成するとき、次の事項を考慮させる。

- a) 実施事項

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

- b) 必要な資源
- c) 責任者の明確化
- d) 実施事項の完了時期
- e) 結果の評価方法

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。
- (2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む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、管理責任者を通じて、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。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。
 - a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
 - b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持
 - c) 資源の利用可能性
 - d) 責任及び権限の割当て

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

理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図5.5.1保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に関係する要員が理解することを確実にする。また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が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持って業務を遂行するようにする。

- (1) 理事長
理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。
- (2) 統括監査の職
統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。
- (3) 管理責任者
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（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2参照）
- (4) 安全・核セキュリティ統括部長
安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

- (5) 契約部長
契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。
 - (6) 研究所担当理事
研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。
 - (7) 原子炉主任技術者
原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。
 - (8) 所長
所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。
 - (9) 核燃料取扱主務者
核燃料取扱主務者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。
 - (10) 廃止措置施設保安主務者
廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。
 - (11) 部長
部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。
 - (12) 課長
課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。
 - (13) 中央安全審査・品質保証委員会
中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。
 - (14) 原子炉施設等安全審査委員会
原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。
 - (15) 使用施設等安全審査委員会
使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。
 - (16) 品質保証推進委員会
品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。
- 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、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。
 - 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、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。
 - d) 関係法令を遵守する。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

5.5.3 管理者

- (1) 理事長は、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。
 - a) 業務の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。
 - b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。
 - c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。
 - d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。
 - e) 関係法令を遵守する。
- (2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。
 - a) 品質目標（5.4.1参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。
 - b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。
 - c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
 - d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
 - e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。
- (3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。

5.5.4 内部コミュニケーション

- (1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。
- (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、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。
- (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、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。

5.6 マネジメントレビュー

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、「マネジメントレビュー実施要領」に基づ

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

き、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。

- (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。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

- (1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。

- a) 内部監査の結果
- b) 組織の外部の者からの意見
- c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）
- d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果
- e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況
- h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ
- i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- j) 改善のための提案
- k) 資源の妥当性
- l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性

- (2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。

- (3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。

- (4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・評価する。

- (5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。

- (6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。

- 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関連する保安活動の改善
- c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源
- d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

- e) 関係法令の遵守に関する改善
 - (2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する(4.2.4参照)。
 - (3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。
 - (4) 理事長は、本部(監査プロセスを除く。)の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。

6. 資源の運用管理

6.1 資源の確保

理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。

- (1) 人的資源(要員の力量)
- (2) インフラストラクチャ(個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系)
- (3) 作業環境
- (4) その他必要な資源

6.2 人的資源

6.2.1 一般

- (1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。
- (2) 保安に係る各組織の要員には、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、力量のある者を充てる。
- (3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。(7.1、7.4.2及び7.5.2参照)

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

- (1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。
 - a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
 - b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。
 - c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。
 - d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。
 - e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。
- (3) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項のa)からe)に準じた管理を行う。

6.3 インフラストラクチャ

部長及び課長は、インフラストラクチャ(個別業務に必要な施設、設備及びサービ

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

スの体系をいう。)を「7.1 業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。

6.4 作業環境

部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1 業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

- (1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）を表4.2.1のとおり策定する。
- (2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。
- (3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、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（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。
- (4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。
 - a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
 - b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
 - c) 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
 - d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準
 - e) 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（4.2.4参照）
- (5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項に準じて業務の計画を策定し、管理する。

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

所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。

- a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）

7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

- (1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項について確認する。
 - 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) 当該組織が、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作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (4) 所長、部長及び課長は、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、関連する文書を改定する。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。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。

7.3 設計・開発

所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。
- (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限
 - d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源
- (3) 担当部長又は課長は、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を確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するイン

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

プットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。

- a) 機能及び性能に関する要求事項
- 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) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。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ようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）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により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。

(2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。

- 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に対して適切な情報を提供する。
- c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
- 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) 工事等を担当する部長又は課長は、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（7.3.1参照）に体系的なレビューを行う。

- 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) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。

(3) 担当部長又は課長は、設計・開発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作成し、管理する（4.2.4参照）。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 工事等を担当する部長又は課長は、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（7.3.1参照）に検証を実施する。

(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。

(3) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。

(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与え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、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

検証を実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、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(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、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は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。
- (2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の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作成し、管理する(4.2.4参照)。

7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (2) 担当部長又は課長は、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。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素(材料又は部品)及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。
- (4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び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作成し、管理する(4.2.4参照)。

7.4 調達

所長は、調達する製品又は役務(以下「調達製品等」という。)の調達を着実にするため、「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。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。
- (2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。
- (3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

合には再評価する。

- (4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。
- (5) 部長及び課長は、供給者の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作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 所長は、調達製品等の調達後における、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施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
 - a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項
 - f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g) その他調達物品等に関し必要な要求事項
- (2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、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。

7.4.3 調達製品等の検証

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が、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仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。
 - a) 受入検査（記録確認を含む。）
 - b) 立会検査（供給者先、現地）
 - c) その他（書類審査、受注者監査）
- (2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項（7.4.2参照）の中で明確にする。

7.5 業務の実施

部長及び課長は、業務の計画（7.1参照）に従って、次の事項を実施する。

7.5.1 個別業務の管理

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。
- b) 必要な時に、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) 監視及び測定が実施されている(8.2.3参照)。
- f) 業務のリリース(次工程への引渡し)が規定どおりに実施されている。

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 部長及び課長は、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) 部長及び課長は、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。
- (3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (4) 部長及び課長は、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管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法
 - c) 妥当性確認の方法(所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。)
 - d) 記録に関する要求事項

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

- (1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。
- (2) 部長及び課長は、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し、その記録を管理する(4.2.4参照)。

7.5.4 組織外の所有物

- (1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (2) 部長及び課長は、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、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。

7.5.5 調達製品の保存

部長及び課長は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。

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、次の管理を行う。

- (1) 部長及び課長は、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個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。
- (2) 部長及び課長は、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。
- (3) 部長及び課長は、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、次の事項を満たすようにする。
 - 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、管理する（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、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 部長及び課長は、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（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。
- (5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 部長及び課長は、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。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。
 - a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 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) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者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（7.2.3 参照）により入手し、監視する。
- (2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。

8.2.2 内部監査

- (1) 理事長は、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、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。
 - a) 本品質マネジメント計画書の要求事項
 - b) 実効性のある実施及び実効性の維持
- (2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。
- (3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。
- (4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。
- (5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。
- (6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。
- (7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。
- (8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を統括監査の職に報告する。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表 8.2.3 を基本として、品質マネジメントシステムのプロ

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

セスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

a) 監視及び測定の時期

b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法

- (2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) 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とする。
- (4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状況について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。
- (5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。

8.2.4 検査及び試験

原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。

- (1) 部長及び課長は、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、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。
- (3) 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。
- (4) 個別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、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。
- (5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。

8.3 不適合管理

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、運用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。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。

- a) 不適合を除去するための処置を行う。
 - b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。
 - 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) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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。
- (3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。
- (4) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、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、表8.4に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定(8.2参照)の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理(8.3参照)等の情報源からのデータを含める。
- (2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。
 - a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見(8.2.1参照)
 - b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性(8.2.3及び8.2.4参照)
 - c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設等の特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)
 - d) 供給者の能力(7.4参照)
- (3) 部長及び課長は、データ分析の情報及びその結果を整理し、所長を通じて研究所の管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。また、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長及び統括監査の職は、それぞれの管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。
- (4) 管理責任者は、報告のあった情報をマネジメントレビューへのインプット

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

(5.6.2 参照) に反映する。

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

理事長、管理責任者、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止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向上させるために継続的に改善する。

8.5.2 是正処置等

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。
- (2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。
 - a) 不適合等のレビュー及び分析
 - b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定
 - c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化
 - d) 必要な処置の決定及び実施
 - e) とった是正処置の有効性のレビュー
- (3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。
 - a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更
 - b) 品質マネジメントシステムの変更
- (4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。
- (5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。

8.5.3 未然防止処置

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06

課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見（核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。）を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉施設等の事業者と共有することも含む。

- a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査
 - 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) とった未然防止処置の有効性のレビュー
- (2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。

9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制

- (1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等（非該当施設）の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。
 - a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。
 - b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。

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マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06	

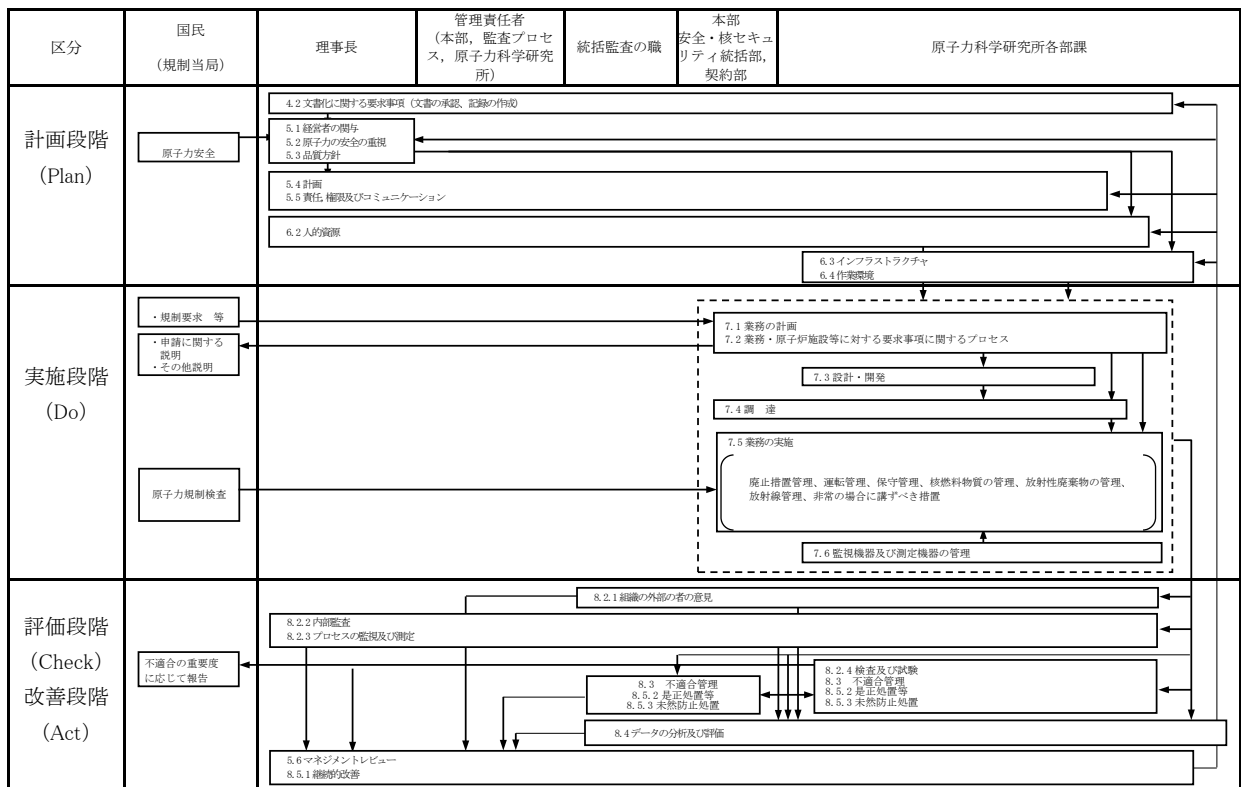


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

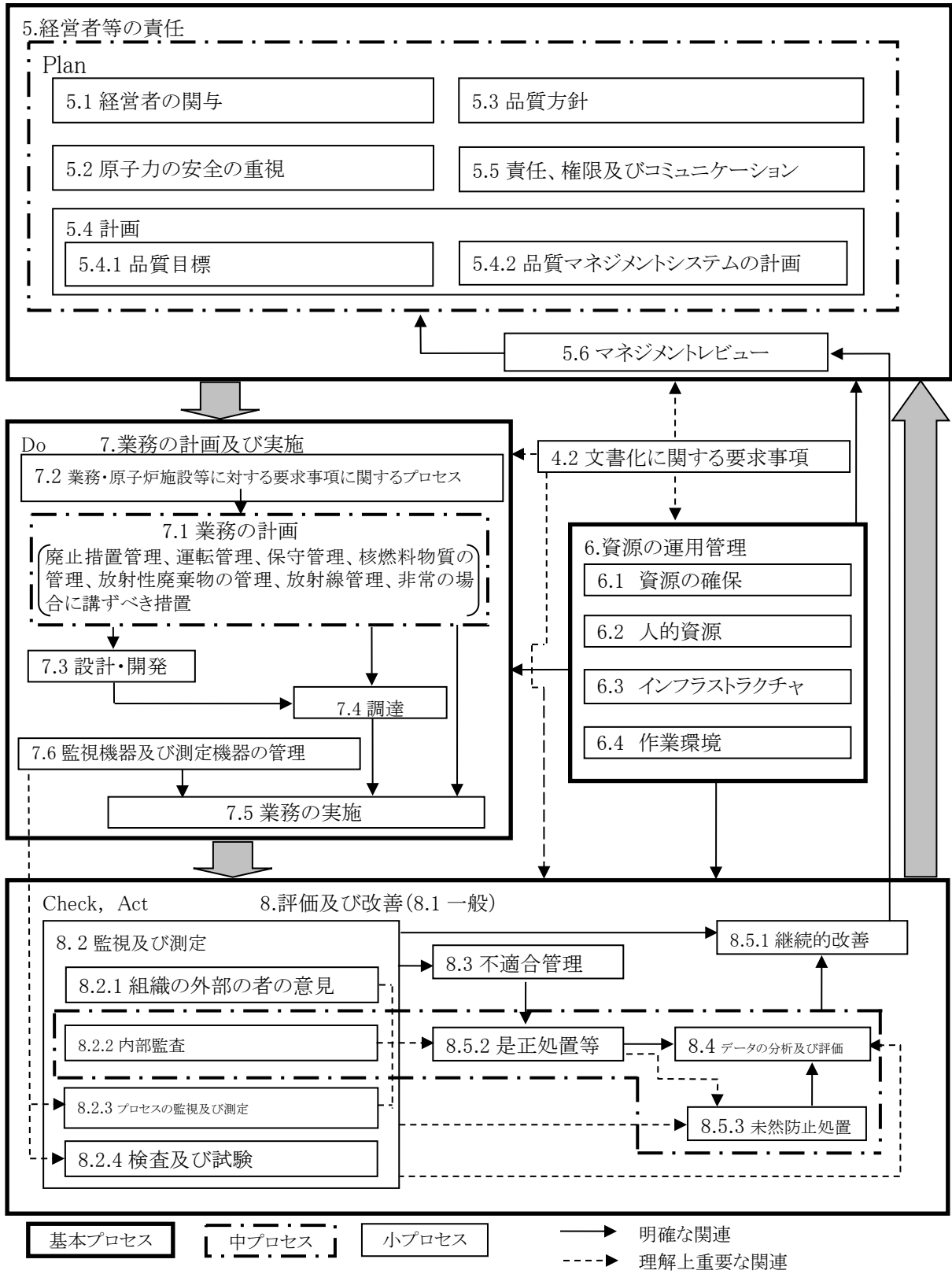


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

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マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06	

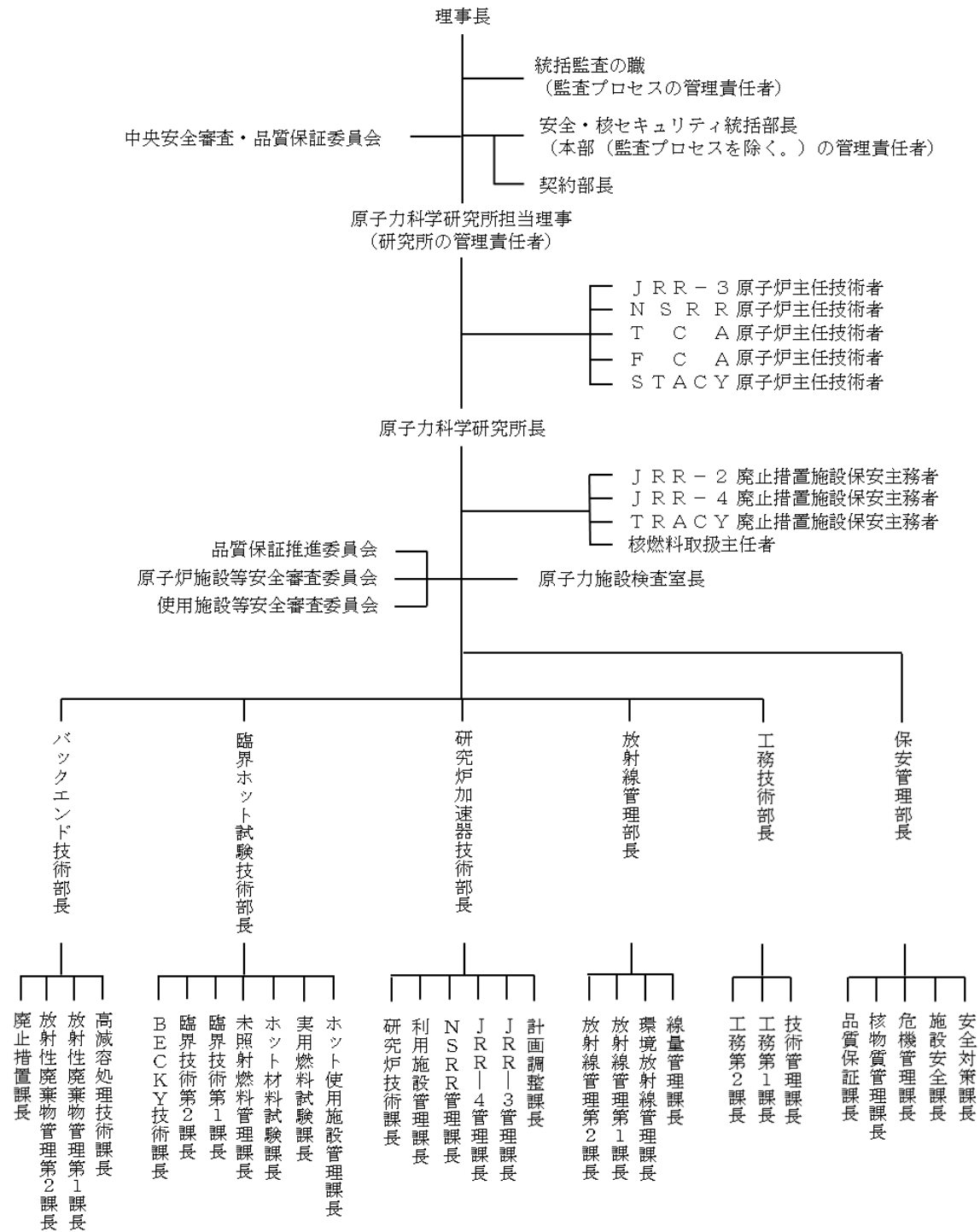


図 5.5.1 保安管理組織図

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A01
		原子力科学研究所文書及び記録の管理要領	所長	(科)QAM-420
		保安管理部の文書及び記録の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-420
		放射線管理部文書及び記録の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-420
		工務技術部文書及び記録の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-420
		研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-420
		臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-420
		バックエンド技術部文書及び記録の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-420
		原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-420
5.1	経営者の 関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A09
		原子力科学研究所安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	所長	(科)QAM-510
5.4.1	品質目標	品質目標の設定管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A11
		原子力科学研究所品質目標管理要領	所長	(科)QAM-540
5.5.4	内部コミュニケーション	中央安全審査・品質保証委員会の運営について	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A04
		原子炉施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-550
		使用施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-551
		原子力科学研究所品質保証推進委員会規則	所長	(科)QAM-552
5.6.1	マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領	理事長	QS-P02
6.2.2	力量、教	保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
	育・訓練及び認識	放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620
		教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07
7.1	業務の計画	原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713
		原子力科学研究所事故故障及び災害発生時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714
		原子力科学研究所保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715
		原子力科学研究所PI設定評価要領	所長	(科)QAM-716
		保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安管理部長	(科保)QAM-710
		放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710
		工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710
		研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-710
		臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-710
		バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710
		原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710
業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12		

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
			リテイ統括部長	
7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740
7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-760
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領 (放射線管理施設編)	放射線管理部長	(科放)QAM-760
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領 (放射線測定機器管理編)	放射線管理部長	(科放)QAM-761
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領 (環境の放射線管理施設編)	放射線管理部長	(科放)QAM-762
		工務技術部監視機器及び測定機器の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-760
		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760
8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03
8.2.4	検査及び試験	原子力科学研究所事業者検査の実施要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-820
		保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820
		放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820
		工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820
		研究炉加速器技術部試験・検査の管理	研究炉加速器技	(科研)QAM-820

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マネジメント計画書	
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日
改訂番号:06	

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		要領	術部長	
		臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820
		バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820
8.3	不適合管理	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A03
8.5.2	是正処置等	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830
8.5.3	未然防止処置	原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850

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マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06	

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	所長	品質目標の設定及び実施状況		所長へ報告 半期ごと	
	部長			部長へ報告 半期ごと	
	課長			部長へ報告 半期ごと	
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと
	運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと
	保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと
	核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと	
改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以	

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マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号:06	

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度
			不適合管理状況	上、又は必要に応じて マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> 保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)
核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)
放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
放射線業務従事者の被ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)

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マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年4月1日	改訂番号: 06

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部教育・訓練管理要領 ・放射線管理部教育・訓練管理要領 ・工務技術部教育・訓練管理要領 ・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 ・バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)
保安検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)
官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)
不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)
調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> 調達先の評価・選定管理要領 原子力科学研究所調達管理要領 	(d)