

JRR-3設工認その1 1 申請概要

【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）】

令和2年1月27日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

新規制基準を受け基準地震動の見直しを行ったことに伴い、耐震性について再評価を行う必要のある設備機器については設工認その11及びその13にて耐震設計を申請することとしている。

設工認その11では、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール、原子炉本体について申請した。これらの設備機器の耐震クラスは全てSクラスである。

設工認その13では、残りの耐震Sクラスの設備機器及び再評価が必要になった耐震Bクラスの設備機器（動的評価を要するもの及び上位波及影響を考慮する必要のあるもの）を申請する。また、それらに加え、再評価を要しないが耐震重要度を見直したことによって耐震設計が変更になった設備機器について申請する。

設工認その11、その13で申請する機器一覧表を次頁に示す。

設工認その11を先行し申請した理由は、現在設工認申請中の「制御棒案内管の製作」について令和2年度に製作を予定しており、設工認その11に記載した耐震評価の内容を盛り込んだ補正を行うことから、先行して審査をしていただく必要があるためである。

設工認	施設区分		申請機器	クラス
その11	原子炉本体（原子炉容器）		原子炉プール	S
	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （核燃料物質貯蔵設備）		使用済燃料プール、カナル	
	原子炉本体（炉心、燃料体）		照射筒、格子板A、格子板B、格子板支持胴、プレナム、制御棒案内管、ベースプレート、反射体押え、重水タンク本体、ビームチューブ、照射シンプル、真空容器、ベリリウム反射体、標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素	
その13	原子炉本体 （原子炉容器、放射線遮蔽体）		プールゲート（No.1ゲート）、上部遮蔽体*	B
			下部遮蔽体	S
	原子炉冷却系統施設	1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、1次冷却材熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、ディフューザ、1次冷却材ストレーナ、1次冷却系設備主配管*	B
		2次冷却系設備	2次冷却系設備主配管	
		重水・ヘリウム系設備	重水ポンプ、重水ドレン汲上ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、重水ドレンタンク、重水イオン交換樹脂塔、重水前置フィルタ、重水後置フィルタ、重水系設備主配管、ヘリウム圧縮機、吸込タンク、吐出タンク、ヘリウムタンク、再結合器、ドレンセパレータ、凝縮器、ヘリウム系設備主配管	
		冠水維持設備	サイフォンブレイク弁接続管、サイフォンブレイク弁	
	自然循環弁	自然循環弁接続管、自然循環弁	B	

*上位波及影響を及ぼすおそれのある機器（1次冷却系設備主配管は原子炉プール内配管のみ対象。評価結果より工事の必要はない。）

設工認	施設区分		申請機器	クラス
その13	計測制御系統施設	核計装	対数出力炉周期系、安全系	B
		プロセス計装設備	1次冷却材流量、1次冷却材炉心入口温度、1次冷却材炉心出口温度、重水流量、重水温度、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位（安全保護系）	
		プロセス放射能監視設備	燃料事故モニタ	
		附帯設備	制御盤	
		安全保護回路	原子炉停止回路、工学的安全施設作動回路	
		非常用制御設備	重水ダンプ弁接続管、重水ダンプ弁	
		制御設備	中性子吸収体、制御棒駆動装置	
	原子炉格納施設 （その他の主要な事項）		非常用排風機、空気浄化装置、非常用排気設備ダクト	B
	放射性廃棄物の廃棄施設 （気体廃棄物の廃棄施設）		炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクト	B, C
	その他試験研究用等原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用電源設備	B
		主要な実験利用設備	ビームチューブ接続管、水力照射設備主配管、気送照射設備主配管、放射化分析用照射設備主配管、クライオスタット*、炉室詰替セルの躯体、サブプール	
			前部水封用止板	
		その他の主要事項	給気系主ダクト、非常用排気設備アキュムレータ、非常用排気設備用主配管	
	核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料搬送装置、使用済燃料キャスク	B
核燃料物質貯蔵設備		プールゲート（No. 2ゲート）	B	
		使用済燃料貯蔵ラック	S	

*上位波及影響を及ぼすおそれのある機器（評価結果より工事の必要はない。）

JRR-3原子炉施設の設計及び工事の方法の認可申請書（その11）では、新規制基準対応において評価対象となる全ての建物・構築物及び機器・配管系のうち原子炉プール等及び炉心等に関する耐震性について説明するものである。申請書は、本文及び添付書類により構成されている。

本資料では、耐震性評価について、評価内容及び結果の概要を説明する。

・評価対象の選定

「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」に記載の耐震重要度分類に基づき評価対象を選定した。

具体的には、既往（新規基準の施工以前）の設計及び工事の方法の認可申請書において評価を行った既設の建物・構築物及び機器・配管系のうち、基準地震動の変更に伴い入力条件の変更が生じたものを評価対象とした。

今回申請する評価対象は、耐震Sクラスのうち原子炉プール等及び炉心等である。

建物・構築物及び機器・配管系の評価対象一覧

申請書本文	名称
第1編 原子炉プールの構造（耐震性）	原子炉プール
第2編 使用済燃料プール等の構造（耐震性）	使用済燃料プール
	カナル
第3編 炉心等の構造（耐震性）	照射筒
	格子板A
	格子板B
	格子板支持胴
	標準型燃料要素
	フォロワ型燃料要素

申請書本文	名称
第3編 炉心等の構造（耐震性）	制御棒案内管
	プレナム
	ベースプレート
	反射体押え
	重水タンク本体
	ビームチューブ
	照射シンブル
	真空容器
ベリリウム反射体	



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



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

申請書は、本文と添付書類 1. から 6. で構成されている。添付書類の構成は以下のとおり。

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. 照射シンプルの耐震強度評価
 - 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
 - 3-7. 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
 - 3-7-2. フォロワ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設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性
6. 申請に係る「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」との適合性

・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う。耐震Sクラスの基本方針について以下に示す。

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

※本申請に係るもの。

・地震力の算定法

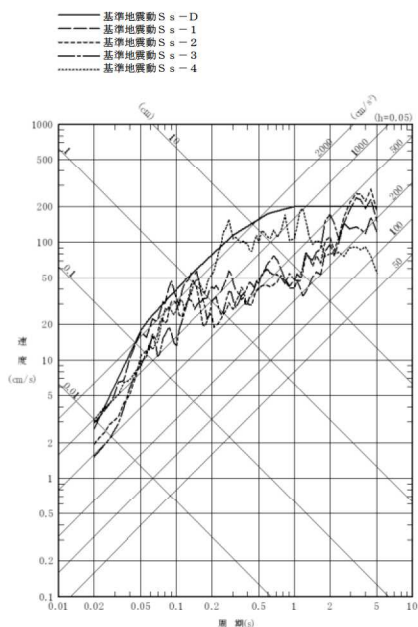
(1) 静的地震力

静的地震力は既往の設工認から変更はない。

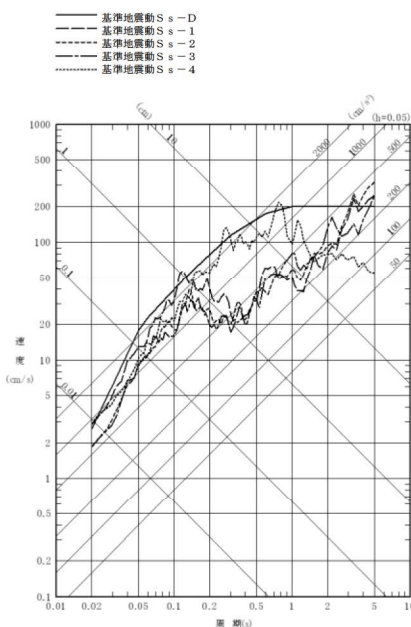
(2) 動的地震力

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。

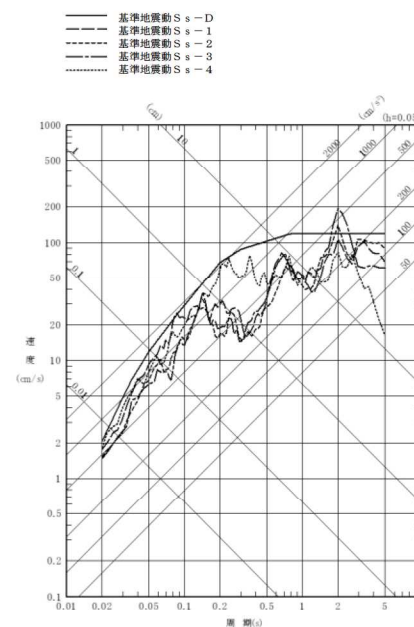
基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。また、JRR-3原子炉施設の設計用地震動は原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動S_s-1からS_s-4、S_s-Dを用いる。



NS成分



EW成分



UD成分

基準地震動S_sの応答スペクトル

・地震力の算定法

<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Sd		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※1 $3.0C_i$	鉛直震度※2 $1.0C_v$	
		基準地震動Ss		地震力は、動的地震力とする。

※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0.3 R_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。

<機器・配管系の設計用地震力>

耐震クラス	地震力	静的地震力		動的地震力	
		水平	鉛直	水平	鉛直
S	IV _A S	—	—	$K_h(Ss)$	$K_v(Ss)$
	III _A S	$K_h(3.6C_i)$	$K_v(1.2C_v)$	$K_h(Sd)$	$K_v(Sd)$

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

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

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

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

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

・ 荷重の組合せ

原子炉プール等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 使用済燃料プール カナル	$GP^*+H_S+H_D+Kd$ $GP^*+H_S+T/3+H_D+Kd$	建築基準法に定める「短期許容応力度」
	$GP^*+H_S+H_D+Ks$	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 : 静水圧荷重
- T : 温度荷重
- H_D : 動水圧荷重
- Kd : 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
- Ks : 基準地震動S_sによる地震力

・ 荷重の組合せ

機器・配管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	$D + P_d + M_d + S_s$	$IV_A S$	$IV_A S$
	$D + P_d + M_d + S_d$	$III_A S$	$III_A S$

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

・ 機器・配管系の動的解析

機器・配管系の動的解析には、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。なお、今回使用する動的地震力は、Ss-1（Sd-1）、Ss-2（Sd-2）、Ss-3（Sd-3）、Ss-4（Sd-4）、Ss-D（Sd-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。

・ 機器・配管系の動的地震力

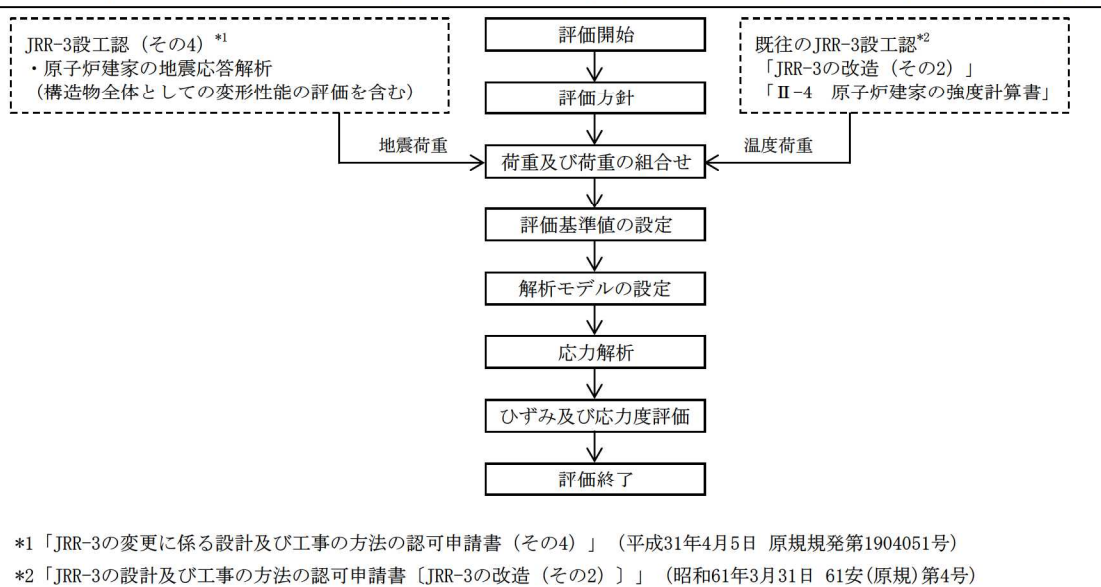
動的地震力は水平2方向及び鉛直方向の組合せを考慮し、JEAC及びJEAGに従いSRSS法、絶対値和法、代数和法を適用する。SRSS法の水平2方向の組み合わせについては、米国 Regulatory Guide 1.92の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として、地震時に水平2方向及び鉛直方向それぞれの最大応答が同時に発生する可能性は極めて低いとした考え方を適用する。ただし、従来の水平1方向及び鉛直方向の組合せによって算出した応力に水平2方向を考慮した場合の最大の応力増加率を乗じることで、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。

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

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

- 原子炉プールを内包する原子炉建家の構造物全体としての評価については、JRR-3設工認（その4）*1（平成31年4月5日に認可取得）で地震応答解析を実施し、耐震余裕を有することを確認している。（参考資料1参照）
- 本申請書の添付書類3-1では、Sクラス施設である原子炉プール等について、上記の地震応答解析結果から算定した地震荷重を用いて、各部に生じるひずみ及び応力度を評価し、弾性設計用地震動Sd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の地震力、基準地震動Ssによる地震力に対して耐震余裕を有することを確認した。



*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）

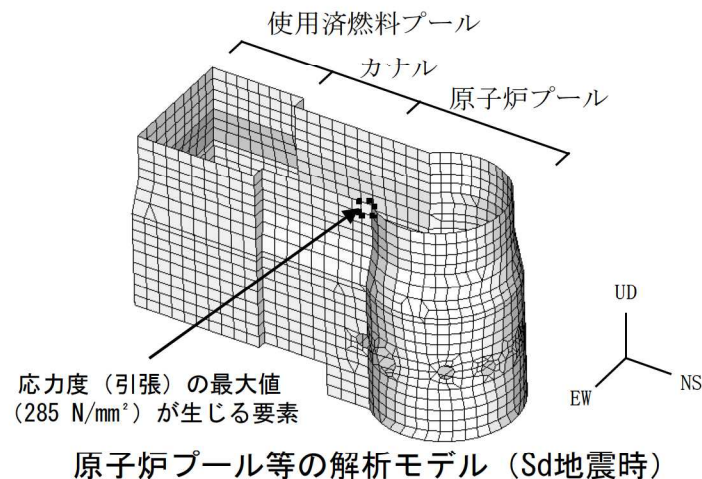
*2 「JRR-3の設計及び工事の方法の認可申請書〔JRR-3の改造（その2）〕」（昭和61年3月31日 61安(原規)第4号）

原子炉プール等の評価フロー

評価結果

地震力	評価項目	発生値	評価基準値	単位
Sd、 $3.0C_i$ (Sd地震時)	応力度（圧縮）	7.0	13.7	N/mm^2
	応力度（引張）	285※	295	N/mm^2
	応力度（面内せん断）	65	295	N/mm^2
	応力度（面外せん断）	1.09	2.06	N/mm^2
Ss (Ss地震時)	部材（コンクリート）の最大ひずみ	0.18×10^{-3}	3.00×10^{-3}	—
	部材（鉄筋）の最大ひずみ	0.21×10^{-3}	5.00×10^{-3}	—
	応力度（圧縮）	5.0	20.6	N/mm^2
	応力度（面外せん断）	1.13	2.06	N/mm^2

※応力度（引張）の最大値（ $285 N/mm^2$ ）が生じる時の応力度分布図を次ページに示す。



応力解析に使用した解析コード

Sd地震時：NX Nastran

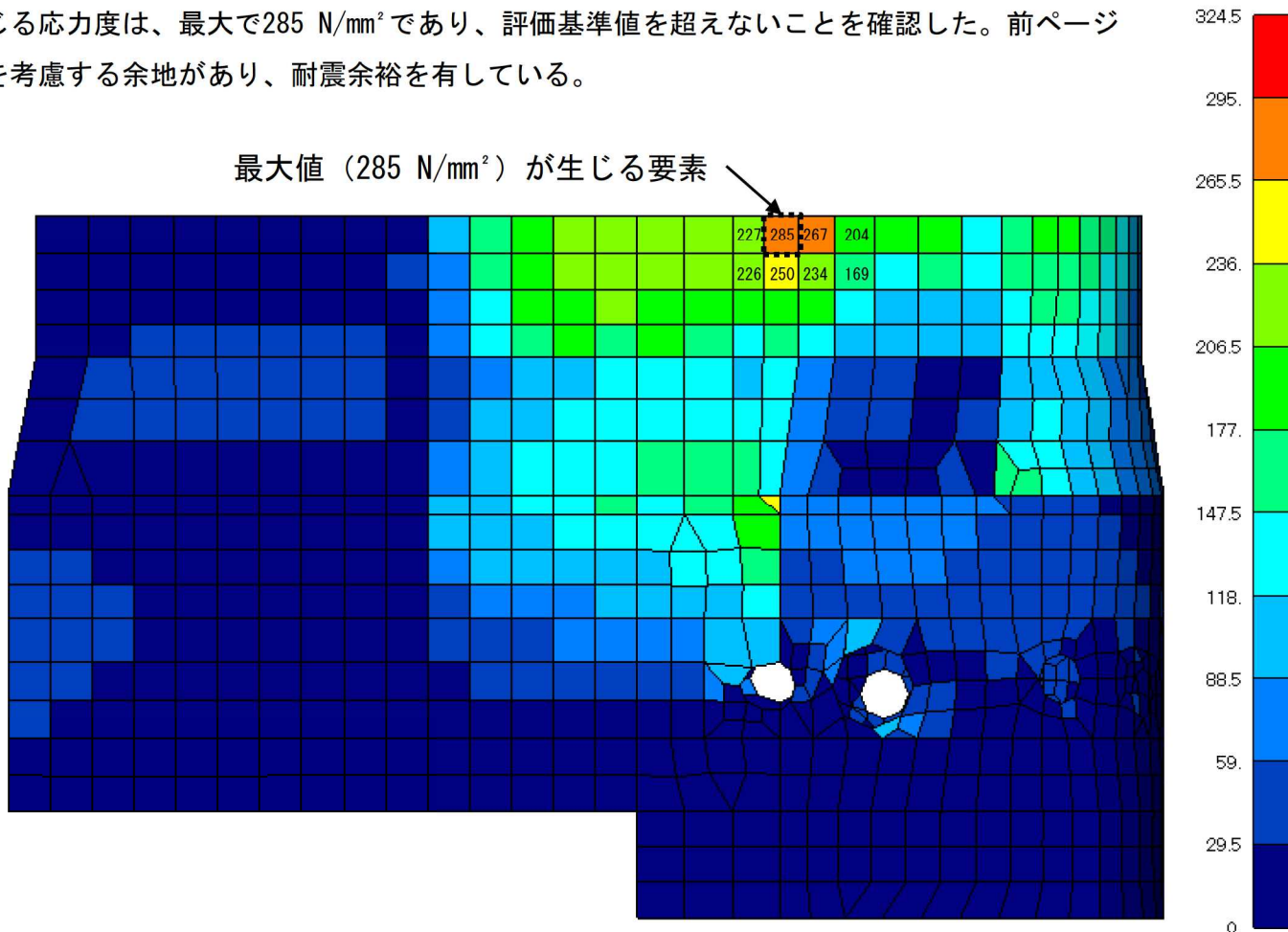
(Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.)

Ss地震時：ADINA

(ADINA R&D, Inc.)

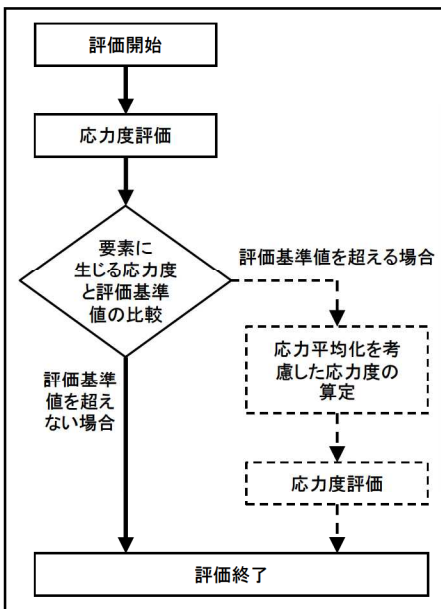
- 応力度評価は、要素に生じる応力度と評価基準値を比較し、評価基準値を超えないかを確認している。評価基準値を超える場合には、局所的な応力が周辺部へ伝達され、応力の再分配が生じることを踏まえ、周辺部の要素と平均化した応力度に対して評価を行う。
- 原子炉プール等の要素に生じる応力度は、最大で285 N/mm^2 であり、評価基準値を超えないことを確認した。前ページの評価には、応力の平均化を考慮する余地があり、耐震余裕を有している。

最大値 (285 N/mm^2) が生じる要素



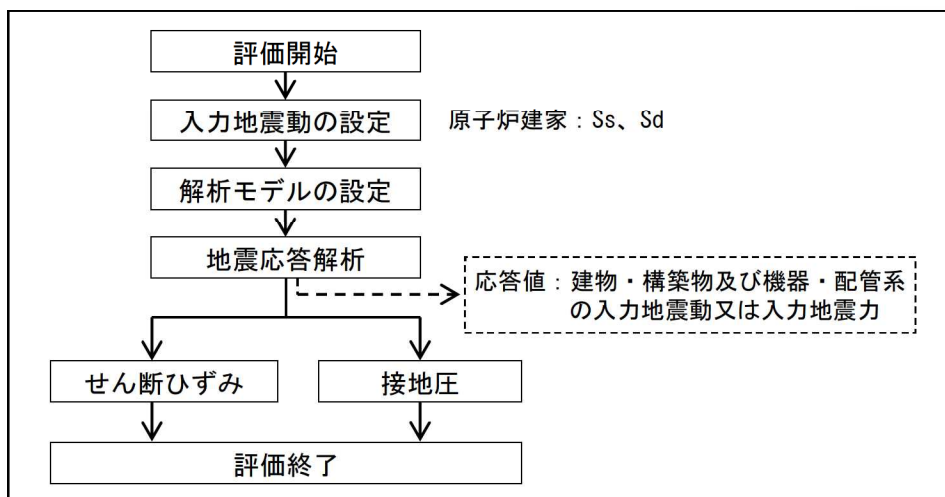
(単位 : N/mm^2)

応力度分布図 (引張)



応力度評価フロー

- 原子炉建家の地震応答解析については、JRR-3設工認（その4）（平成31年4月5日に認可取得）で実施し、基準地震動Ssによる応答値が評価基準値（終局時）に対して耐震余裕を有することを確認している。また、弾性設計用地震動Sdによる応答値がおおむね弾性範囲内に収まることを確認している。



地震応答解析の評価フロー

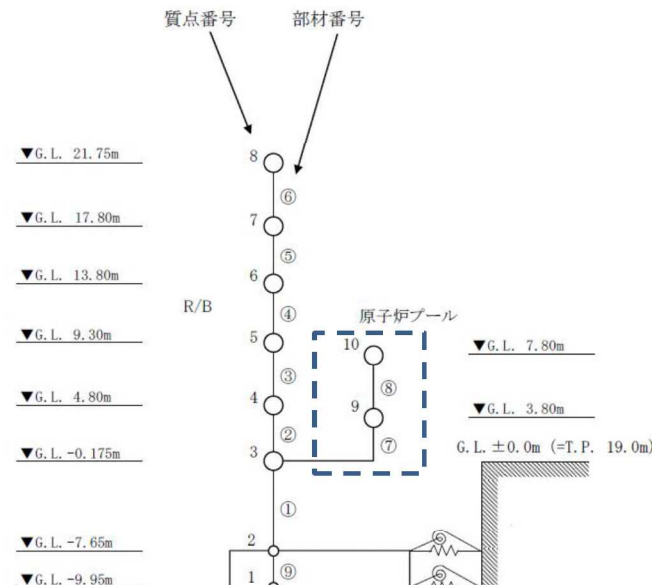
地震応答解析に使用した解析コード

	入力地震動算定	建家の地震応答解析
原子炉建家	TDAS※1	TDAS※1

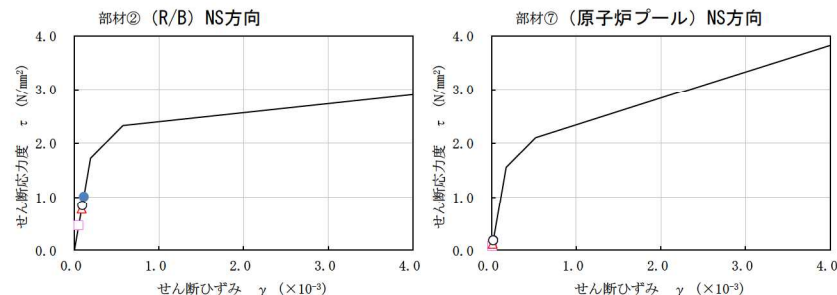
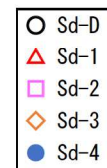
※1 株式会社竹中工務店

評価結果 (Ss地震時)

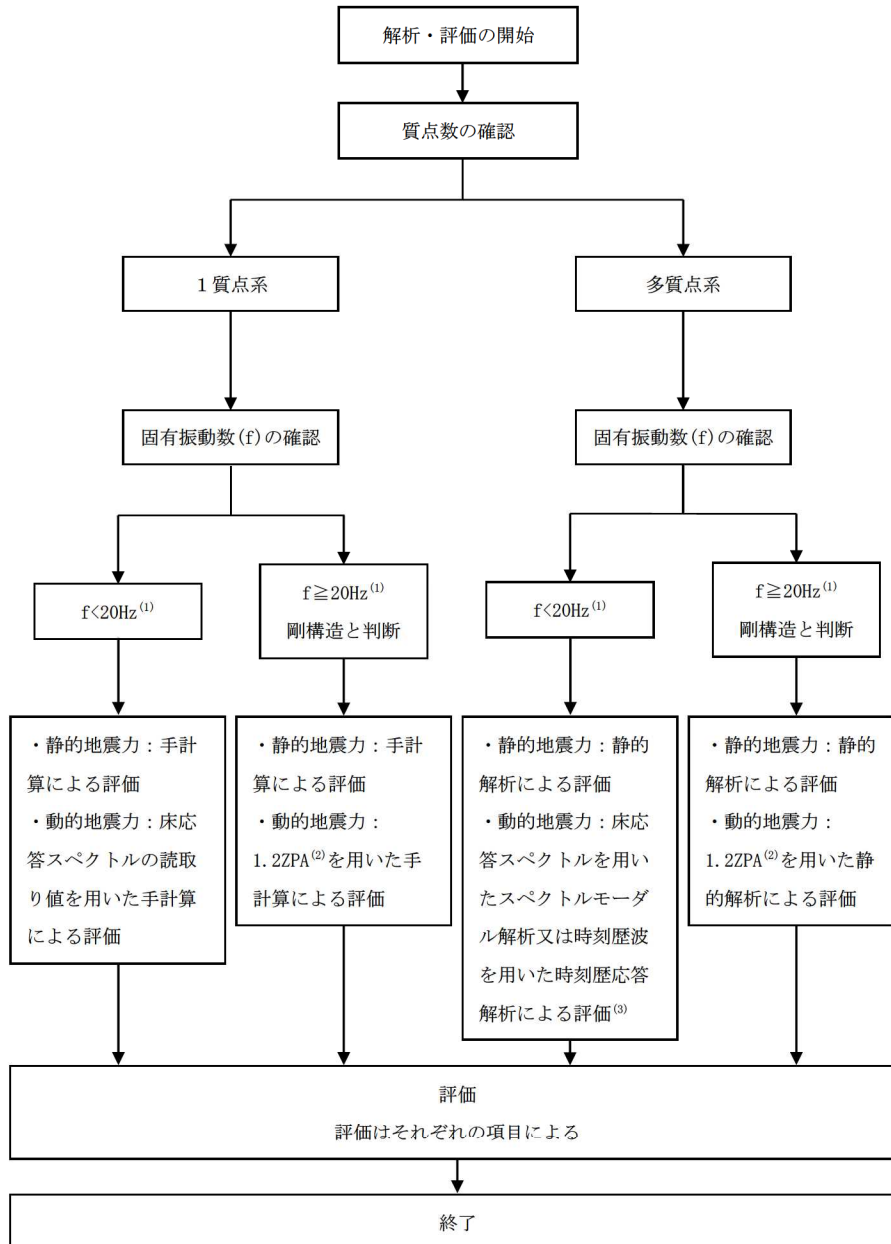
評価項目	応答値	評価基準値	単位
R/B耐震壁のせん断ひずみ	0.17×10^{-3}	2.0×10^{-3}	—
原子炉プール耐震壁のせん断ひずみ	0.07×10^{-3}	2.0×10^{-3}	—
最大接地圧	2087	7060	kN/m ²



原子炉建家の解析モデル (水平方向)



評価結果 (Sd地震時)



・添付書類3-2. から添付書類3-7-2. では原子炉本体の地震応答解析及び炉心、燃料要素の耐震強度評価を実施した。評価手順については、左図に示す。

注(1)：原子炉本体に接続する機器については20Hzを50Hzに読み替える。20Hzを50Hzに読み替える理由としては、原子炉本体に使用する原子炉建家の床応答スペクトル(P23)で約0.03s付近で単調増加ではない周期があるため、0.02s (50Hz) としている。
 注(2)：1.2ZPAは時刻歴応答波の最大値の20%増しを示す。
 注(3)：原子炉本体設備の解析は、原則として時刻歴応答解析を実施する。

・解析モデル

機器の形状及び支持方法を考慮して1質点系又は多質点系に分類し、1質点系の場合は材料力学の基本的な式等による簡易モデルを用い、多質点系の場合は梁、シェル、ソリッド要素によるFEM（有限要素法）モデルを用いる。

・解析手法

モデル	動的地震力以外の荷重 (自重、内圧、静的地震力、 地震相対変位など)	動的地震力	
		1次固有振動数が 50Hz以上	1次固有振動数が 50Hz未満
多質点	各荷重による静的解析	1. 2ZPAによる静的解析	スペクトルモーダル解析又は時刻歴応答解析
1質点 (等分布荷重による両端支持梁を含む)	各荷重による手計算	1. 2ZPAによる手計算	1次固有振動数に対応する床応答スペクトルの読取り値による手計算

<評価対象の計算モデル分類>

- ・多質点系モデル・・・原子炉本体〔格子板支持胴、プレナム（ベースプレートは強度評価のみ）、重水タンクを梁要素でモデル化し、燃料要素等の機器については質量のみ考慮。〕、制御棒案内管、標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素
- ・1質点系モデル・・・格子板A、格子板B、照射筒、ベリリウム反射体、反射体押え、ビームチューブ、照射シンブル、真空容器

・許容限界

今回の評価に係る機器・配管系に対する許容限界は、以下のように定める。

S_y	: 設計降伏点
S_u	: 設計引張強さ
S	: 許容引張応力
f_t	: 許容引張応力
f_s	: 許容せん断力
f_c	: 許容圧縮力
f_b	: 許容曲げ応力
$f_t^*, f_s^*, f_c^*, f_b^*$: 許容応力状態IV _A Sに対する許容応力であって、上記の f_t, f_s, f_c, f_b の値を算出する際に、JSMEのSSB-3121.3の規定に従い、SSB-3121.1(1)a.本文中 S_y 及び $S_y(RT)$ をそれぞれ $1.2S_y$ 及び $1.2S_y(RT)$ 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 $f_t, f_s, f_c, f_b, f_t^*, f_s^*, f_c^*, f_b^*$ においては、SSB-3121.1(1)のF値は、次に定める値とする。 $S_y, 0.7S_u$ 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、 $1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)$ のいずれか小さい方の値。

・許容限界

第3, 4種容器

耐震クラス	許容応力状態	許容限界				適用範囲
		一次一般膜応力	一次応力	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力	
S	IV _A S	$0.6S_u$	左欄の1.5倍の値	地震動のみによる疲労解析を行い、疲労累積係数が1.0以下であること。ただし、地震時のみによる一次+二次応力の変動値が $2S_y$ 以下であれば疲労解析は不要。		重水タンク本体 ビームチューブ 照射シンプル 真空容器
	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。				

第3, 4, その他の支持構造物（注1, 注2, 注3）

耐震クラス	許容応力状態	許容限界（ボルト等以外）						許容限界（ボルト等）		適用範囲	
		一次応力				一次+二次応力			一次応力		
		引張	せん断	圧縮	曲げ	引張圧縮	せん断	曲げ	引張		せん断
S	IV _A S	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	$1.5f_c^*$	$1.5f_b^*$	(注4) $3f_t$	(注4) (注5) $3f_s$	(注4) $3f_b$	$1.5f_t^*$	$1.5f_s^*$	格子板A,B 格子板支持胴 プレナムおよびベースプレート 制御棒案内管 燃料要素 照射筒 ベリリウム反射体 反射体押え
	III _A S	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_c$	$1.5f_b$				$1.5f_t$	$1.5f_s$	

注1：組合せ応力に対しても評価を行う。

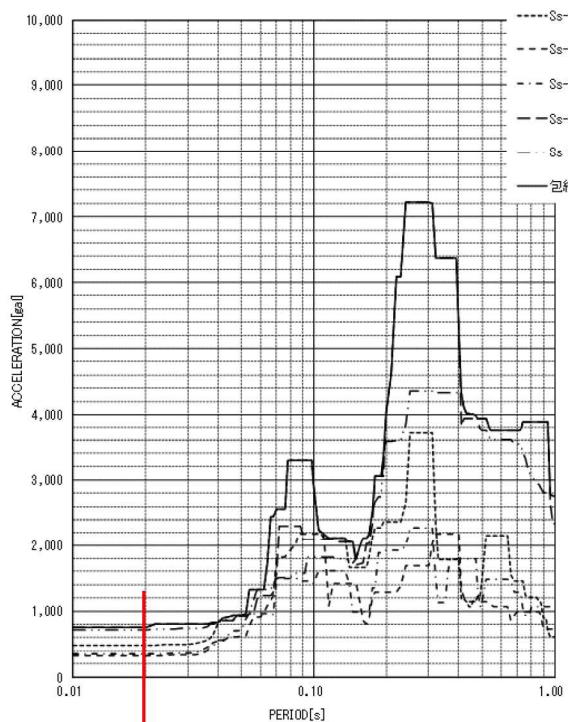
注2：耐圧部に溶接等により直接取り付けられる支持構造物であって、耐圧部と一体の応力解析を行うものについては、耐圧部と同じ許容応力とする。

注3：「鋼構造設計基準」等の幅厚比の規定を満足すること。

注4：地震荷重のみによる応力振幅について評価する。

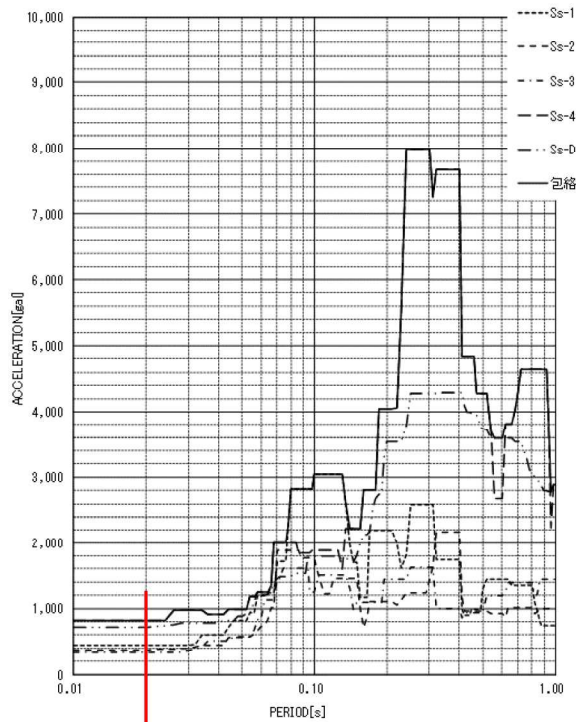
注5：すみ肉溶接部にあつては最大応力に対し $1.5f_s$ とする。

- 機器・配管系の解析に用いる原子炉建家の床応答スペクトル（地震動：S_s、原子炉建家質点：3、減衰定数：1.0%）を示す。



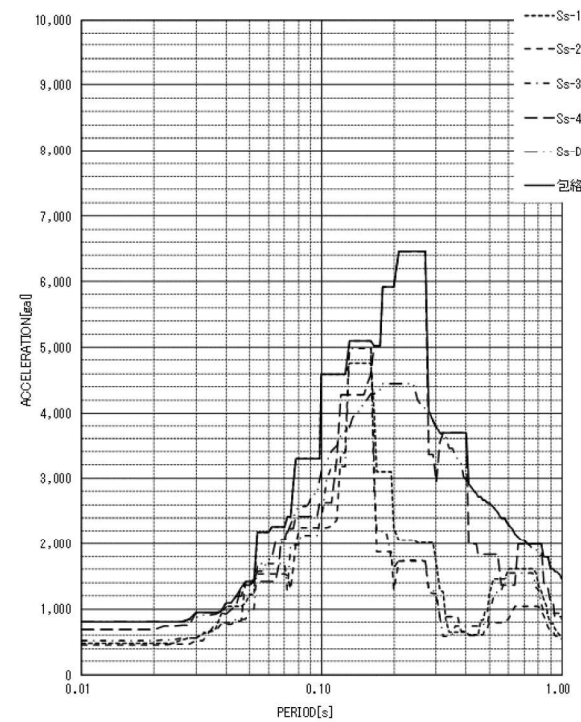
50Hz判断基準

NS方向



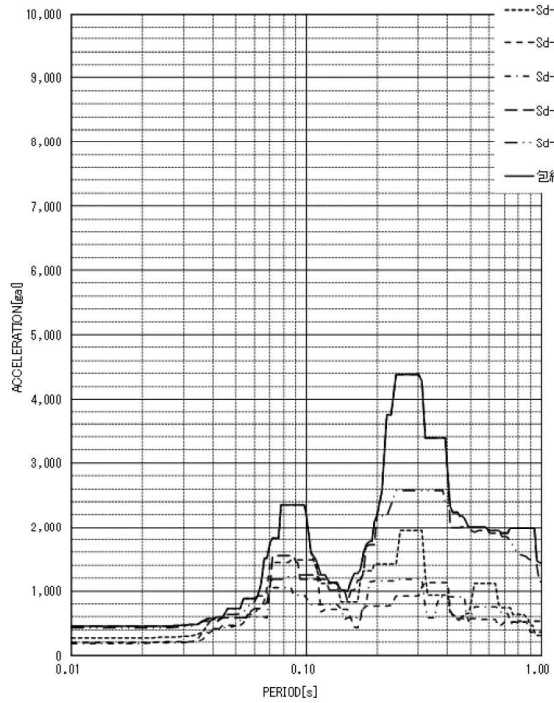
50Hz判断基準

EW方向

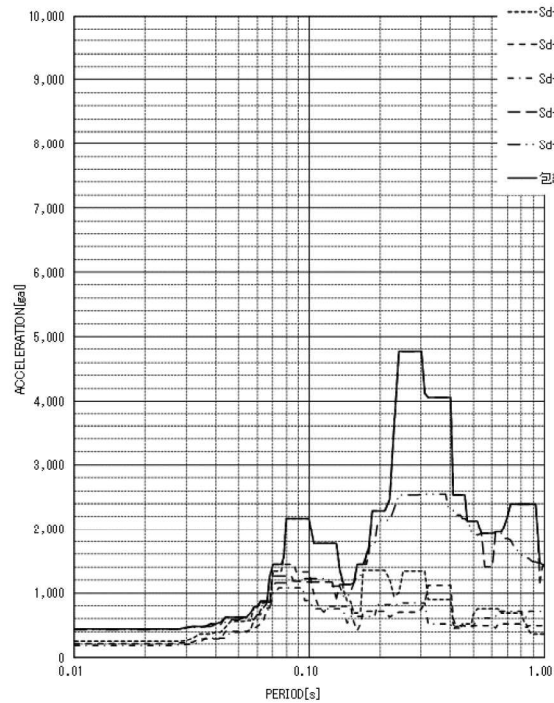


UD方向

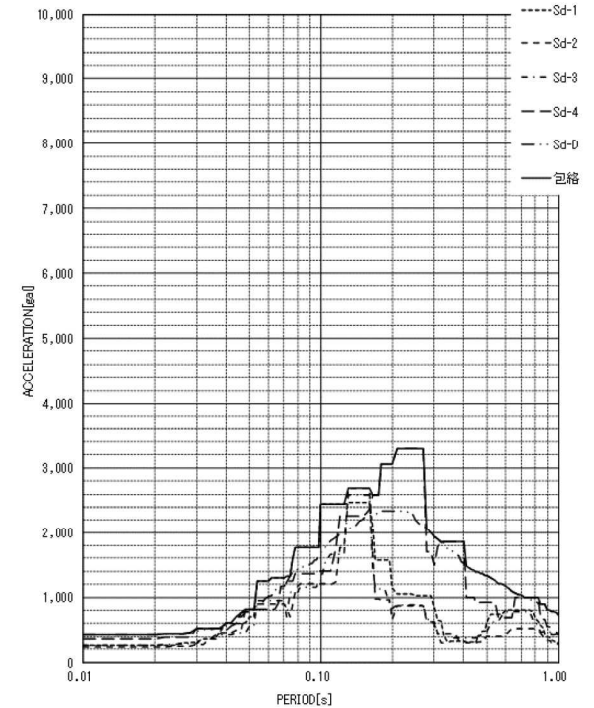
- 機器・配管系の解析に用いる原子炉建家の床応答スペクトル（地震動：Sd、原子炉建家質点：3、減衰定数：1.0%）を示す。



NS方向



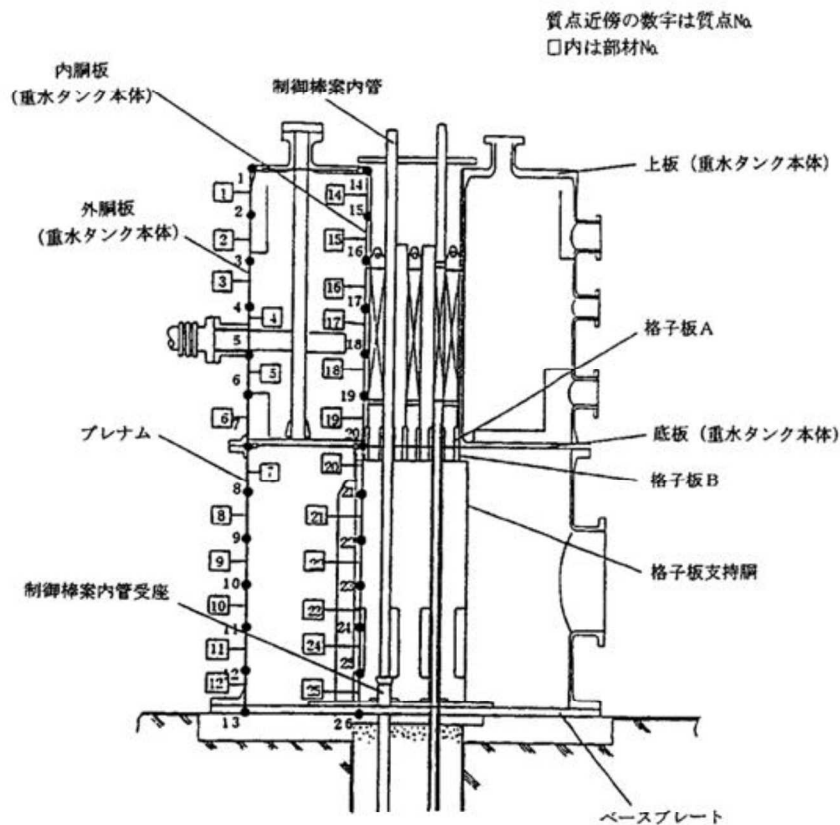
EW方向



UD方向

・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内部流体（重水タンク内の水重）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。質点1と質点14、質点7と質点20の間はピン結合としており、日の字型のモデルとなる。



原子炉本体モデル

・解析方法

解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、原子炉本体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入力値として下記に示す各解析を行う。

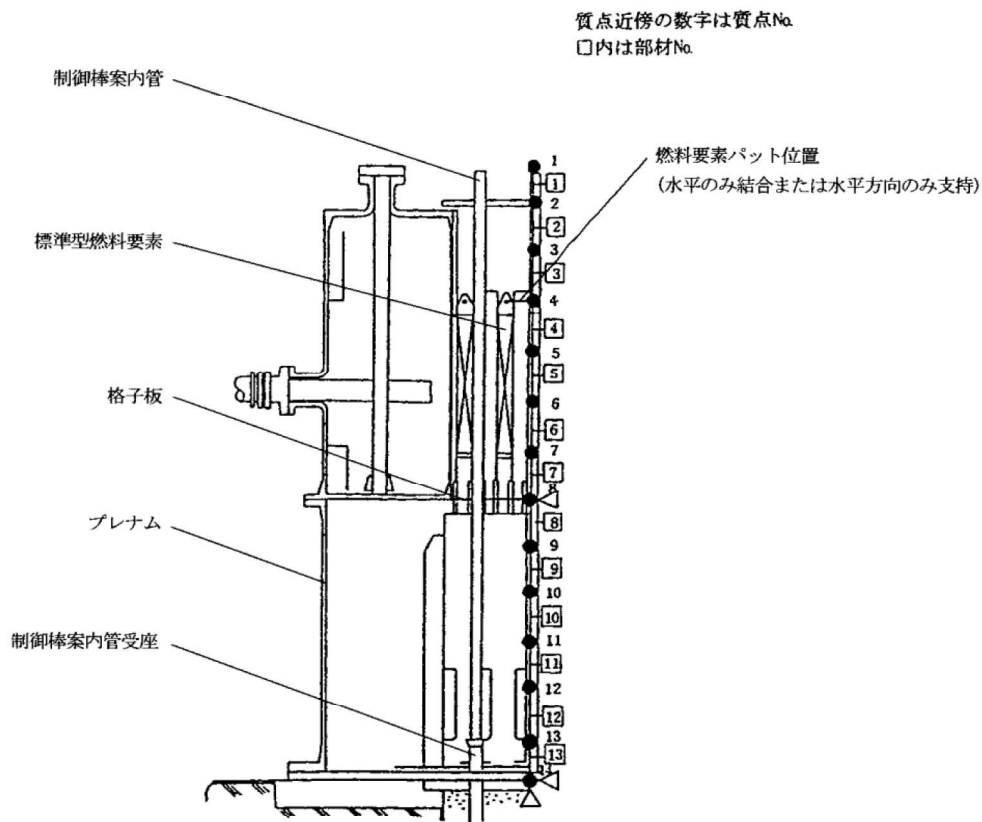
- (1) 固有値解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、固有値解析を実施する。
- (2) 自重解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、自重解析を実施する。
- (3) 静的地震力解析
静的地震力による静解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。
- (4) 地震応答解析
時刻歴応答解析による動的解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。地震力は原子炉建家モデルの質点3での時刻歴応答加速度を用いる。
- (5) スロッシング荷重による静的解析
ハウスナーの理論により計算された衝撃圧と揺動圧を外胴板とプレナムの各節点に載荷した静的解析を実施し、原子炉本体にかかる水平変位、せん断力、曲げモーメントを求める。

固有値解析の結果（一例）

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

・制御棒案内管モデル

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。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制御棒案内管が内蔵する内部流体（管路内の水重）及び外部流体（制御棒案内管頂部への静水圧）による影響を考慮するために付加質量を与えた。



制御棒案内管モデル

・解析方法

解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、制御棒案内管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入力値として下記に示す各解析を行う。

（１）固有値解析

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

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

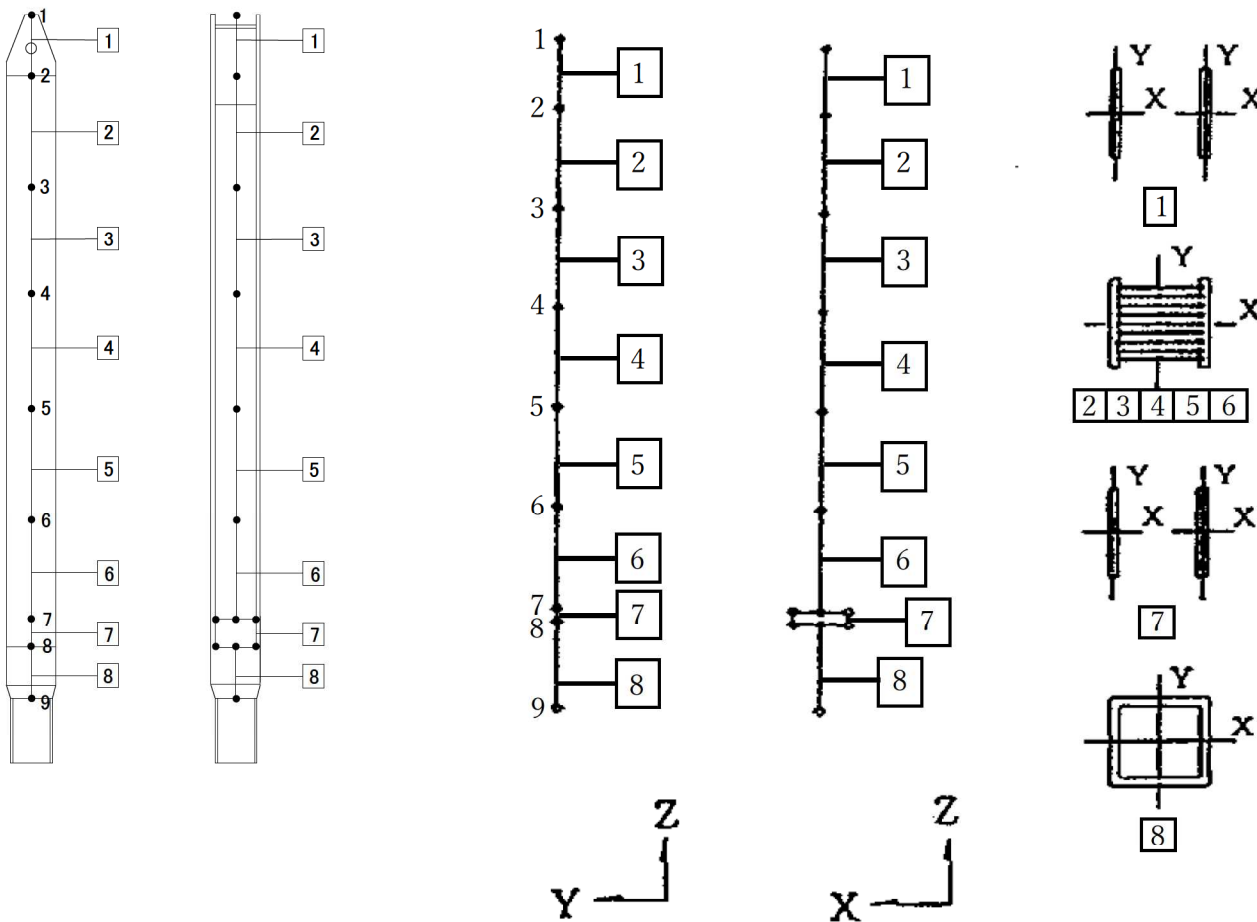
基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による動的応答解析を行う。固有値解析の結果より、水平方向はスペクトルモーダル解析、鉛直方向は1. 2 Z P Aを用いた静的応力解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力及び曲げモーメントを求める。地震力については、水平方向は原子炉建家モデルの質点3及び原子炉本体モデルの質点15、16並びに20の応答加速度を、鉛直方向は原子炉建家モデルの質点3のみを用いる。

固有値解析の結果（一例）

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

標準型燃料要素モデル

標準型燃料要素モデルは、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。



標準型燃料要素モデル

・解析方法

解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、標準型燃料要素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断面積を入力値として下記に示す各解析を行う。

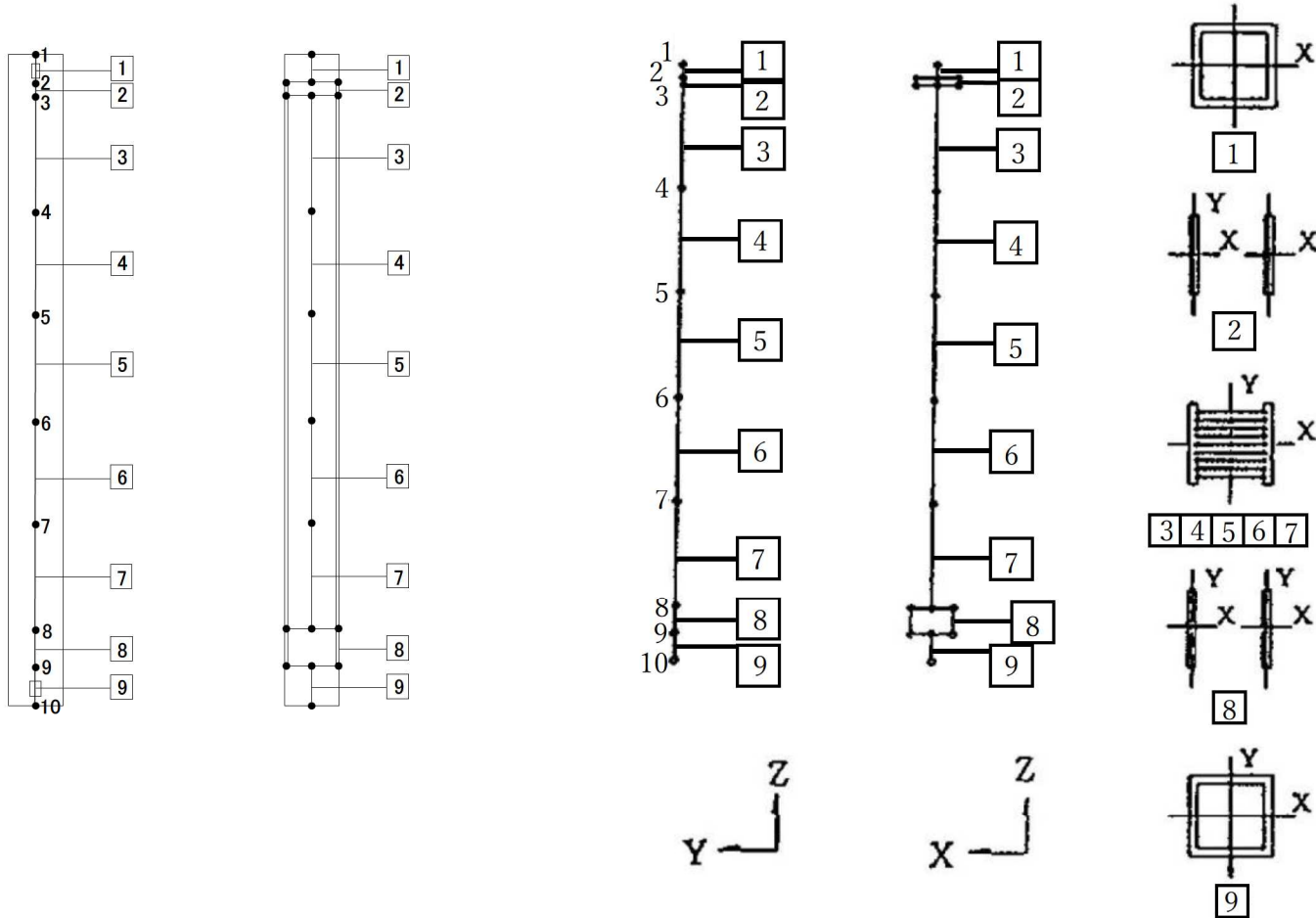
- (1) 固有値解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、固有値解析を実施する。
- (2) 自重解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、自重解析を実施する。
- (3) 静的地震力解析
静的地震力による静解析を行い、各質点の軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。
- (4) 地震応答解析
基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による動的応答解析を行う。固有値解析の結果より、水平方向はスペクトルモーダル解析、鉛直方向は1.2ZPAを用いた静的応力解析を行い、各質点の軸力、せん断力及び曲げモーメントを求める。地震力については、水平方向のスペクトルは、原子炉本体モデルの質点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。

固有値解析の結果（一例）

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

・ フォロワ型燃料要素モデル

フォロワ型燃料要素モデルは、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。



フォロワ型燃料要素モデル

・解析方法

解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、フォロワ型燃料要素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断面積を入力値として下記に示す各解析を行う。

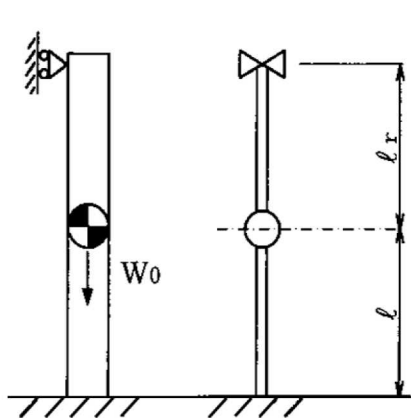
- (1) 固有値解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、固有値解析を実施する。
- (2) 自重解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、自重解析を実施する。
- (3) 静的地震力解析
静的地震力による静解析を行い、各質点の軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。
- (4) 地震応答解析
固有値解析の結果より、水平方向、鉛直方向は1.2ZPAを用いた静的応力解析を行い、各質点の軸力、せん断力及び曲げモーメントを求める。地震力については、水平方向は、制御棒案内管の最大応答加速度の1.2倍とし、鉛直方向は、制御棒案内管の設計震度とした。

固有値解析の結果（一例）

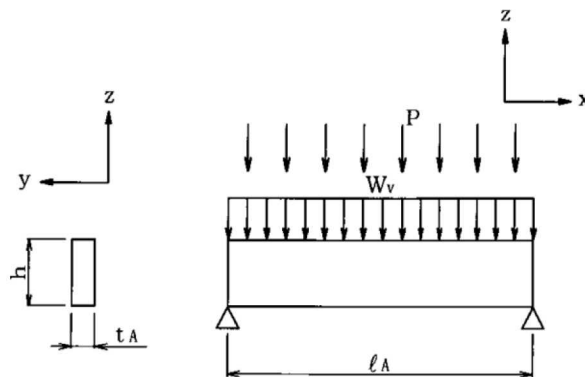
次数	固有周期 (s)			固有振動数 (Hz)		
	X軸方向	Y軸方向	鉛直方向	X軸方向	Y軸方向	鉛直方向
1	0.004	0.005	0.004	234.3	188.5	266.5

・ 計算方法

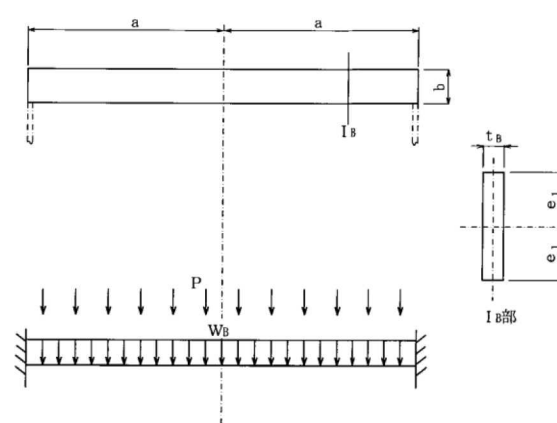
材料力学の基本的な式等による簡易モデル（梁要素でモデル化し、重心位置に重量が集中したものとする。）を用いて、固有周期、各応力の手計算を行う。なお、1質点系モデルには等分布荷重による両端支持梁を含む。



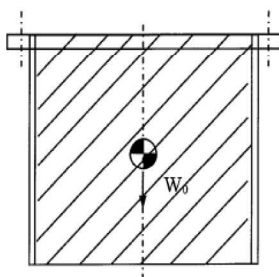
照射筒



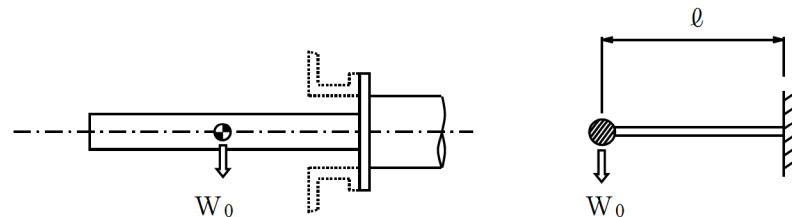
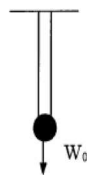
格子板A(鉛直方向)



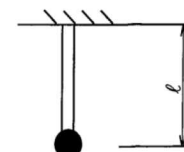
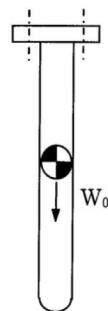
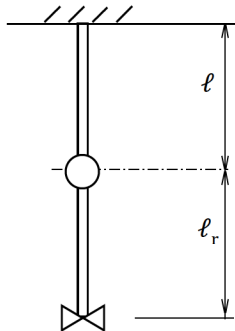
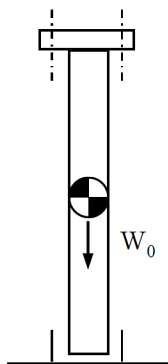
格子板B(鉛直方向)



反射体押え

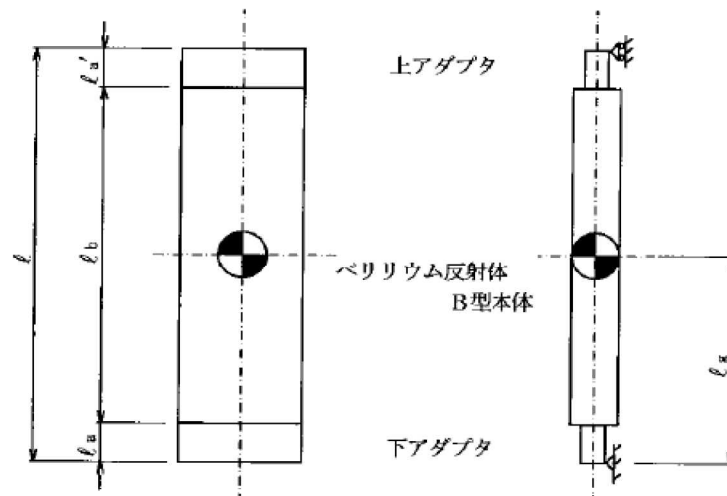
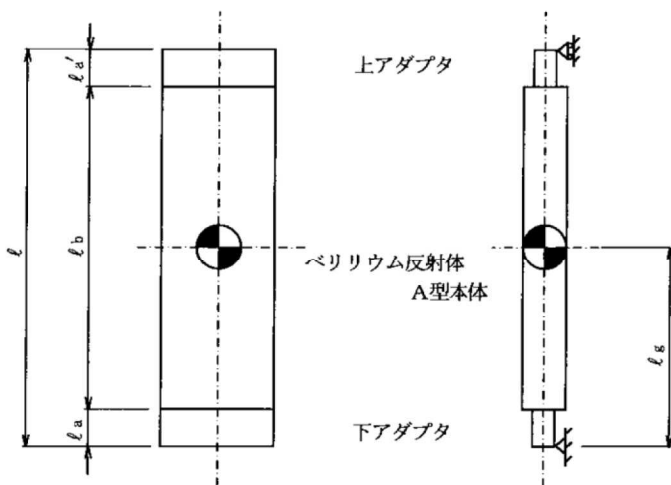


ビームチューブ



照射シンプル

真空容器



ベリリウム反射体A型

ベリリウム反射体B型

基準地震動Ssによる評価結果一覧

設備機器	固有振動数 [Hz]			許容 応力 状態	地震荷重						評価結果				
	水平		鉛直		震度[G]			使用質点	種類	減衰 [%]	部位	応力の種類	応力 [MPa]	許容 [MPa]	裕度 [-]
	NS	EW			水平	鉛直									
			NS		EW	UD	原子炉建家 (原子炉本体)								
格子板 A	50以上		36.7	IV _A S	1.01	0.84	(20)	水平：1.2ZPA 鉛直：FRS読み取り	1.0	格子板 A	組合せ	70	158	2.25	
格子板 B	50以上		50.7	IV _A S	1.01	0.97	(20)	1.2ZPA	-	格子板 B	組合せ	47	66	1.40	
格子板支持胴	36.7		121.4	IV _A S	-	-	-	原子炉本体の結果より	-	格子板支持胴	組合せ	23	66	2.86	
プレナムおよびベースプレート	36.7		121.4	IV _A S	-	-	-	原子炉本体の結果より	-	プレナム	組合せ	13	66	5.07	
重水タンク	36.7		121.4	IV _A S	-	-	-	原子炉本体の結果より	-	内胴板	一次一般膜 (外圧時)	9	100	11.11	
標準型燃料要素	49.9	33.3	585.4	IV _A S	-	0.97	水平：(15, 16, 20) 鉛直：(20)	水平：スペクトルモーダル 鉛直：1.2ZPA	1.0	質点7 (重水タンク 本体底板付 近)	組合せ (垂直)	29	66	2.27	
フォロワ型燃料要素	234.3	188.5	266.5	IV _A S	5.54	0.96	-	水平：制御棒案内管の最大応答 加速度の1.2倍 鉛直：制御棒案内管の設計震度	-	角穴支持部	支圧応力	79	90	1.13	
ベリリウム反射体 A 型	79.4		2020.2	IV _A S	8.84	0.97	鉛直 (20)	水平：標準型燃料要素の最大応 答加速度の1.2倍 鉛直：1.2ZPA	-	止めピン	せん断	96	135	1.40	
ベリリウム反射体 B・C 型	159.6		1561.8	IV _A S	8.84	0.97	鉛直 (20)	水平：標準型燃料要素の最大応 答加速度の1.2倍 鉛直：1.2ZPA	-	止めピン	せん断	73	135	1.84	
制御棒案内管	30.6		207.4	IV _A S	-	0.96	水平：3, (15, 16, 20) 鉛直：3	水平：スペクトルモーダル 鉛直：1.2ZPA	1.0	制御棒案内管	座屈の評価 ※	0.297	1	3.36	

※単位なし

基準地震動Ssによる評価結果一覧

設備機器	固有振動数 [Hz]			許容 応力 状態	地震荷重						評価結果				
	水平		鉛直		震度[G]			使用質点	種類	減衰 [%]	部位	応力の種類	応力 [MPa]	許容 [MPa]	裕度 [-]
	NS	EW	UD		水平		鉛直	原子炉建家 (原子炉本体)							
					NS	EW	UD								
照射筒		84.7	669.8	IV _A S	8.84	0.97	鉛直(20)	水平：標準型燃料要素の最大応答加速度の1.2倍 鉛直：1.2ZPA	-	照射筒脚部	組合せ	29	66	2.27	
ビームチューブ	1G~6G	50以上	66.7	IV _A S	1.06	0.97	(4, 5)	1.2ZPA	-	鉛直板側	1次膜+1次曲げ	34	150	4.41	
	7R	50以上	111.1	IV _A S	1.06	0.97	(4, 5)	1.2ZPA	-	鉛直板側	一次+二次	15	110	7.33	
	8T	50以上	55.6	IV _A S	1.06	0.97	(4, 5)	1.2ZPA	-	鉛直板側	1次膜+1次曲げ	44	150	3.40	
	9C	50以上	111.1	IV _A S	1.06	0.97	(4, 5)	1.2ZPA	-	鉛直板側	1次膜+1次曲げ	39	150	3.84	
照射シンプル	HR-1,2	40.0	50以上	IV _A S	4.26	0.97	(1, 7, 14, 20)	水平：FRS読み取り 鉛直：1.2ZPA	1.0	胴	一次+二次	50	110	2.20	
	PN-1,2	43.5	50以上	IV _A S	3.45	0.97	(1, 7, 14, 20)	水平：FRS読み取り 鉛直：1.2ZPA	1.0	胴	一次+二次	39	110	2.82	
	PN-3	62.5	50以上	IV _A S	1.13	0.97	(1, 7, 14, 20)	1.2ZPA	1.0	胴	一次+二次	13	110	8.46	
	SI-1	58.8	50以上	IV _A S	1.13	0.97	(1, 7, 14, 20)	1.2ZPA	1.0	胴	一次+二次	22	110	5.00	
	SH-1	35.7	50以上	IV _A S	4.26	0.97	(1, 7, 14, 20)	水平：FRS読み取り 鉛直：1.2ZPA	1.0	胴	一次+二次	73	110	1.50	
	DR-1	45.5	50以上	IV _A S	2.64	0.97	(1, 7, 14, 20)	水平：FRS読み取り 鉛直：1.2ZPA	1.0	胴	一次+二次	43	110	2.55	
真空容器		66.7	50以上	IV _A S	1.13	0.97	(1, 14)	1.2ZPA	-	胴	内圧時一次一般膜	13	141	10.84	
反射体押え		160.8	50以上	IV _A S	1.13	0.97	(14, 15, 16)	1.2ZPA	-	接続ボルト	引張	10	153	15.30	

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第六条	地震による損傷の防止	有	—	以下に示すとおり

適合性について

第六条（地震による損傷の防止）

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恐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。

該当条文

第六条（地震による損傷の防止）

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

2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設を言う。以下同じ。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によつて作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。

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