

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機
機器・配管系の耐震安全性評価について

(指摘事項に関する回答)

平成 22 年 2 月 19 日

東京電力株式会社

コメント内容

水中にある設備について，地震応答解析モデルにおける水の効果をどのように見込んでいるのか説明すること。

- ・ 燃料交換機（マスト部分）
- ・ 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- ・ 使用済燃料貯蔵ラック

（平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG（第 45 回））

○回答

（1）燃料交換機

燃料交換機のマスト部分および燃料集合体については，解析モデル上は集中質量として，マストと燃料集合体の重量の合計をトロリ部に配置している。

その際に水の効果は考慮していないが，燃料交換機は総重量が約 35 ton であり，そのうちマストと燃料集合体の重量の合計は約 2 ton 程度と全体に対して相対的に軽量であること，および，マストおよび燃料集合体はトロリからぶら下がっているものであるため，水が燃料交換機全体の地震応答に与える影響は小さい。なお，マスト部分及び燃料集合体をモデル化し（図 2），水の効果も考慮して評価をおこなった結果，発生値は耐震安全性評価の値を下回ることを確認した（表 1）。

燃料交換機のマストは，内部に 2 本のワイヤが取付られている構造であり，マストと燃料集合体の重量はワイヤにかかる構造となっている。ワイヤの強度は燃料及びマストの重量に対して十分な裕度（ワイヤの耐荷重は，燃料とマストの重量の合計の約 17 倍）を有している。

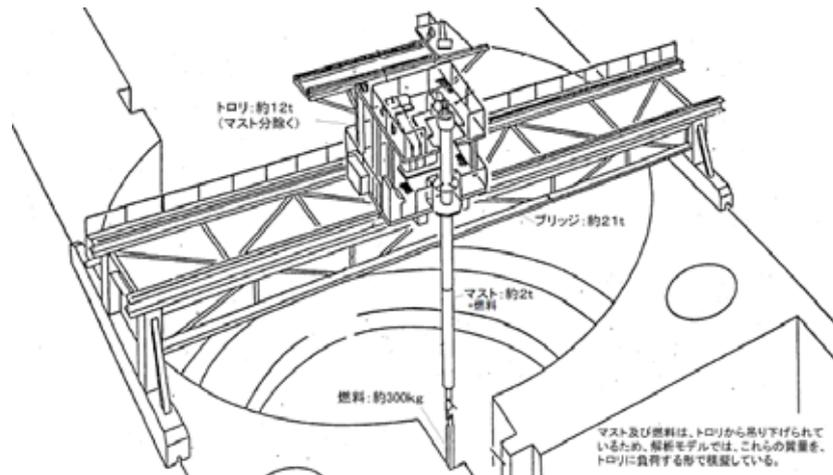
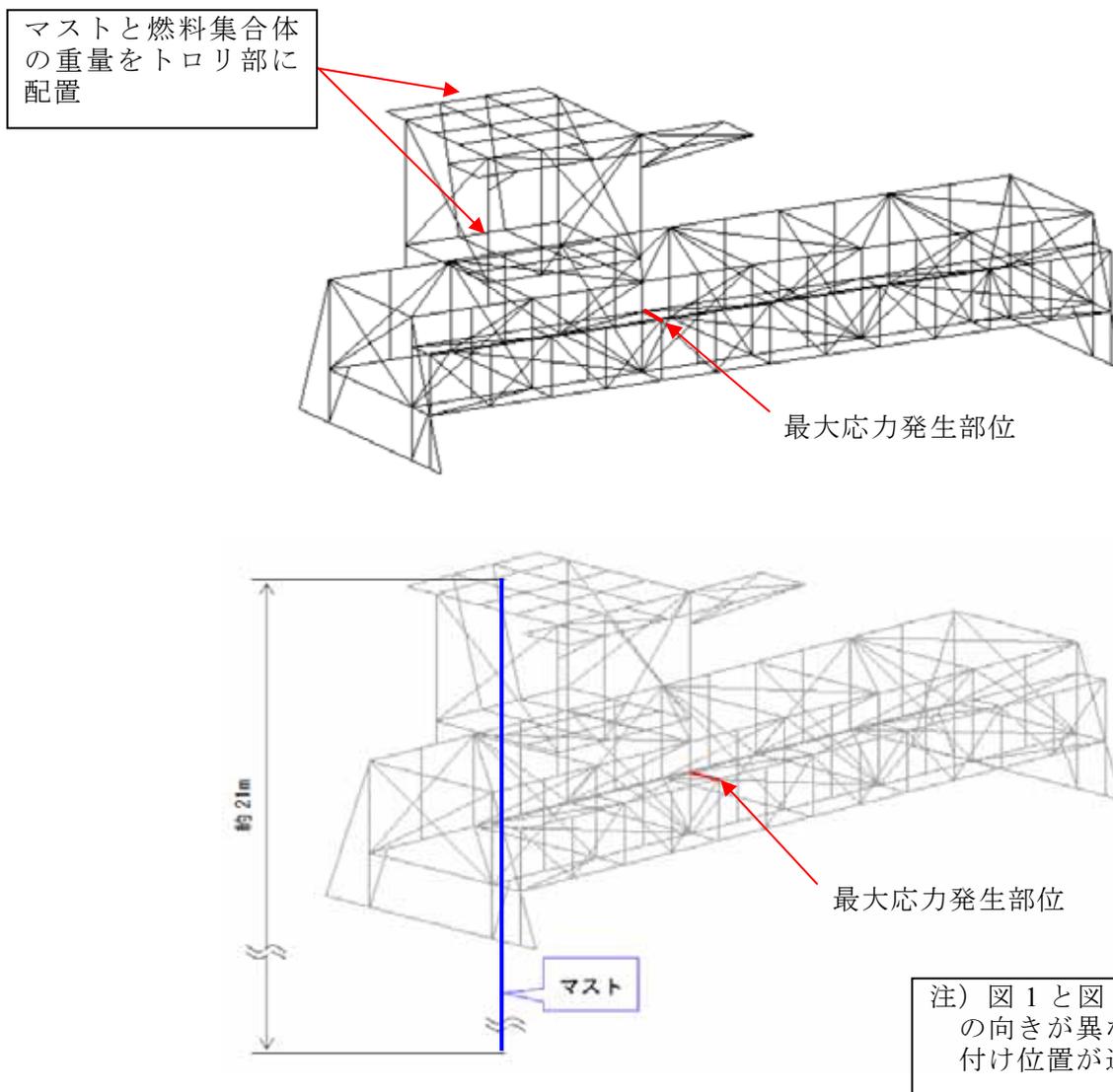


図1 燃料交換機のイメージに重量等を追記した説明図



注) 図1と図2では、燃料交換機の向きが異なる。(マストの取り付け位置が逆となっている)

図2 燃料交換機解析モデル
(上：耐震安全性評価，下：マストと燃料集合体をモデル化)

表 1 マストと燃料集合体をモデル化した場合の評価結果

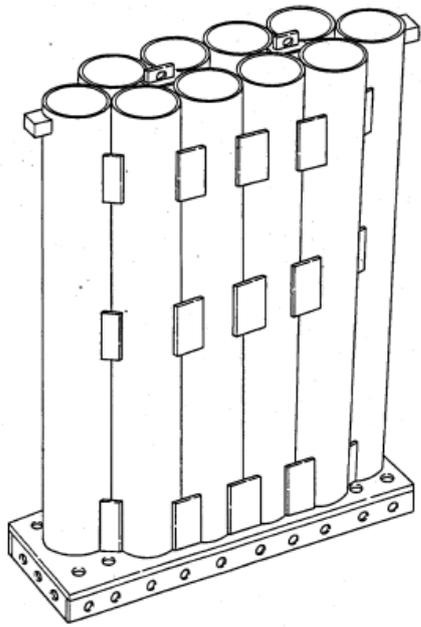
評価ケース	評価部位	応力 分類	発生値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)
耐震安全性評価	構造物フレーム	組合せ	276 (275.6)	276 (276.2)
マストモデル化 (水の効果を考慮*)	構造物フレーム	組合せ	273	

※マスト内部の水の質量とマストが排除する水の質量（付加質量）のみを加味し、水とマストの相互作用による応答低減効果は考慮していない。

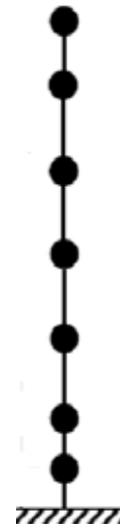
(2) 制御棒・破損燃料貯蔵ラックおよび使用済燃料貯蔵ラック

制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、多質点で1次元的にモデル化する(図3参照)。使用済燃料貯蔵ラックは、はりおよび板要素で3次元的にモデル化する(図4参照)。モデル化の際には、構造物等の質量(ラックに貯蔵している燃料等の質量、ラック自体の質量、ラックに含まれる水の質量)の他に、付加質量をモデルに含ませて固有値解析を実施している。

制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、固有値解析の結果から得られる固有周期での加速度を床応答スペクトルから読み取り、読み取った加速度に質量を乗じて地震慣性力を算出する。使用済燃料貯蔵ラックは、固有値解析の結果から得られる固有周期、刺激係数と、入力となる床応答スペクトルから、スペクトルモーダル解析により、地震応答加速度を算出する。この地震応答加速度に質量を乗じて地震慣性力を算出する。

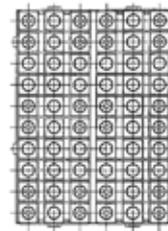
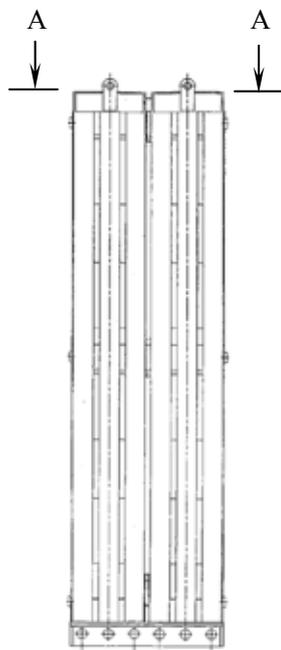
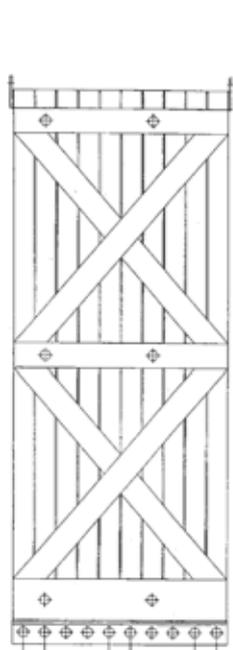


概略構造図



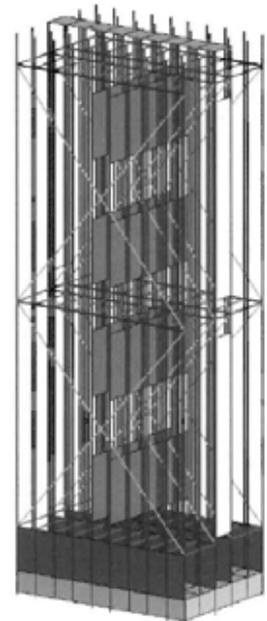
モデル図

図3 制御棒・破損燃料貯蔵ラック



A-A 矢視

概略構造図



モデル図

図4 使用済燃料貯蔵ラック

コメント内容

以下の設備については，もっとも評価が厳しい部位の他の部位についても評価結果を示すこと。

- ・ 燃料交換機
- ・ 上部シヤラグ

(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○回答

(1) 燃料交換機

他のコメントと合わせて回答する。(P.13～14 参照)

(2) 上部シヤラグ

上部シヤラグは図1に示す各部位に対する構造強度評価を実施している。耐震安全性評価としては、今回、耐震強化工事を実施しているという観点から耐震強化前の裕度が最も小さい部位である「内側フィメイルシヤラグ」の評価結果を報告しているが、各部位の評価結果を表1に示す。

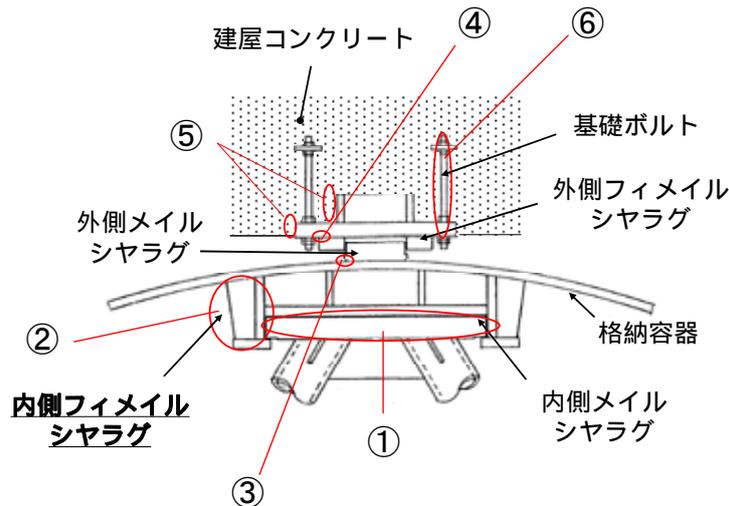


図1 上部シヤラグの評価部位

表1 上部シヤラグ 構造評価結果

評価部位		応力 分類	発生値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	裕度
①内側メイルシヤラグ		組合せ	300	331	1.10
②内側フィメイルシヤラグ		組合せ	246	306	1.24
③外側メイルシヤラグ		一次	162	278	1.71
外側フィメイル シヤラグ	④鋼板部	組合せ	206	251	1.21
	⑤側面コンクリート	荷重	7725kN	8427.9kN	1.09
	⑥基礎ボルト	引張	153	296	1.93

※評価基準値に対する裕度(評価基準値/発生値)は外側フィメイルシヤラグの側面コンクリートが最小であるが、今回内側フィメイルシヤラグに対して耐震強化を実施しているという観点から、耐震安全性評価の評価部位として内側フィメイルシヤラグを選定した。(耐震強化前の裕度は0.81)

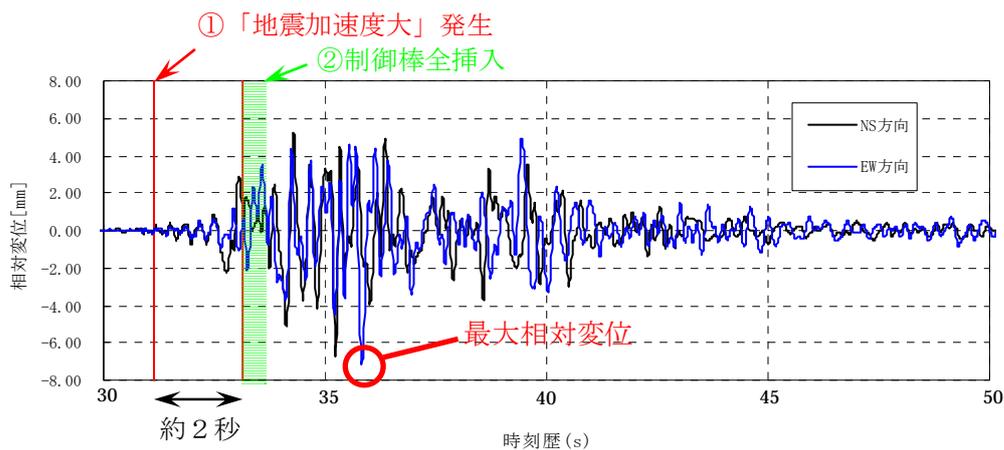
コメント内容

中越沖地震時において、地震によるスクラム要求があってから、実際に制御棒の挿入完了までのタイムラグを示すこと。

(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○ 回答

新潟県中越沖地震時の 7 号機における記録によれば、スクラム要求信号が発生してから制御棒が全挿入されるまで約 2 秒であり、新潟県中越沖地震のシミュレーション解析で計算された燃料集合体の最大相対変位 (7.1mm) が発生したタイミングの前に、制御棒が全挿入されたと考えられる。



※「地震加速度大」設定値：水平 120gal，鉛直 100gal（最地下階床）

図 1 新潟県中越沖地震シミュレーション解析による燃料集合体の相対変位 (7 号機)

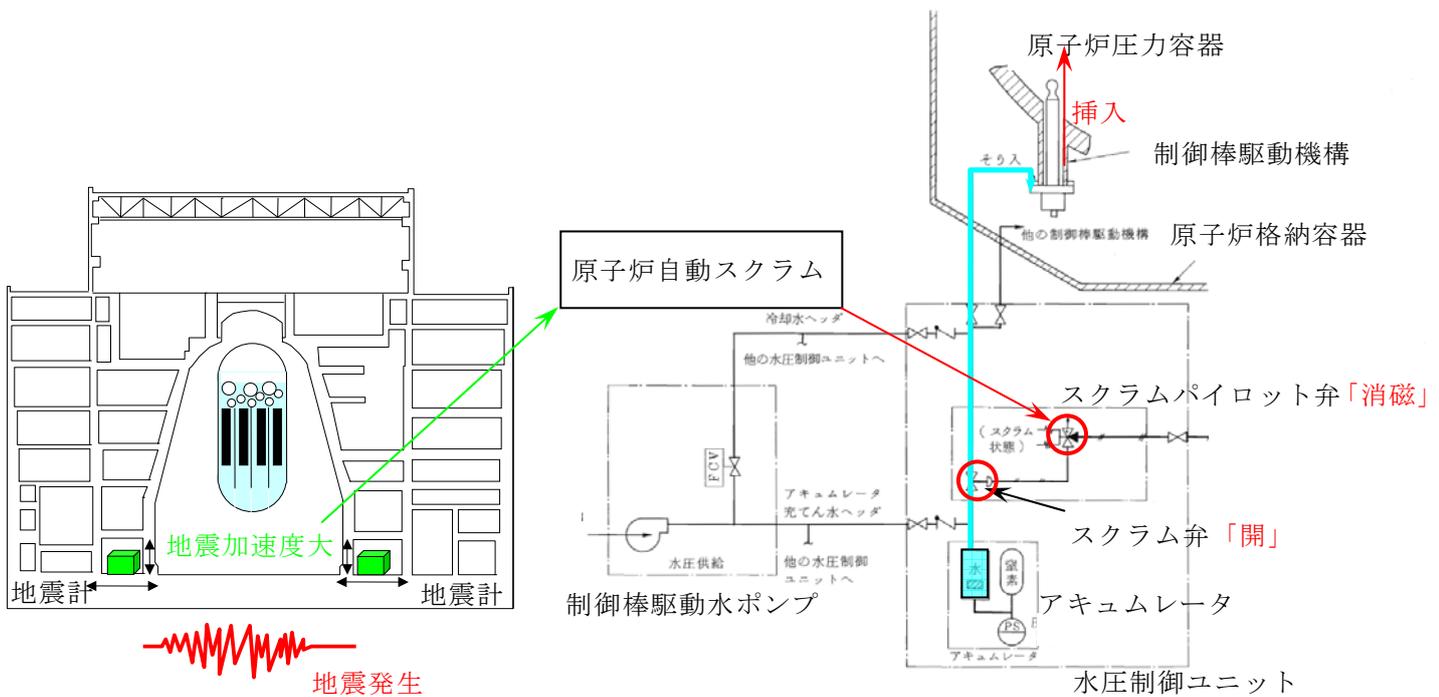
表 1 7 号機におけるプロセス計算機の打ち出しデータ (抜粋)

発生信号	時刻	
地震加速度大	10 時 13 分 28 秒	約 2 秒
制御棒全挿入	10 時 13 分 30 秒	

<参考1> 地震時の制御棒挿入メカニズムについて

地震時には、設置されている地震加速度計が「地震加速度大」の信号を発生することにより原子炉はスクラムする。スクラム信号によりスクラムパイロット弁のソレノイドを消磁し、スクラム弁アクチュエータ内の空気圧を排気、消失させることによりスクラム弁を開弁し、アキュムレータに蓄圧されている高圧水をスクラムラインから制御棒駆動機構に急速に導き、制御棒が炉心に規定時間※内に挿入される。なお、スクラム信号が発生した場合、中央制御室のプロセス計算機打ち出しに記録される。

※ 7号機規定時間 60%ストローク：1.44 秒
100%（全挿入）ストローク：2.80 秒



(1) 信号発生の流れ

(2) 制御棒挿入の仕組み

図2 地震による原子炉自動スクラム，制御棒挿入の概要

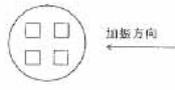
<参考 2> 設計時の制御棒挿入試験について(前回資料より抜粋, 一部加筆)

設計時の制御棒挿入試験 (1)

■ 柏崎刈羽原子力発電所1号機の制御棒である以下の制御棒について試験

✓ ボロンカーバイド型

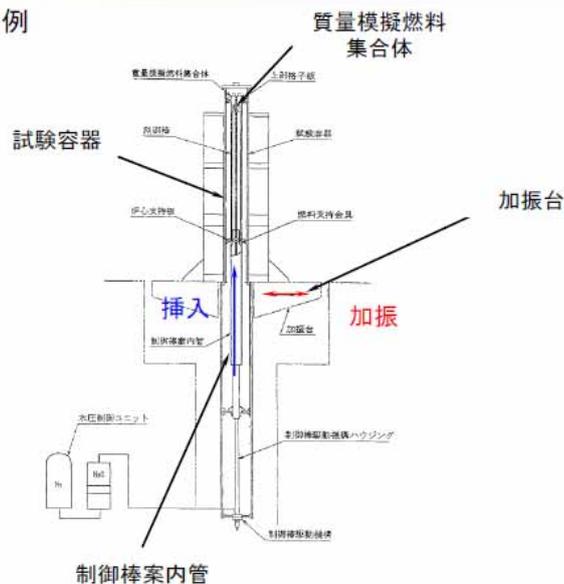
■ 試験条件

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	加振方向：水平方向  加振振幅：燃料集合体の最大振幅が0~40mmの範囲 加振振動数：約5~6Hz (燃料集合体の水中固有振動数相当) 加振波形：正弦波
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記 *：アキュムレータ圧力の調整により原子炉定格圧力(6.93MPa[gage])時のスクラムを模擬。

設計時の制御棒挿入試験 (2)

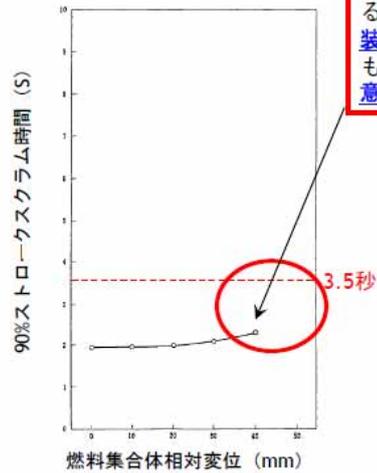
■ 試験装置の例



設計時の制御棒挿入試験（3）

■ 試験結果

- 燃料集合体の相対変位が約40mmにおいて通常のスクラム仕様値である90%ストローク3.5秒以内であることが確認でき、試験後において制御棒の外観に有意な変化がないことを確認。



ここで示す試験結果の上限である約40mm程度の変位は、加振装置の性能で制約を受けているものであり、安全上の限界値を意味するものではない。

燃料集合体相対変位のスクラム時間に与える影響

コメント内容

評価基準値に対して発生値に近い設備について，評価上の余裕を説明すること。

(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○ 回 答

今回の耐震安全性評価において，評価基準値に対して発生値に近い下記の設備について，評価上の余裕に関する検討をおこなった。

- ・ 燃料交換機
- ・ 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- ・ 中性子束モニタ案内管
- ・ 非常用ガス処理系前置ガス処理装置

(1) 燃料交換機

○耐震安全性評価の概要（各部位の評価結果）

燃料交換機は地震時の落下防止の観点から評価部位を選定し、各部位に対する構造強度評価を実施している（図1）。

耐震安全性評価としては、最も裕度の小さい部位である「構造物フレーム」の評価結果を報告しており、各部位の評価結果を表1に示す。

また、燃料交換機の固有値解析結果と代表的な振動モード図をそれぞれ表2、図2に示す。

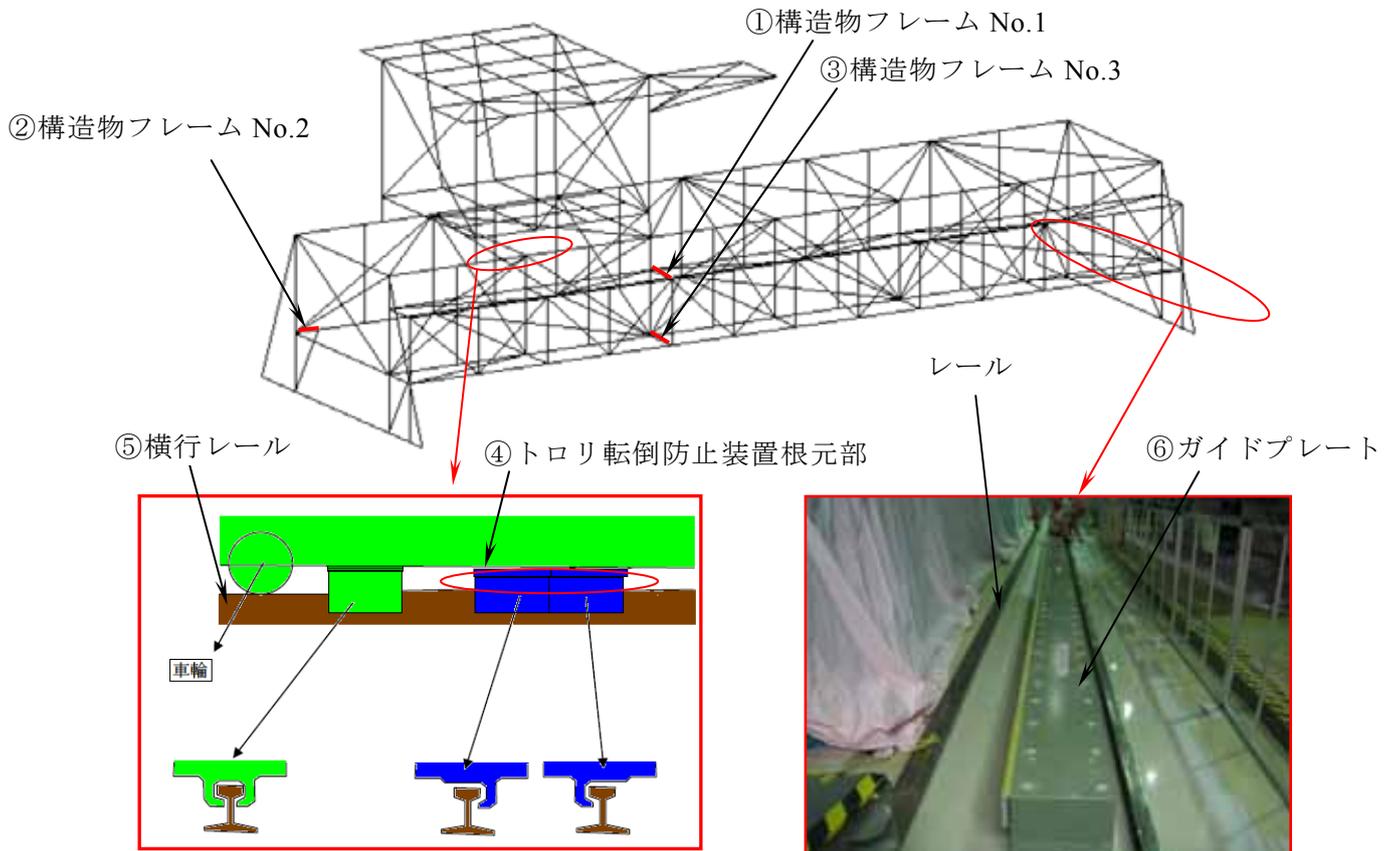


図1 燃料交換機の評価部位

表 1 燃料交換機 構造強度評価結果

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
①構造物フレーム No.1	組合せ応力	276 (275.6)	276 (276.2)
②構造物フレーム No.2	組合せ応力	239	276 (276.2)
③構造物フレーム No.3	組合せ応力	230	276 (276.2)
④トロリ脚部 (トロリ転倒防止装置根元部)	組合せ応力	155	253
⑤横行レール	曲げ応力	240	483
⑥ブリッジ脚部 (ガイドプレートアンカ部)	せん断応力	69	338

表 2 燃料交換機の固有周期及び刺激係数 (トロリ位置：端から 3m)

次数	固有周期 [s]	刺激係数		
		EW	UD	NS
1	0.117	-3.6	-0.2	-0.1
2	0.100	0.2	-3.2	-2.6
3	0.075	0.1	-3.3	2.7
4	0.061	-3.2	-0.1	0.2
5	0.057	0.3	-0.6	2.7
6	0.046	-0.1	0.8	2.1

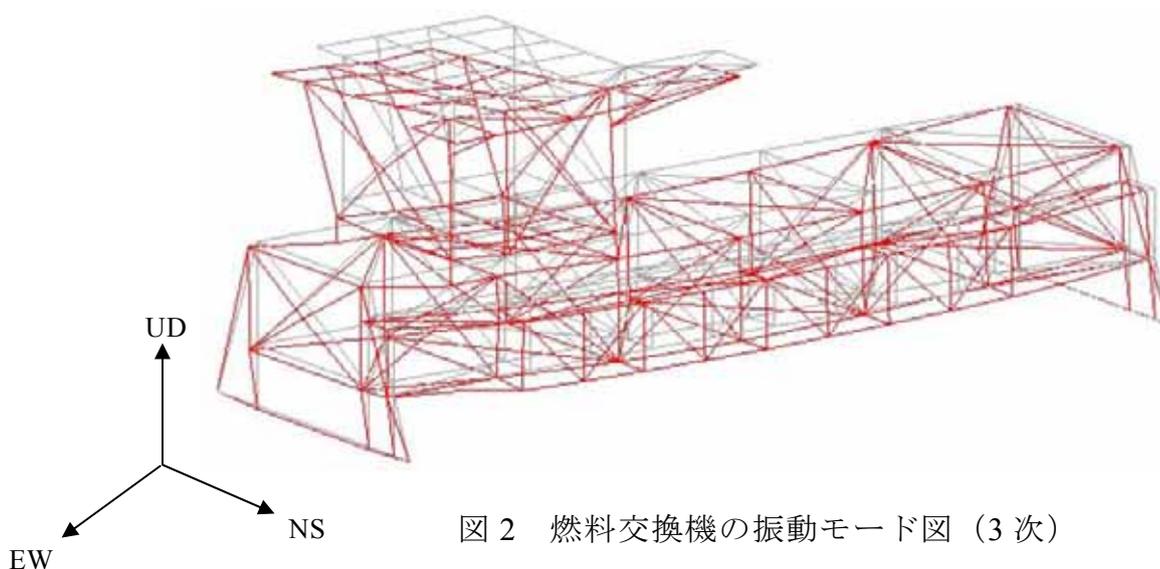


図 2 燃料交換機の振動モード図 (3 次)

○燃料交換機全体の評価結果

燃料交換機全体の評価結果（応力比）を図3に示す。

図に示すとおり，応力比（＝発生値／評価基準値）が比較的大きい部位は，全体の一部の部材のみであり，燃料交換機全体としては，それほど大きな応力比となっておらず，耐震安全性は確保されている。

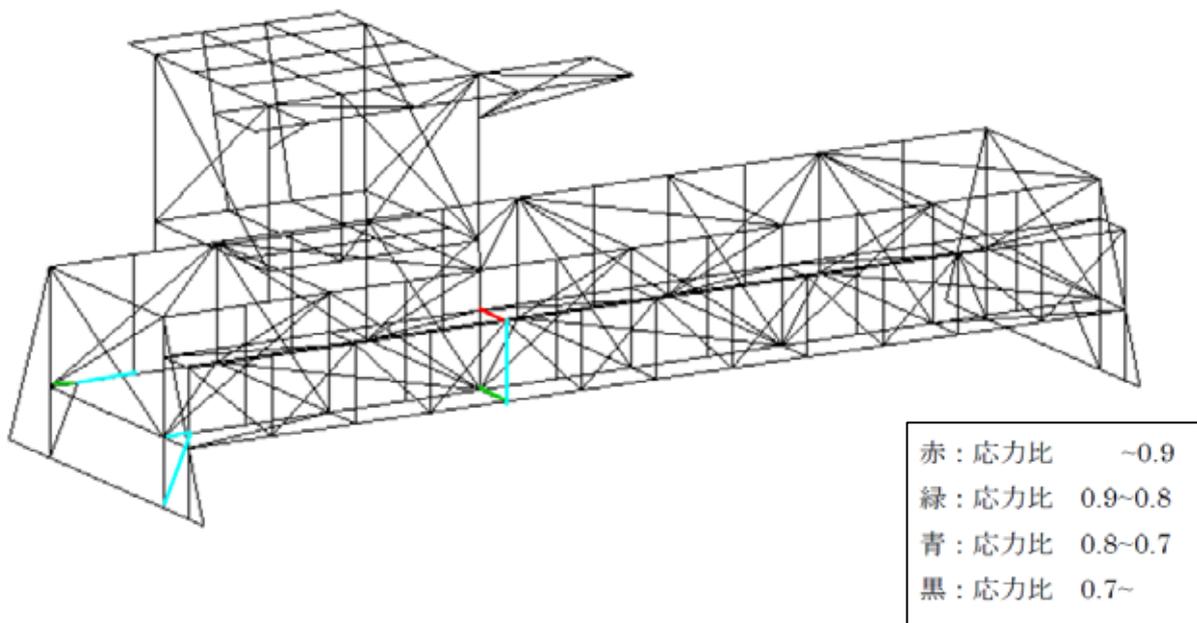


図3 燃料交換機全体の評価結果

○トロリ位置の考慮について

燃料交換機の固有周期はトロリの位置により変化することから、耐震安全性評価においては、トロリの位置を中央、端部及びスペクトルのピークとなる位置（端から 3m の位置）での評価を実施しており（図 4）、発生値が最も大きくなっているのは「ピーク位置」の場合である。しかしながら、燃料交換機のトロリは作業の過程でいろいろな位置を行き来するため、トロリは常にそのような位置にいるわけではない。

トロリ中央の位置およびトロリ端部の位置で評価すると、発生値はそれぞれ約 8%、約 12%低減する（表 3）。

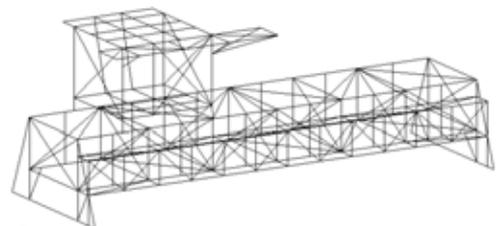
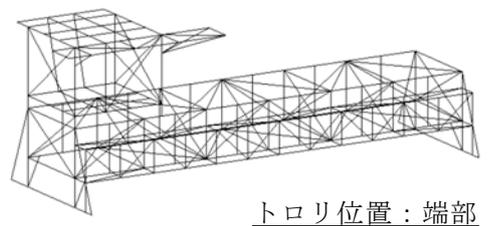
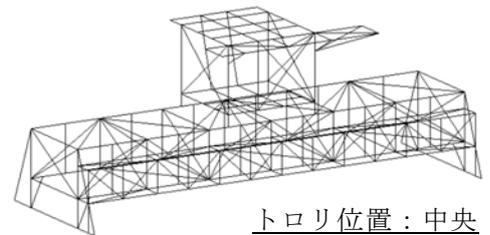
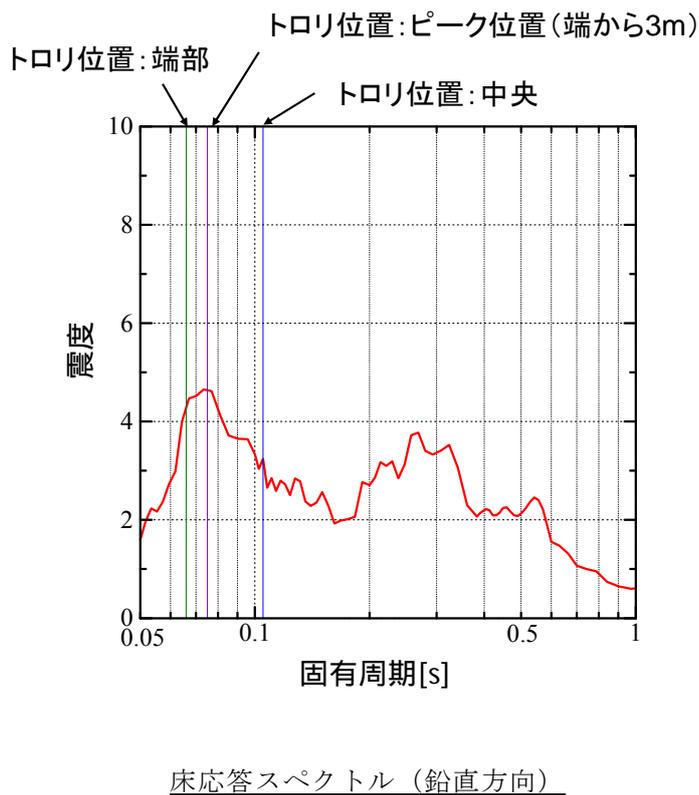


図 4 燃料交換機の固有周期と床応答スペクトルの関係

表3 トロリ位置における発生値比較

トロリ位置	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
中央	255	276 (276.2)
端部	244	
ピーク位置 (端から 3m)	276 (275.6)	

○水平地震力と鉛直地震力の荷重の組合せ法について

今回の評価においては、水平方向、鉛直方向それぞれについて時刻歴解析をおこない、各方向における最大発生値を SRSS (二乗和平方根) により組合せている。今回のケースでは、水平方向、鉛直方向の最大発生時刻は異なっているため、今回の評価は余裕のある評価となっていると考える。

参考として、3軸同時入力の時刻歴解析をおこなったケースでは、今回のケースと比較して応答が低減している (表4)。

表4 水平地震力と鉛直地震力の荷重の組合せ法による発生値比較

荷重の組合せ法	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
2軸 SRSS	276 (275.6)	276 (276.2)
3軸同時 ^{注)}	266	

注) 今回の評価においては、燃料交換機の固有周期帯で最も応答が大きい基準地震動 Ss-1 を用いている。この基準地震動 Ss-1 は応答スペクトル法に基づき作成された地震動であり、水平動の定義 (NS 方向, EW 方向) はない。今回の3軸同時解析では、NS 方向, EW 方向それぞれに水平動を入力しており、安全側の評価となっている。

○減衰定数について

今回の評価においては、ピーク位置における燃料交換機の減衰定数として、水平方向 2.0%、鉛直方向 1.5%を採用している。この値は、試験で得られた値をベースに安全側に設定している。水平方向では、試験により 3%を超える減衰定数が得られていることから、参考として、水平方向の減衰定数を 3%としたケースでは、発生値は約 2%低減する。

表 5 耐震安全性評価における燃料交換機の減衰定数と発生値比較

トロリ位置	減衰定数 (%)		発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
	水平方向	鉛直方向		
中央	2.0	2.0	255	276 (276.2)
端部	2.0	1.5	244	
ピーク位置 (端から 3m)	2.0	1.5	276 (275.6)	
<参考解析> ピーク位置 (端から 3m)	3.0	1.5	269	

【参考】燃料交換機の振動試験について（前回資料より抜粋）

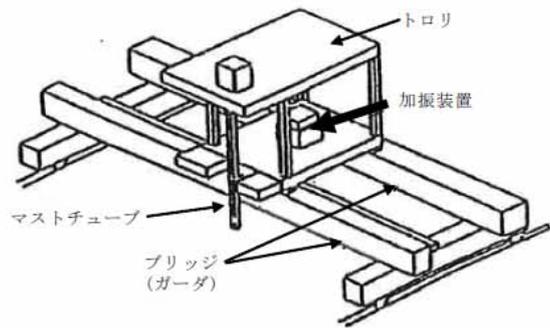
燃料交換機の振動試験について（1）

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

● 振動試験における加振方法概要

【加振方法(鉛直・水平方向)】

トロリ中央部に設置した加振装置による強制加振。
(正弦波5Hz～20Hz)



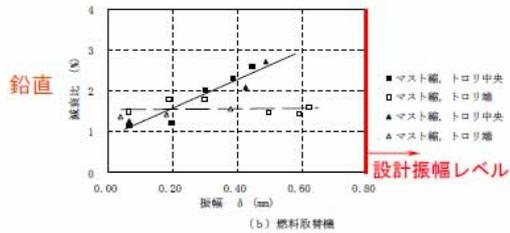
振動試験で得られた周波数応答曲線からハーフパワー法で減衰比を算定。

燃料交換機の振動試験について（2）

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

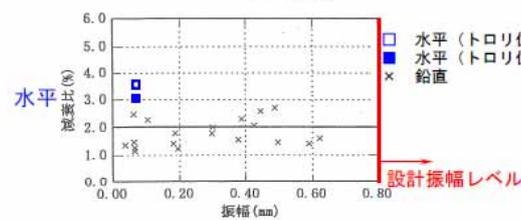
対象設備	水平	鉛直
燃料交換機	2.0%	トロリ位置中央：2.0% トロリ位置端部：1.5%

● 試験結果概要



鉛直方向（トロリ位置中央）：
振幅0.4mm以上で2.0%程度の減衰比が得られている。

鉛直方向（トロリ位置端部）：
応答振幅によらず1.5%程度の減衰比が得られている。



水平方向：
試験により3%を超える減衰比が得られ、ガタによる減衰は、入力増加に伴い増加すると考えられるが、鉛直方向と同じ2.0%とする。

○評価基準値の余裕について

燃料交換機フレームの評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」におけるクラス 1 支持構造物の評価基準値を適用しており、降伏応力（以下，**Sy** という）の 1.2 倍と引張強さ（以下，**Su** という）の 0.7 倍の小さい方で決まる F 値に基づいて設定される。

燃料交換機フレームの評価基準値を表 6 に示す。

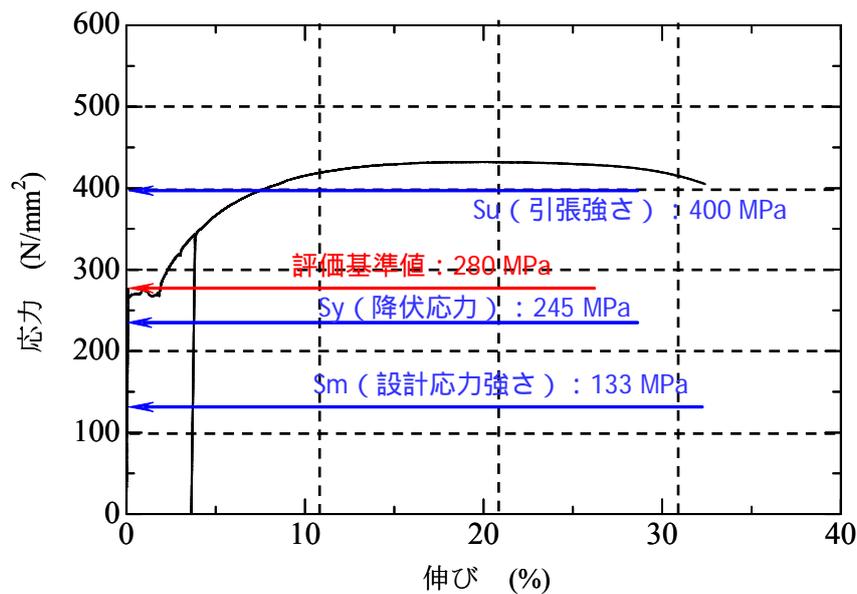
表 6 燃料交換機フレームの組合せ応力の評価基準値

材料	F 値	Sy	Su	評価基準値
SS400	276 (276.2)	241 (241.0)	394 (394.5)	276 (276.2)

$$(\text{評価基準値}) = 1.5 \times \frac{F}{1.5}$$

燃料交換機の評価基準値に用いられている F 値は、おおむね降伏応力に対応するレベル（**Sy**）として設定されており、部材が破断して落下するレベル（**Su**）に対しては、依然余裕がある。さらに、F 値の算出にあたっては規格に基づく **Sy** および **Su** を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している（次頁，SS400 の応力-ひずみ線図の例参照）。

※常温での値を示す



<参考> SS400 の応力-ひずみ線図の例と燃料交換機の評価基準値
(当社研究所所有データ)

○耐震重要度分類と評価の位置づけ

燃料交換機は、本来 B クラス設備であり、燃料交換機の損傷がただちに放射性物質の放出に至る設備ではない。

燃料交換機の下にある S クラス設備（使用済燃料貯蔵プール，使用済燃料貯蔵ラック）に波及的影響を及ぼさないことを評価するため，地震により燃料交換機が落下しないことを確認している。

仮に，当該設備の発生値（算出応力）が評価基準値を上回ったとしても，規格等で定められている評価基準値は破断に対しては余裕があることから，直ちに落下する恐れはなく，S クラス設備に影響を与えないと判断する。

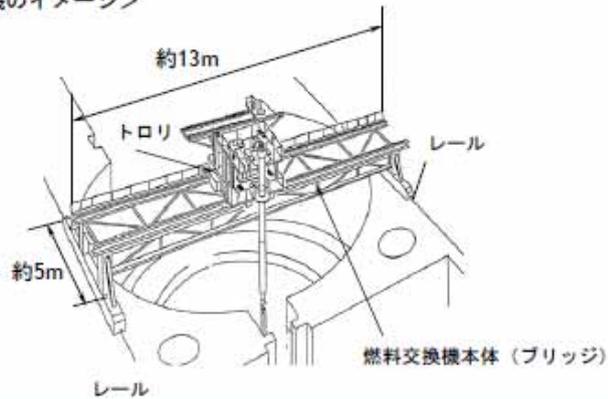
【参考】構造強度評価の詳細（前回資料より抜粋）

各設備の評価例－燃料交換機（1）

■ 燃料交換機の構造

- 燃料交換機は耐震Bクラス設備であるものの、耐震Sクラス設備である使用済燃料貯蔵プール上を走行するため、地震時に使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確認している。

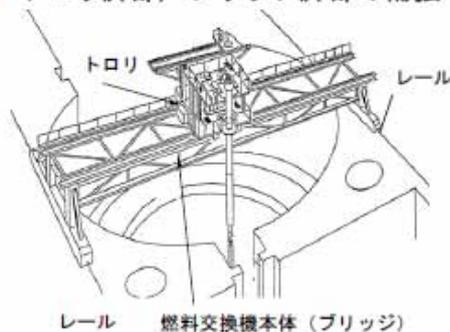
<燃料交換機のイメージ>



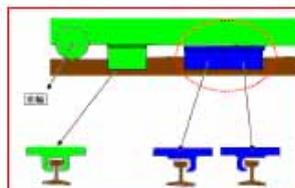
37

【参考】燃料交換機の耐震強化工事

- 燃料交換機本体の補強（フレーム材の追加）
- トロリ脚部，ブリッジ脚部の補強



トロリ脚部の補強
※青色の金具を追加
で設置した。



燃料交換機本体の補強



フレーム材
の追加

ブリッジ脚部の補強



(レール)

ガイドプレートの設置
※ブリッジの脱線防止

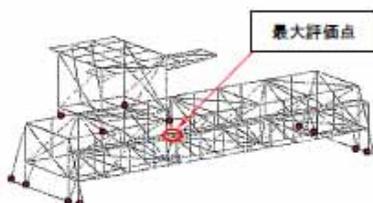


38

各設備の評価例－燃料交換機（2）

■ 燃料交換機の構造強度評価

- 構造物フレーム（燃料交換機本体）、トロリ脚部、横行レール、ブリッジ脚部（ガイドプレートアンカ部）の評価を実施
- 最も裕度が小さい部位は**構造物フレーム**



最大評価点

<モデル図のイメージ>

<解析方法>

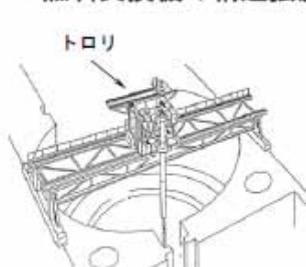
- ✓ FEM解析（時刻歴解析）により、各部材に発生する応力を算出。
- ✓ 応力の算出にあたっては、水平と鉛直の二乗和平方根（SRSS）により、NS+UD、EW+UDのうち大きい方の値を記載。
- ✓ トロリ及びブリッジの滑りを考慮した評価。

<解析条件>

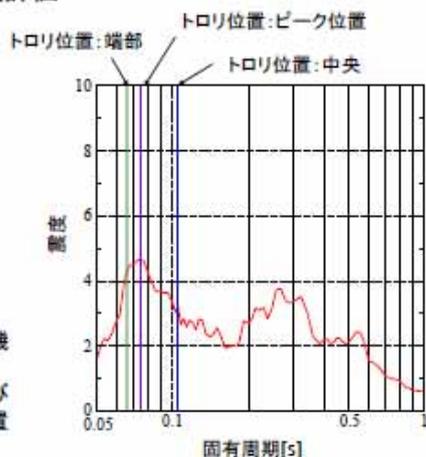
- ✓ 燃料交換機の固有周期帯で最も応答が大きい5s-1を用いた。
- ✓ トロリの位置も考慮した評価を実施。（次頁参照）

各設備の評価例－燃料交換機（3）

■ 燃料交換機の構造強度評価



- ✓ トロリの位置により燃料交換機の固有周期が変化。
- ✓ トロリの位置を中央、端部及びスペクトルのピークとなる位置での評価を実施。



床応答スペクトル
(上下方向)

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
構造物フレーム	組合せ応力	275.6	276

(2) 制御棒・破損燃料貯蔵ラック

○設備概要

制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、定期検査中に制御棒（約 100kg）を入れたり、著しく破損した燃料（約 300kg）が発生した場合に収納したりする設備であり、制御棒と破損燃料を合わせて10体収納することができる。なお、破損燃料はコンテナ（約 80kg）に収納した上で、制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納する。

通常、被覆管のピンホール等の破損では、本設備を使用せず、使用済燃料貯蔵ラックに収納しており、1号機においてはこれまでに本設備に破損燃料を収納した実績は無い。

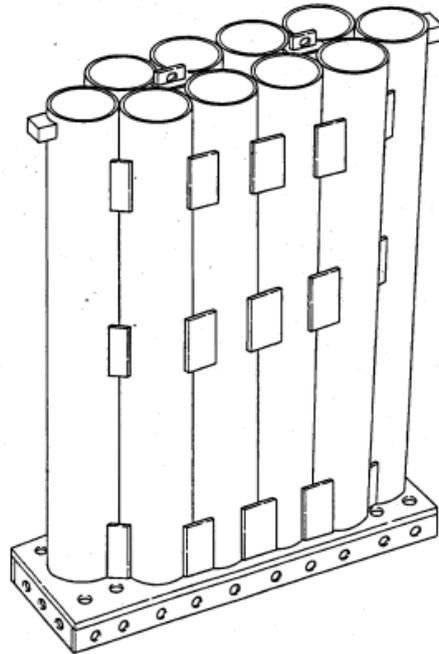


図 5 制御棒・破損燃料貯蔵ラック構造図

○評価に用いた震度について

制御棒・破損燃料貯蔵ラック（以下、「ラック」）の評価用震度は、原子炉建屋の床応答スペクトルからラックの固有周期における震度を読み取っている。耐震安全性評価では安全側の条件として、階上（T.P 12.8m）の震度を用いているが、ラックの設置レベルはT.P 6.18mであることから、階下（T.P 5.3m）との間で線形補間した震度を用いると、発生値は約2割低減する。

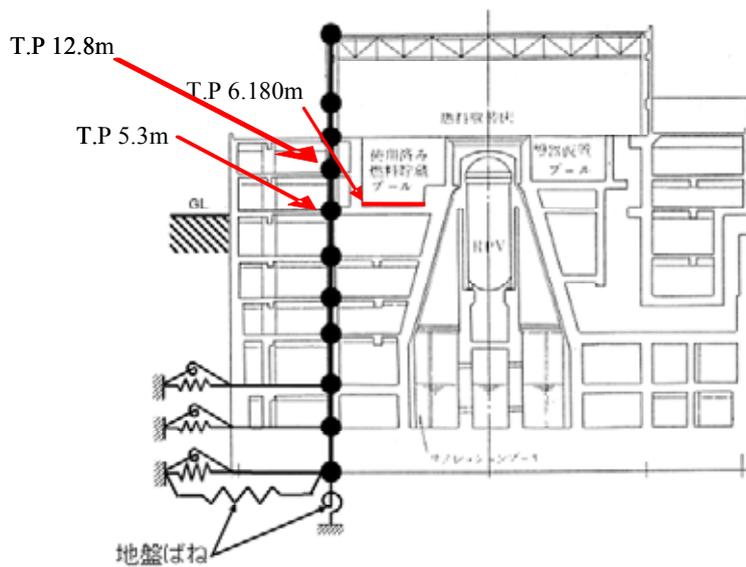


図6 原子炉建屋解析モデルとラック設置レベルの関係

表7 震度適用レベルによる発生値比較

震度適用レベル	水平震度	鉛直震度	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
T.P 12.8m	3.16	1.40	106	108
T.P 6.18m (線形補間)	2.49	1.27	83	
T.P 5.3m	2.40	1.25		

○荷重条件について

前述のとおり、1号機ではこれまでに本設備に破損燃料を収納した実績は無く、今後においても収納する可能性は低いと考えられる。そのため、現実的な荷重条件として、破損燃料 0 体（ただし、定期検査中に制御棒の仮置用に使用するため制御棒 10 体を考慮）のケースで評価をおこなうと、発生値は約 3 分の 1 に低減する。仮に、半分の破損燃料 5 体（+制御棒 5 体）としたケースでは、発生値は約 3 割低減する（表 8）。

耐震安全性評価における荷重条件としては、制御棒よりも重量の大きい破損燃料 10 体を装荷することを考慮しており、安全側の評価条件となっている。

表 8 荷重条件による発生値比較

荷重条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
破損燃料 0 体，制御棒 10 体	37	108
破損燃料 5 体，制御棒 5 体	72	
破損燃料 10 体，制御棒 0 体	106	

○評価基準値の余裕について

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」におけるクラス 1 支持構造物の評価基準値を適用しており, Sy の 1.2 倍と Su の 0.7 倍の小さい方で決まる F 値に基づいて設定される。

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価基準値を表 9 に示す。

表 9 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの組合せ応力の評価基準値

材料	F 値	Sy	Su	評価基準値
A6063-T5	108	110	155	108

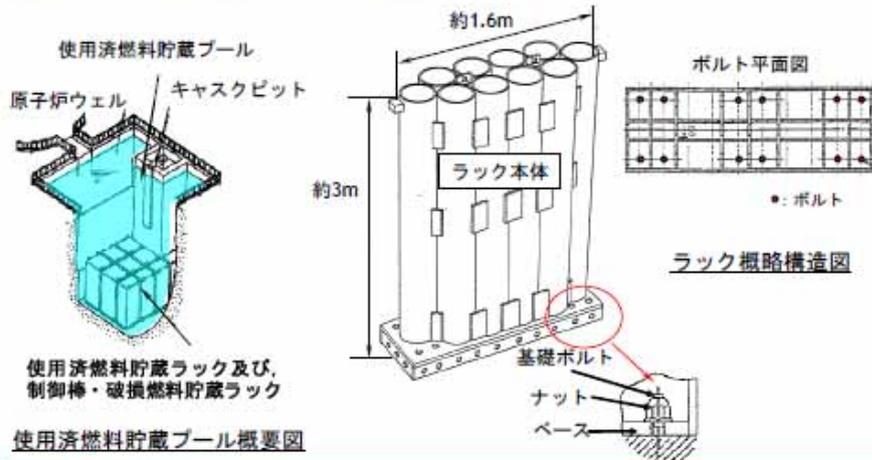
$$(\text{評価基準値}) = 1.5 \times \frac{F}{1.5}$$

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価基準値に用いられている F 値は, おおむね降伏応力に対応するレベル (Sy) として設定されており, 部材が破断するレベル (Su) に対しては, 依然余裕がある。さらに, F 値の算出にあたっては規格に基づく Sy および Su を参照しており, 実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している。ミルシートを参照すると評価基準値は約 164MPa となる。

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（1）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造

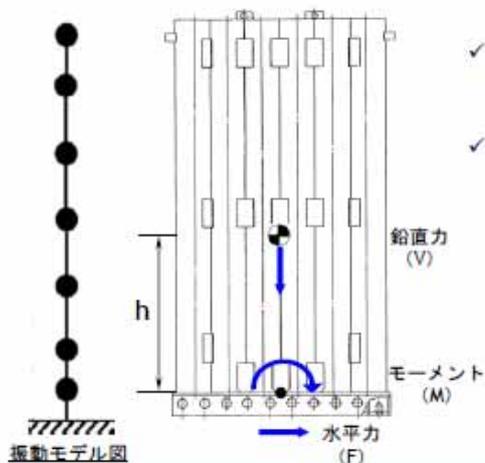
- 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは使用済燃料貯蔵プール底部に基礎ボルトにより固定されている。
- 制御棒と破損燃料を合わせて10体収納可能。



各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（2）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

- ラック本体及び基礎ボルトの評価を実施
- 裕度が小さい部位はラック本体
 - ✓ ラックをモデル化し、振動解析により固有周期を求める。
 - ✓ ラック設置レベルの原子炉建屋の床応答スペクトルから、ラックの固有周期での震度（水平震度及び鉛直震度）を読み取る。
 - ✓ 読み取った震度を用いて、ラックに加わる地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント）を算出する。



$$F = C_H \cdot m \cdot g$$

$$M = F \cdot h$$

$$V = (1 + C_V) \cdot m \cdot g$$

F	: 水平力
V	: 鉛直力
M	: モーメント
C _H	: 水平震度
C _V	: 鉛直震度
m	: ラック全質量
g	: 重力加速度
h	: ラック重心高さ

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（3）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

● ラック本体の評価

- ✓ 算出した地震荷重を用いて、応力評価式により、ラック本体に生じる応力（引張応力、せん断応力、組合せ応力）を算出する。

< 応力評価式 >

$$\sigma = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \text{ (引張応力)}$$

$$\tau = \frac{F}{A} \text{ (せん断応力)}$$

$$\text{組合せ応力} = \sqrt{\sigma^2 + 3\tau^2}$$

A : 断面積
Z : 断面係数

< 評価結果 >

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
ラック本体	組合せ応力	106	108

- ✓ 評価条件としては、制御棒よりも重量の大きい破損燃料を10体装荷することを考慮した。

(3) 中性子束モニタ案内管

○設備の概要について

中性子束モニタ案内管（以下、「案内管」という。）は計 55 本あり，内部に小径の円筒状のチューブ（起動領域モニタドライチューブまたは LPRM 検出器集合体カバーチューブ）を設置し，チューブ内（上部炉心部）に中性子検出器が格納されている（図 7）。なお，案内管は，耐震設計審査指針の改訂により耐震 S クラスとなったが，炉心を支持する機能（耐震 As クラス）を有さず，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（耐震 As クラス）にも該当せず，指針改訂前は，「その他の炉内に設置された設備」として耐震 A クラスに分類されていた。

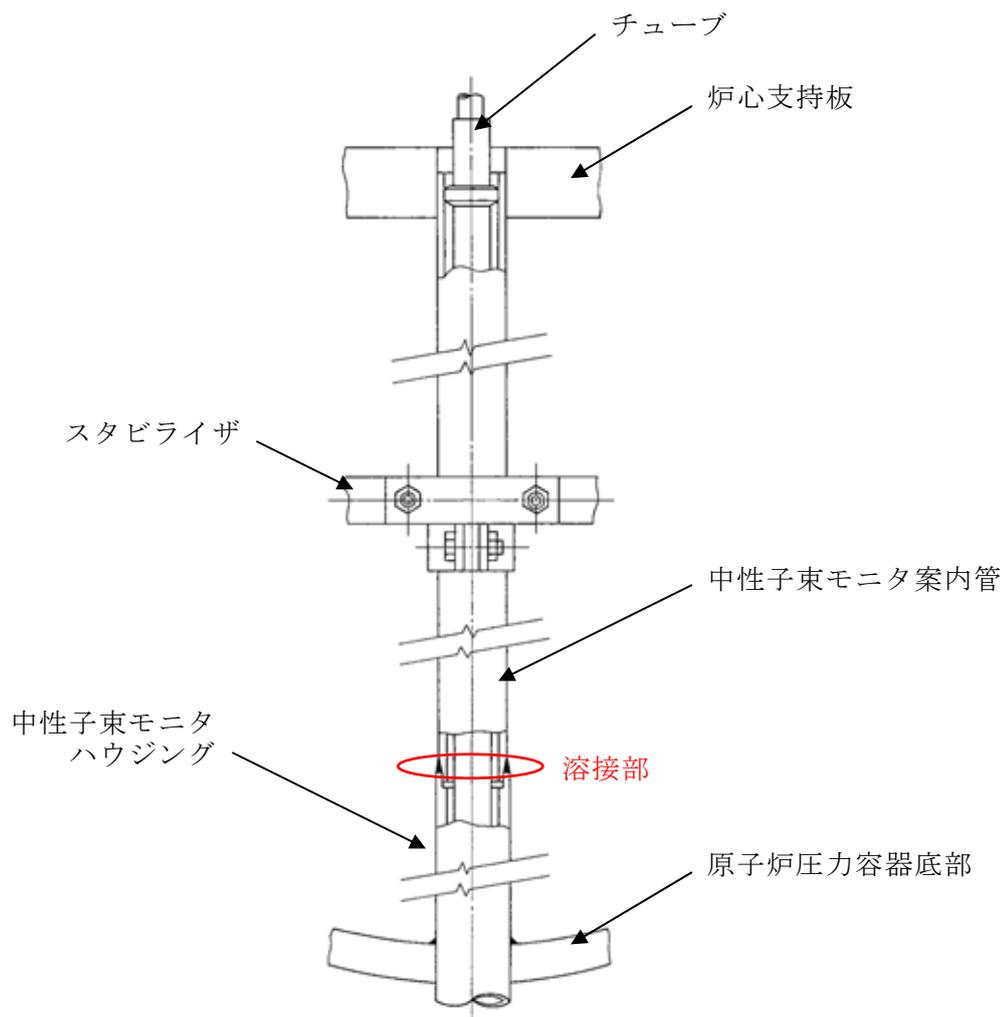


図 7 中性子束モニタ案内管構造図

○案内管の種類（長さ）について

案内管は圧力容器中心からの距離により長さが異なり，地震荷重（せん断力・モーメント）の算出においては案内管の長さにより 6 つのグループに分類してモデル化をおこなっている（図 8）。発生値が大きいのは長さの短いグループ 6 のみであり，55 本のうちの 9 本が該当し，設計時のモーメントを比較すると，例えばグループ 1 はグループ 6 の約 1/4 である。

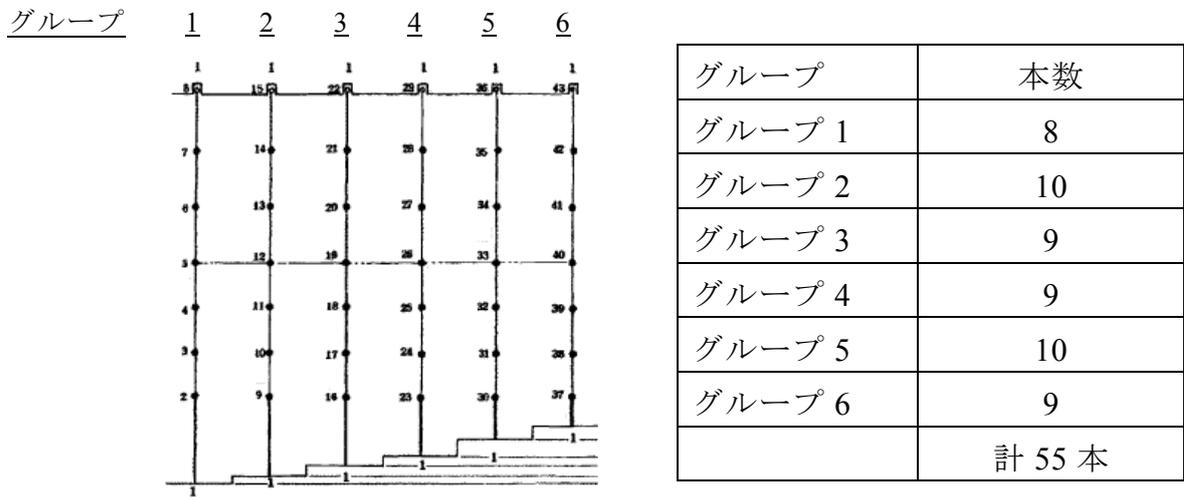


図 8 案内管の解析モデルとグループ分け

○地震荷重の算出について

案内管の耐震安全性評価に用いる地震荷重のうち，せん断力及びモーメントの算出においては，案内管のみを個別にモデル化し，炉内構造物解析モデルにより得られる基準地震動 S_s による時刻歴応答波（炉心支持板位置および原子炉压力容器底部位置のうち大きい方）を用いて，時刻歴解析により算出している。

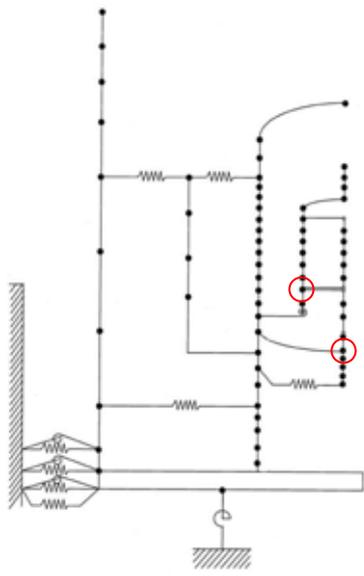
詳細評価では，案内管を炉内構造物と連成させることで，より精緻な地震応答荷重を求め，その地震応答荷重を用いて応力評価をおこなった（図 9）。また，耐震安全性評価では案内管内部の水の重量を安全側に見込んでいたことから，詳細評価では現実的な水の質量へ見直しをおこなっている（図 10）。

その結果，発生値は約 2 割低減することを確認した（表 10）。

表 10 地震荷重の見直しによる発生値比較

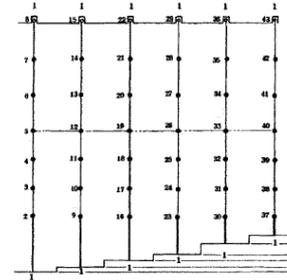
評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価	131	139
詳細評価	101	

【耐震安全性評価】



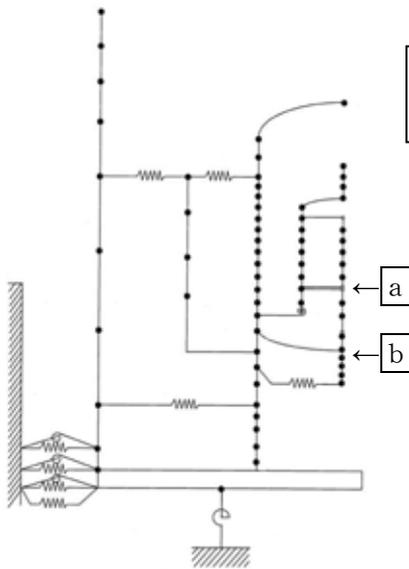
炉内構造物解析モデル

左のモデルの○の位置における時刻歴波のうち、大きい方を入力して案内管の地震荷重（せん断力・モーメント）を算出



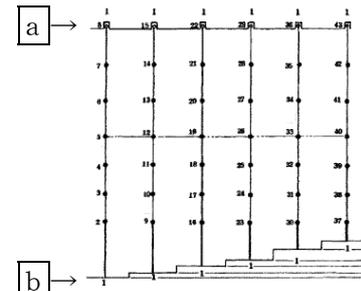
案内管解析モデル

【詳細評価】



炉内構造物解析モデル

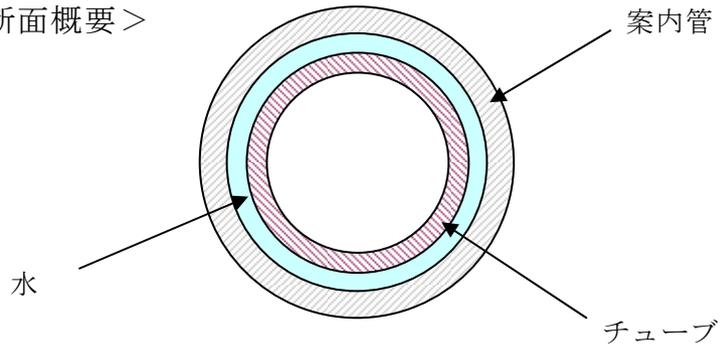
左のモデルの[a]及び[b]の位置に案内管モデルを連成させて地震荷重を算出



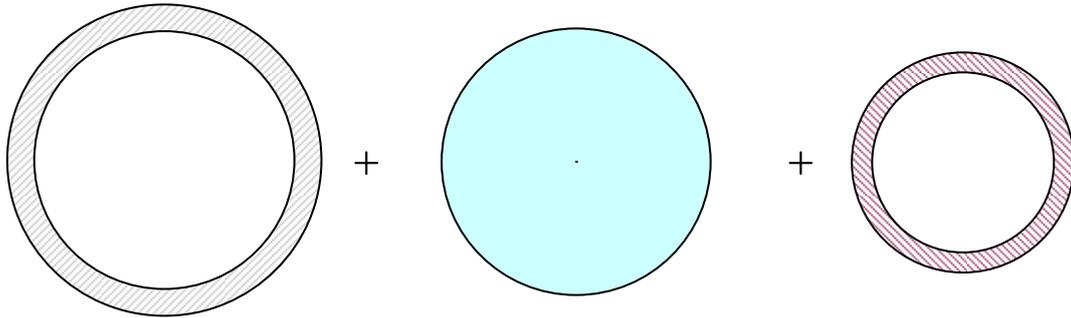
案内管解析モデル

図9 案内管の地震荷重算出のイメージ

<案内管断面概要>

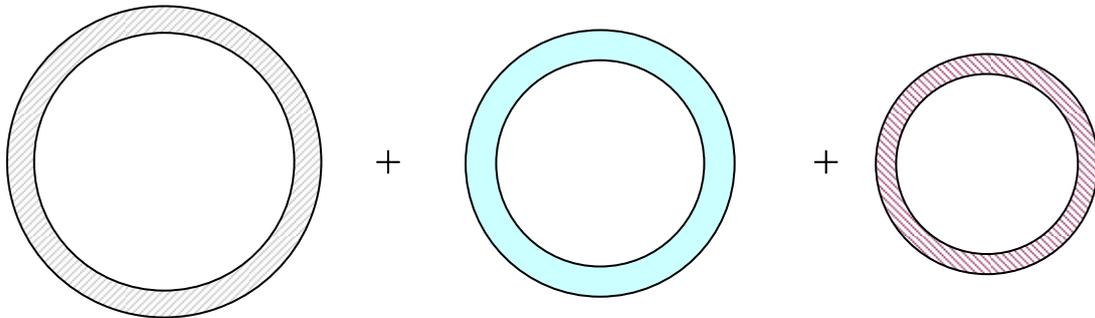


【耐震安全性評価】



内部のチューブが存在する面積の水質量についてもカウントしている。

【詳細評価】



内部のチューブが存在する面積については水が無いいため、耐震安全性評価のモデルからチューブ面積の水質量を減じた。

図 10 案内管モデル化（質量）の考え方

○評価基準値について

中性子束モニタ案内管の評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」における炉心支持構造物の評価基準値を適用しており、Su の 2/3 倍と設計応力強さ（以下、Sm という）の 2.4 倍の小さい方に基づいている。さらに、今回の溶接部における評価基準値としては「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」に従い、継手効率 0.4 を乗じた値としている。この係数は、溶接の種類、非破壊検査の種類に応じた値となっている。

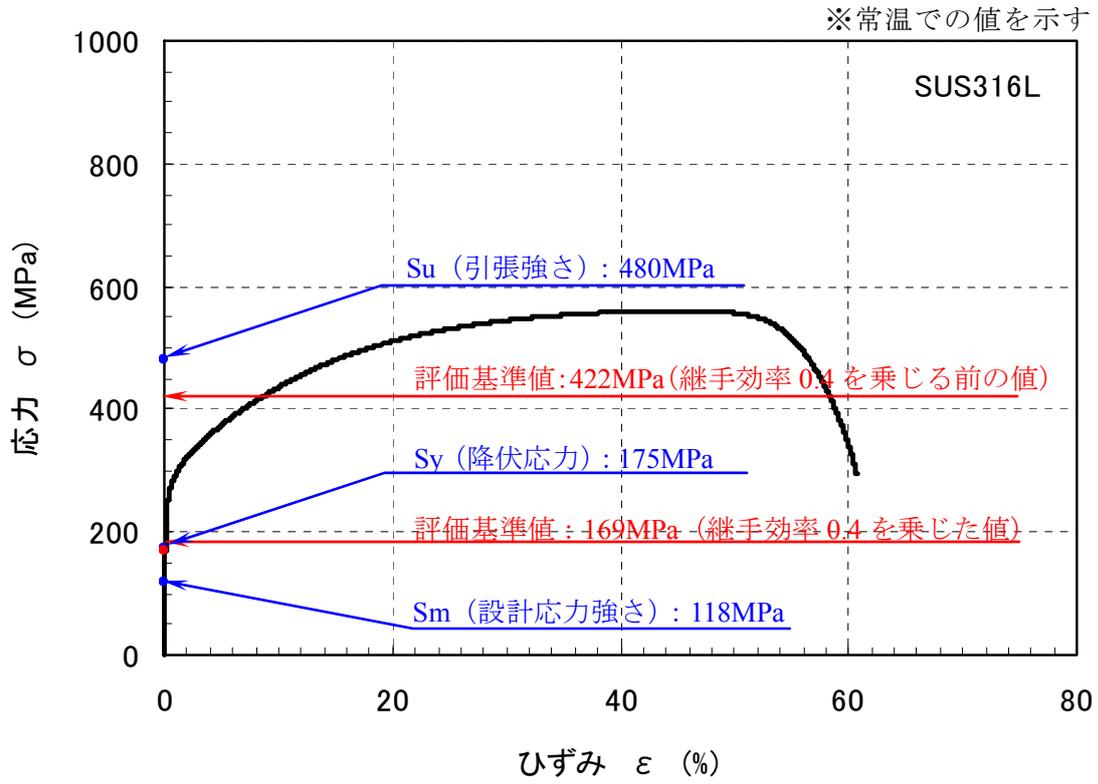
中性子束モニタ案内管の評価基準値を以下に示す。

表 11 中性子束モニタ案内管の一次一般膜＋一次曲げ応力の評価基準値

材料	Sm	Su	$1.5 \times \min\left(2.4S_m, \frac{2}{3}Su\right)$	継手効率	評価基準値
SUS316L	96	382	348	0.4	139

$$(\text{評価基準値}) = 0.4 \times 1.5 \times \min\left(2.4S_m, \frac{2}{3}Su\right)$$

中性子束モニタ案内管の評価基準値(継手効率 0.4 を乗じる前の 348MPa)は、部材が破断するレベル (Su) に対しては、依然余裕がある。さらに、評価基準値の算出にあたっては規格に基づく Sm, Sy および Su を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している（次頁、SUS316L の応力－ひずみ線図の例参照）。

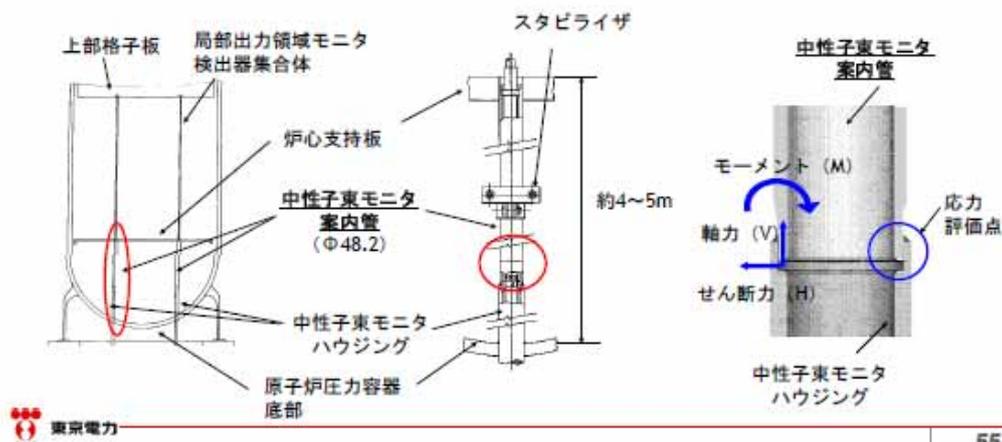


<参考> SUS316L の応力-ひずみ線図の例と中性子束モニタ案内管の評価基準値
(当社研究所所有データ)

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（1）

■ 中性子束モニタ案内管の構造

- 案内管の上部は炉心支持板の穴に挿入され、下部は中性子束モニタハウジングの上部に挿入され、すみ肉溶接されている。
- 各案内管は中央部においてスタビライザにより互いに連結されている。
- 55本の案内管が存在し、圧力容器中心からの距離により長さが異なる。



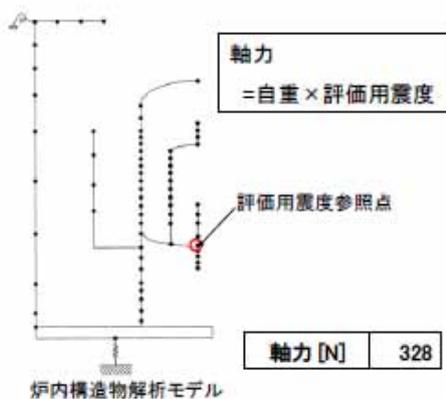
55

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（2）

■ 地震荷重の算出

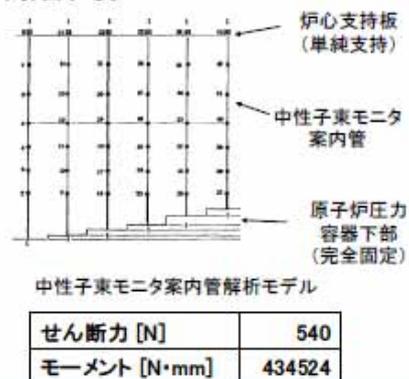
軸力算出

- ✓ 案内管にかかる軸力は、炉内構造物連成解析により求めた評価用震度から算出する。



せん断力・モーメント算出

- ✓ 案内管の長さにより6つのグループに分類し、モデル化をおこなう。
- ✓ 案内管にかかるせん断力及びモーメントは、下記モデルを用いた時刻歴解析により算出する。



56

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（3）

■ 溶接部の構造強度評価

✓地震荷重による応力

$$\sigma_1 = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \quad \tau_{\theta} = \frac{H}{A}$$

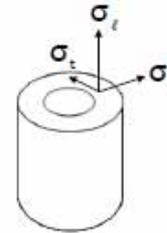
✓地震荷重による応力と地震以外による荷重を組合せ、

主応力・応力強さを算出する。

$$\sigma_1, \sigma_2 = \frac{(\sigma_1 + \sigma_2) \pm \sqrt{(\sigma_1 - \sigma_2)^2 + 4\tau_{\theta}^2}}{2} \quad (\text{主応力})$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

$$\sigma = \text{MAX}(|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|) \quad (\text{応力強さ})$$



σ_{θ} : 周方向応力

σ_r : 軸方向応力

τ_{θ} : 径方向応力

V	: 地震時の軸力 [N]
H	: 地震時のせん断力 [N]
M	: 地震時の曲げモーメント [N・mm]
A	: 断面積 [mm ²]
Z	: 断面係数
σ_{θ}	: 周方向応力 [MPa]
σ_r	: 軸方向応力 [MPa]
σ_r	: 径方向応力 [MPa]
τ_{θ}	: せん断応力 [MPa]

<評価結果>

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
溶接部	一次膜応力 +一次曲げ応力	131	139

(4) 非常用ガス処理系前置ガス処理装置

○耐震安全性評価の概要

非常用ガス処理系前置ガス処理装置（以下、「処理装置」という。）は、スライドボルトによりベース（架台）に固定され、ベースは基礎ボルト及び固定ボルトにて基礎に固定されている（図 11）。耐震安全性評価では、各ボルト（スライドボルト、固定ボルト、基礎ボルト）の評価を実施しており、引張応力の計算にあたっては、処理装置の転倒方向を考慮した評価をおこなっている。各ボルトの評価結果を表 12 に示す。

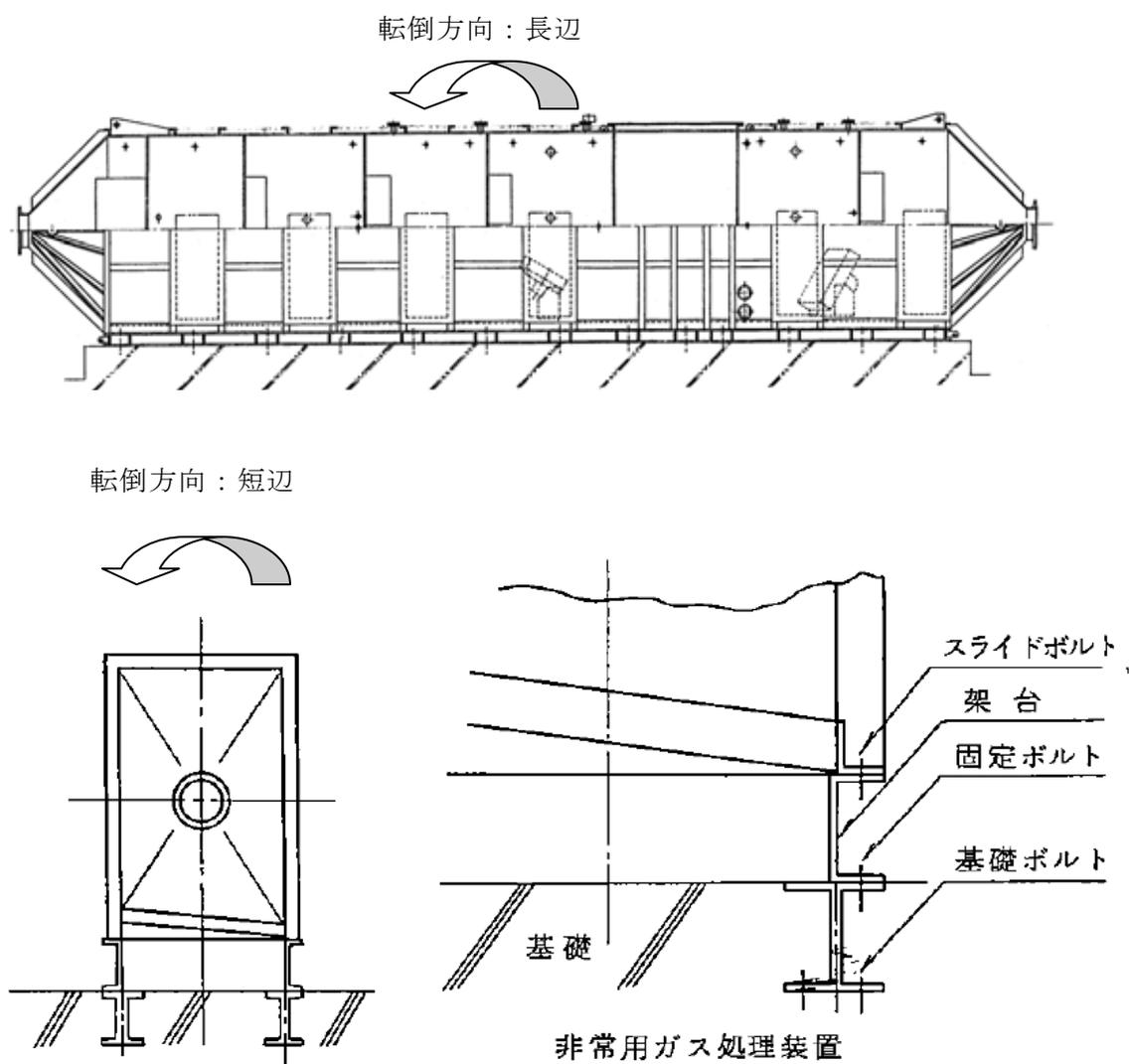


図 11 非常用ガス処理系前置ガス処理装置概略構造図

表 12 非常用ガス処理系前置ガス処理装置の耐震安全性評価

評価部位	転倒方向	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
スライドボルト	短辺	せん断	318	342
		引張	50	113
	長辺	せん断	318	342
		引張	91	113
固定ボルト	短辺	せん断	25	351
		引張	50	351
	長辺	せん断	25	457
		引張	91	457
基礎ボルト	短辺	せん断	13	156
		引張	25	202
	長辺	せん断	13	156
		引張	46	202

○機器重量について

スライドボルトは、処理装置本体とベースとを固定するためのもので、スライドボルト上部の処理装置本体から作用する地震荷重を支えている。耐震安全性評価では、スライドボルトに作用する地震荷重を、処理装置本体とベースの合計重量から保守的に求めている。そのため、処理装置本体のみの重量からスライドボルトに作用する地震荷重を合理的に評価すると、スライドボルトに生じるせん断応力は約 5%低減する（表 13）。

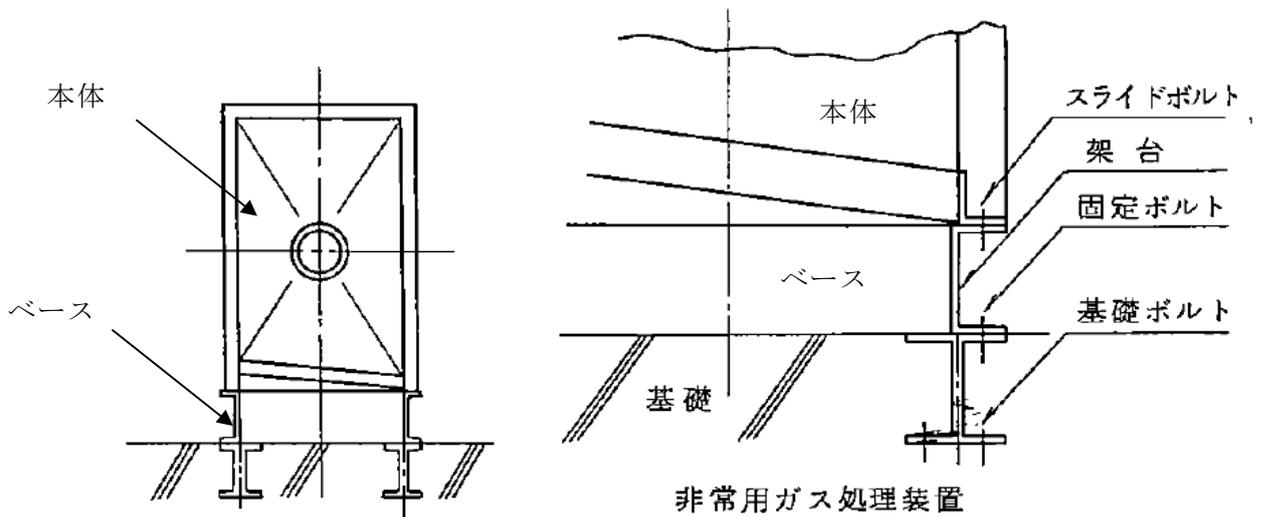


図 12 非常用ガス処理系前置ガス処理装置据付概略図

表 13 機器重量の見直しによる発生値比較

評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
耐震安全性評価 (本体重量+ベース重量)	318	342
機器重量見直し (本体重量のみ)	302	

○ボルトの本数について

処理装置のスライドボルトは計 26 本あるが、本体の熱膨張によるスライドを容易にするため、固定部分である端部の 2 本を除き、本体側のボルト穴を長穴としている。(なお、固定部分の 2 本も含めて「スライドボルト」と呼んでいる。)

耐震安全性評価では、水平方向の地震荷重に対し、固定点となる端部 2 本のスライドボルトに全てのせん断荷重がかかる評価としている。

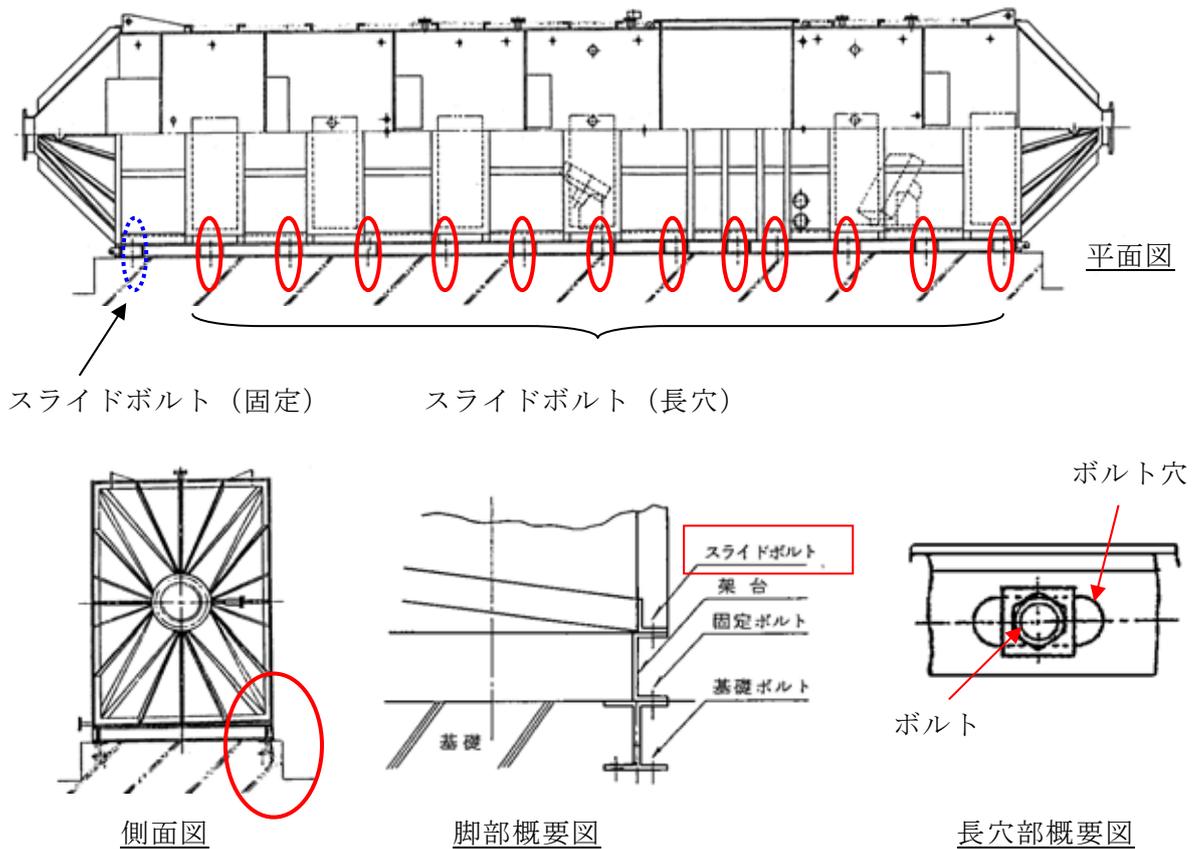


図 13 非常用ガス処理系前置ガス処理装置ボルト取付概略図

○評価基準値の余裕について

非常用ガス処理系前置ガス処理装置（スライドボルト）の評価基準値は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」におけるクラス1支持構造物の評価基準値を適用しており、 S_y の 1.2 倍と S_u の 0.7 倍の小さい方で決まる F 値に基づいて設定される。

スライドボルトの評価基準値を表 14 に示す。

表 14 スライドボルトのせん断応力の評価基準値

材料	F 値	S_y	S_u	評価基準値
SCM435	592	659	847	342

$$(\text{評価基準値}) = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

スライドボルトの評価基準値に用いられている F 値は、降伏応力に対応するレベルとして設定されており、部材が破断するレベル (S_u) に対しては、依然余裕がある。さらに、F 値の算出にあたっては規格に基づく S_y および S_u を参照しており、実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している。ミルシートを参照すると評価基準値は約 360MPa となる。

評価上の余裕に関するまとめ

- ・ 耐震安全性評価では，その設備の使用条件や使用環境等を考慮し，算出値が大きくなるような評価をおこなっている。
- ・ 評価の入力条件は，Ss-1～5 を全て考慮した地震荷重や床応答スペクトルを使用しており，また床応答スペクトルの策定にあたっては周期軸方向に±10%拡幅をおこなう等安全側の条件としている。
- ・ 評価基準値は，規格値に基づく S_m ， S_y および S_u を参照しており，実際の鋼材がもつ実力値を下回る安全側のものを使用している。
- ・ 耐震安全性評価で主に対象とする許容応力状態 IV_{AS} の評価は，「その設備の過大な変形，き裂，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こと」に対する評価であり，規格で定められた評価基準値はそのような状態に対して余裕がある。

コメント内容

原子炉本体基礎の復元力特性について説明すること。

(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○ 回 答

1. 原子炉本体基礎の復元力特性について

柏崎刈羽原子力発電所各号機の原子炉本体基礎（以下、「RPV ペデスタル」という）は、いずれも鋼板円筒殻の内部にコンクリートを充填した構造となっている。現行の耐震設計では、RPV ペデスタルは線形仮定をおいて地震応答解析を実施している。

しかしながら、地震による建屋の変形が大きく、その弾塑性特性に応じて剛性が低下した場合には、建屋と並列ばねを形成する RPV ペデスタルが、解析上、大きな力を負担することになる。そこで、「鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編 JEAG4618-2005」（以下 SC 指針という）を参照し、RPV ペデスタルの地震時の挙動を実態に合わせる弾塑性モデルを適用した。

2. RPV ペデスタルの構造

RPV ペデスタルは内外にある 2 枚の円筒鋼板（内筒，外筒）から構成されている。これらの鋼板は縦リブ鋼板（隔壁）により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物であり、隔壁方式の鋼板コンクリート構造物（以下、SC 構造という）である。（図 1，図 2 参照）。

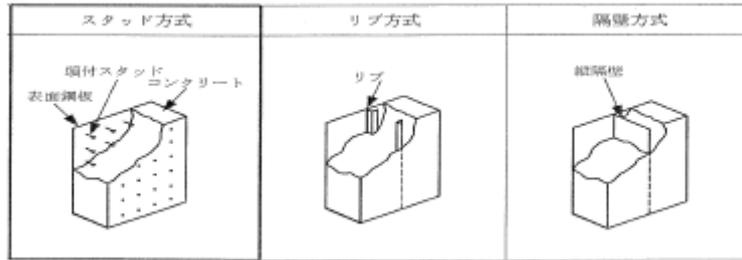


図1 SC構造物の方式イメージ図

(出典：「鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編 JEAG4618-2005」)

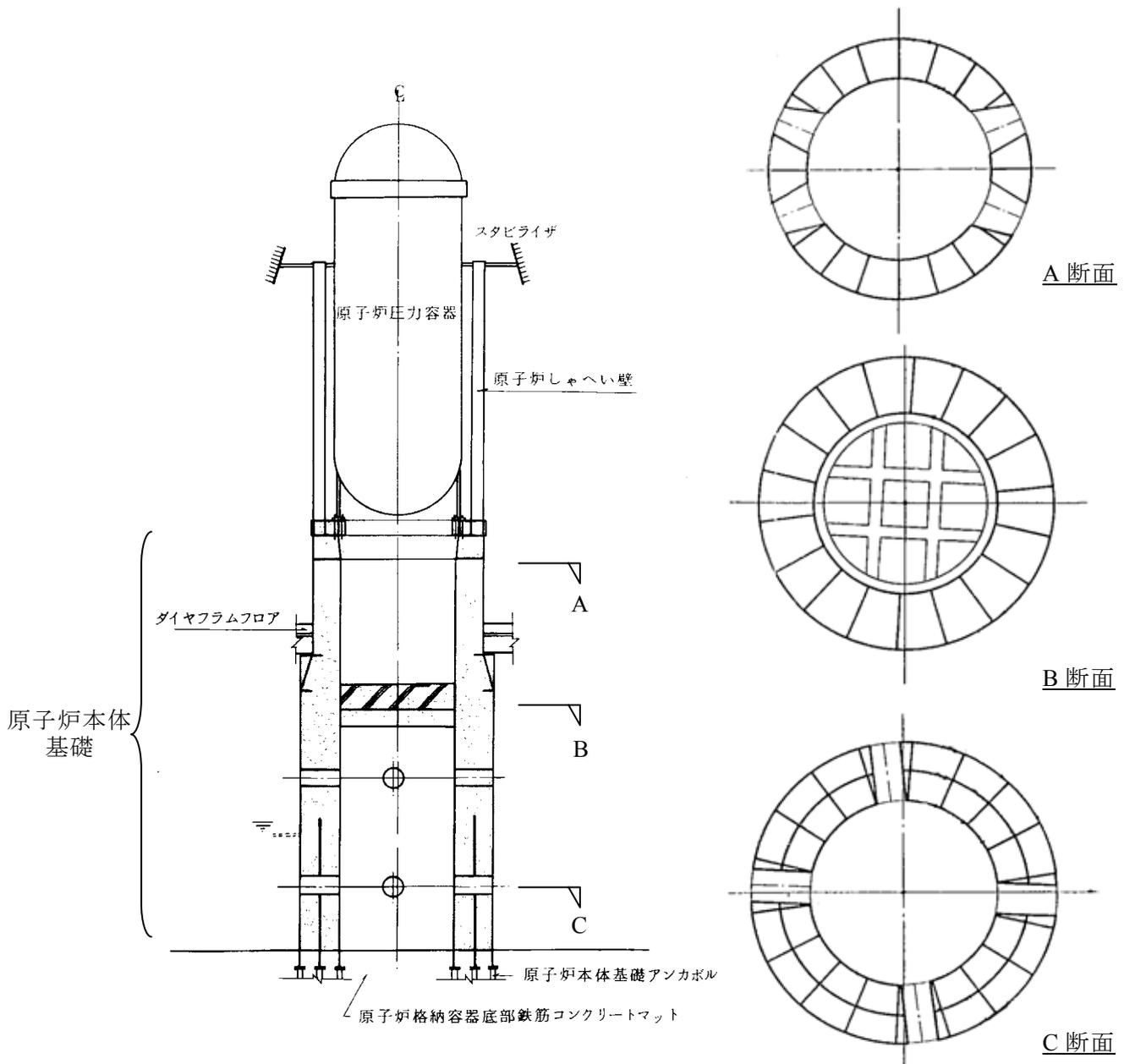


図2 1号機 RPV ペデスタル概要図

3. 地震応答解析モデル

RPV ペDESTALは、RPV と同様に、多質点でモデル化する。断面形状の違いを考慮して分割し、質点間を等価な曲げ、せん断剛性を有する無質量のはり又は無質量のばねで結合する（図3）。

2. で述べた構造を踏まえ、ダイヤフラムフロアの剛性と等価なばねにより原子炉格納容器と結合し、RPV と RPV ペDESTALは、RPV 設置位置で剛に結合して相互影響を考慮している。また、RPV ペDESTALは原子炉建屋基礎版と剛に結合されている。なお、RPV ペDESTALは、減衰定数を 5%としている。

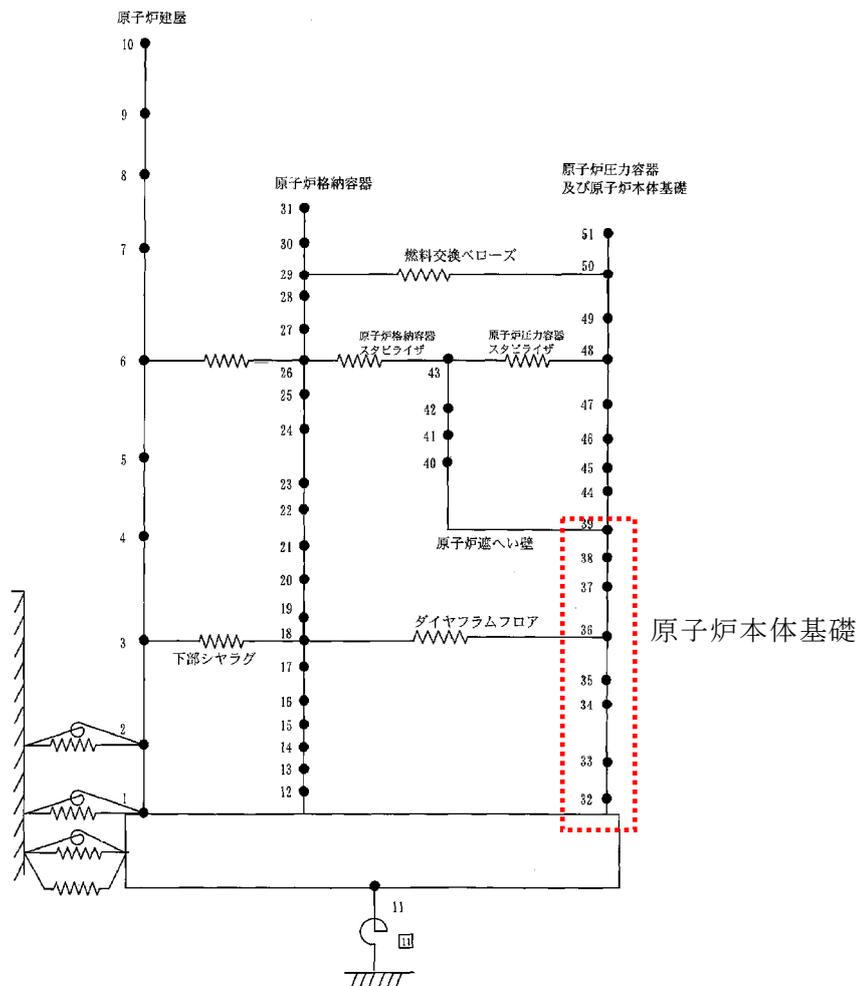
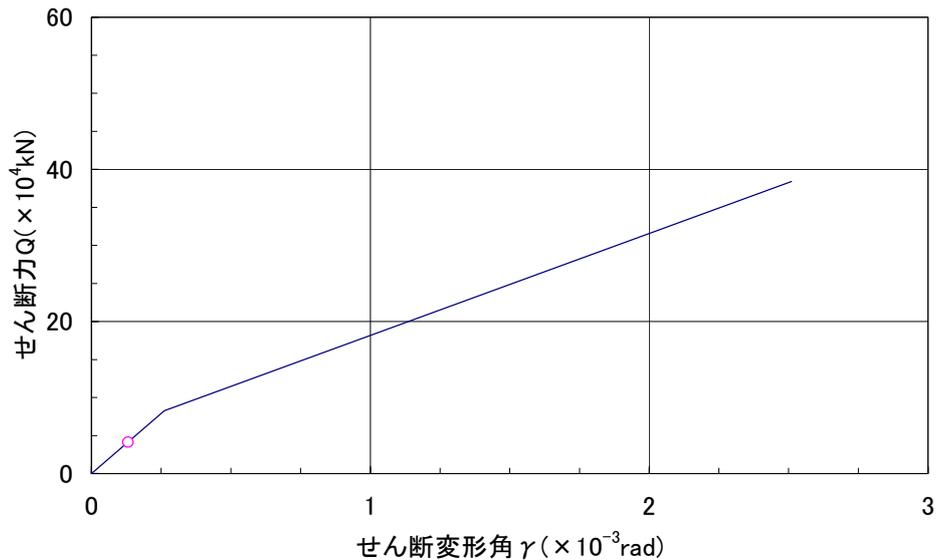


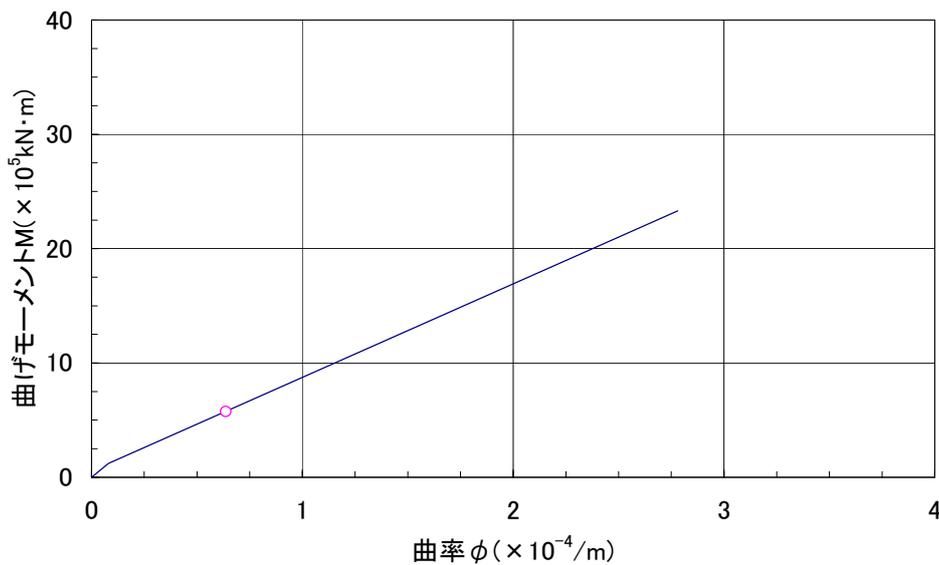
図3 RPV ペDESTAL部の地震応答解析モデル（水平方向の例）

4. RPV ペデスタルの地震応答解析結果

RPV ペデスタルの地震荷重は、3. で述べた地震応答解析を用いて、時刻歴地震応答解析を行うことで算出される。評価用の地震荷重は、地震応答解析によって得られる時刻歴荷重の最大値を用いる。地震応答解析により得られた荷重を図4に示す。



(a) せん断



(b) 曲げ

図4 RPV ペデスタル基部の最大応答せん断力及び最大応答曲げモーメント
(基準地震動 S_s NS, EW 包絡値)

<参考> RPV ペデスタル復元力特性

<基本方針>

- ・ 鋼板が降伏する第 2 折点までを設定範囲とした。
- ・ SC 指針の復元力特性の評価を参考に、RPV ペデスタルの特徴を踏まえて、復元力特性を評価した。

(1) SC 指針の復元力特性の評価

SC 構造物に関する復元力特性の評価手法として、SC 指針を参考にした。SC 指針で述べられている復元力特性評価式はスタッド方式を対象としたものであるが、RPV ペデスタルは隔壁方式の構造物であるため、SC 指針の評価式に RPV ペデスタルの構造上の特徴を考慮して、RPV ペデスタルの復元力特性を評価した。

(2) せん断変形（せん断力 Q —せん断ひずみ度 γ ）

a. 第 1 折点

コンクリートのせん断ひび割れにより剛性が変化する点

$Q1$: (コンクリートの断面積 + 鋼板の等価断面積)

×コンクリートのせん断ひび割れ強度

$\gamma 1$: コンクリートのせん断ひび割れ強度 / コンクリートのせん断弾性係数

b. 第 2 折点

鋼板の降伏により剛性が変化する点

$Q2$: 鋼板降伏時せん断力。鋼板負担分のせん断力とコンクリート負担分のせん断力の累加による。なお、コンクリート負担分のせん断力は、ひび割

れ後のコンクリートの有効せん断剛性を考慮

$\gamma_2 : Q_2 /$ (鋼板のせん断剛性+ひび割れ後のコンクリートの有効せん断剛性)

(違いを考慮したポイント)

RPV ペデスタルは、二重円筒の空隙を、たてリブで一定の間隔に区切った隔壁構造である。この構造を考慮してひび割れ後のコンクリートの有効せん断剛性を既往の文献*に基づき設定。

* : 松尾 他 : 鋼板コンクリート耐震壁に関する研究 その3. せん断荷重-変形関係の解析, 日本建築学会学術講演梗概集 (1992 年)

1号機のRPV ペデスタルに設定したせん断変形スケルトンカーブを図5に示す。

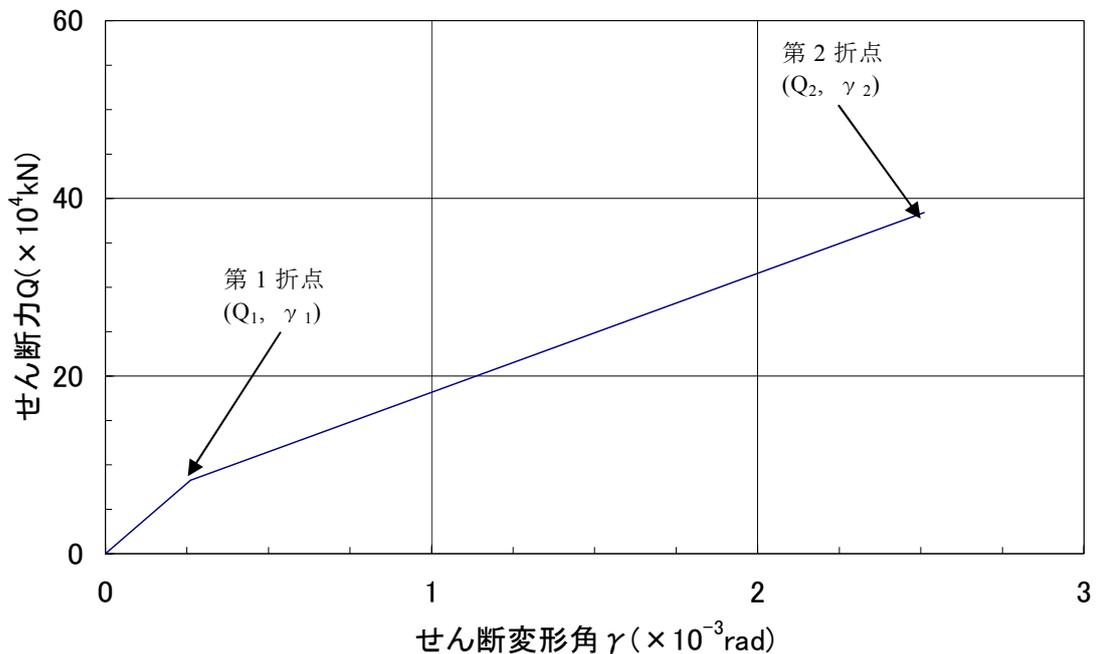


図5 1号機 RPV ペデスタル脚部 せん断変形スケルトンカーブ

(3) 曲げ変形 (モーメント M - 曲率 φ)

a. 第 1 折点

コンクリートの曲げひび割れにより剛性が変化する点

$M1$: 鋼板を考慮した断面係数 \times コンクリートの曲げ引張強度

$\varphi1$: $M1 /$ (コンクリートのヤング係数 \times 鋼板を考慮した断面 2 次モーメント)

b. 第 2 折点

鋼板の降伏により剛性が変化する点

$M2$: 引張鋼板降伏時モーメント

$\varphi2$: 引張鋼板降伏時曲率

(違いを考慮したポイント ; 第 1, 第 2 折点共通)

ベースプレートによりコンクリートが分断されているため, RPV ペデスタル脚部ではコンクリートの曲げ引張強度を無視する (基本となる評価式は, 【参考】SC 指針における復元力特性評価式 参照)。

1 号機の RPV ペデスタルに設定した曲げ変形スケルトンカーブを, 図 6 に示す。

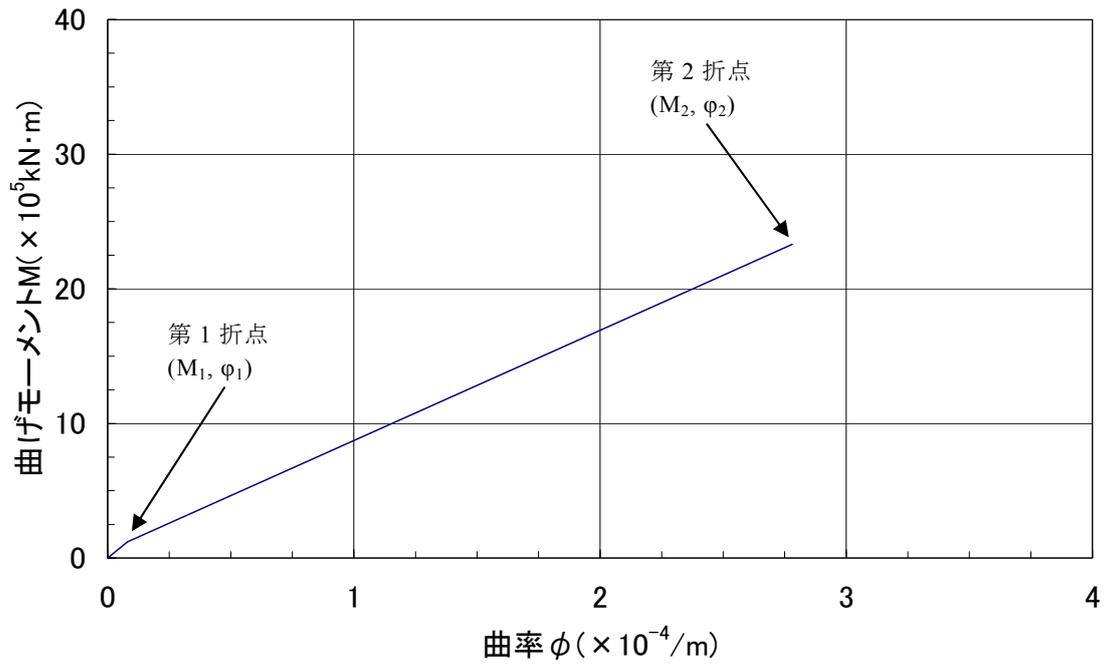


図6 1号機 RPV ペDESTAL脚部 曲げ変形スケルトンカーブ

【参考】SC 指針における復元力特性評価式

<せん断変形>

(第1折点) コンクリートのせん断ひびわれにより剛性が変化する点

$$Q_1 = (A_c + (G_s/G_c) \cdot A_s) \cdot \tau_\sigma \quad \dots\dots\dots (2.2.1)$$

$$\gamma_1 = \tau_\sigma / G_c \quad \dots\dots\dots (2.2.2)$$

$$\text{ただし, } \tau_\sigma = \sqrt{0.31 \sqrt{\sigma_B} \cdot (0.31 \sqrt{\sigma_B} + \sigma_v)}$$

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

$$Q_2 = (K_\alpha + K_\beta) / \sqrt{(3K_\alpha^2 + K_\beta^2)} \cdot A_s \cdot \sigma_y \quad \dots\dots\dots (2.2.3)$$

$$\gamma_2 = Q_2 / (K_\alpha + K_\beta) \quad \dots\dots\dots (2.2.4)$$

ただし, $K_\alpha = A_s \cdot G_s$

$$K_\beta = 1 / \{4 / (A_c \cdot E_c') + 2 \cdot (1 - \nu_s) / (A_s \cdot E_s)\}$$

A_s : 鋼板のせん断断面積 (mm²)

A_c : コンクリートのせん断断面積 (mm²)

G_s : 鋼板のせん断弾性係数 (N/mm²)

G_c : コンクリートのせん断弾性係数 (N/mm²)

E_s : 鋼板のヤング係数 (N/mm²)

E_c' : コンクリートのひびわれを考慮したヤング係数で, コンクリートのヤング係数に 0.7 を乗じた値を用いてもよい (N/mm²)

ν_s : 鋼板のポアソン比

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm²)

K_α : 鋼板のせん断剛性

K_β : ひびわれ後の鋼板による拘束効果を考慮したコンクリートの有効

せん断剛性

σ_y : 鋼板の降伏点強度 (N/mm²)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm²)

ν_1 : コンクリート圧縮強度の有効係数で, $0.7 - \sigma_B / 200$ を用いてよい

< 曲げ変形 >

(第1折点) コンクリートの曲げひびわれにより剛性が変化する点

$$M_1 = Z_c \cdot (f_t + \sigma_v) \dots\dots\dots (2.2.7)$$

$$\phi_1 = M_1 / (E_c \cdot I_c) \dots\dots\dots (2.2.8)$$

ただし, $f_t = 0.38 \cdot \sqrt{\sigma_B}$

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

$$M_2 = M_y \dots\dots\dots (2.2.9)$$

$$\phi_2 = \phi_y \dots\dots\dots (2.2.10)$$

I_c : 鋼板を考慮した断面2次モーメント (mm⁴)

Z_c : 鋼板を考慮した断面係数 (mm³)

f_t : コンクリートの曲げ引張強度 (N/mm²)

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm²)

E_c : コンクリートのヤング係数 (N/mm²)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で, 設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm²)

M_y : 鋼板降伏時モーメント (N・mm)

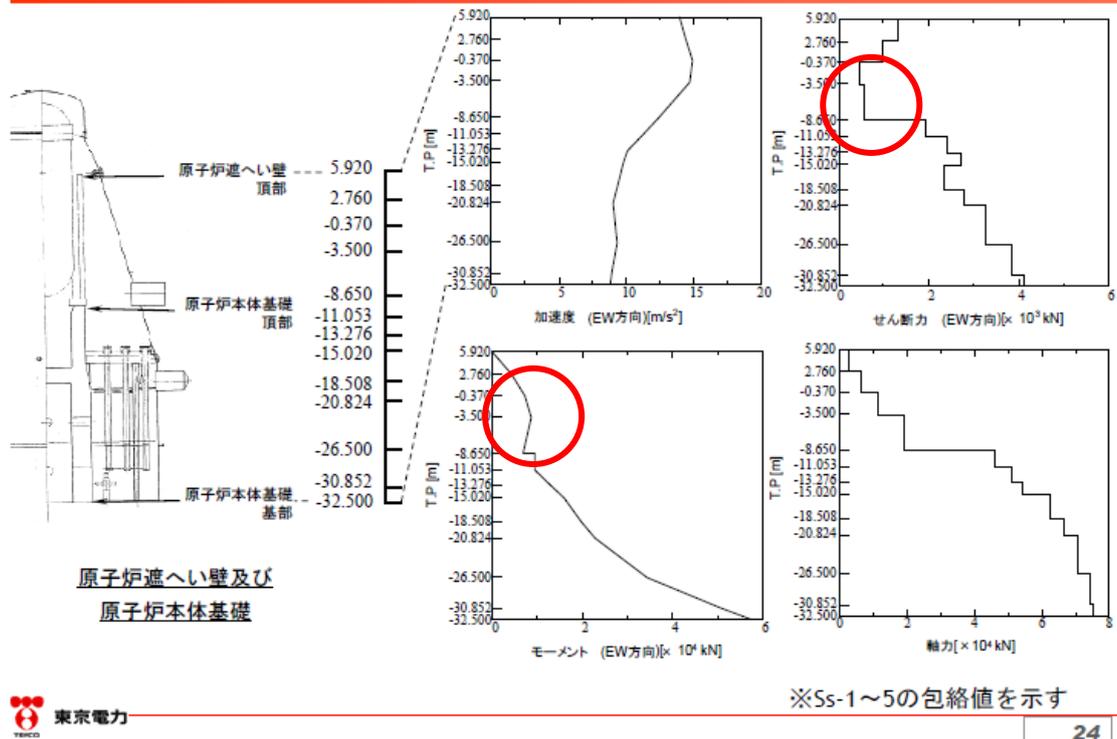
ϕ_y : 鋼板降伏時曲率 (1/mm)

以上は, SC 指針より抜粋

コメント内容

構造 W45-3-2 の 24 頁に記載されている地震応答分布図について、補足説明すること。(下図 部；せん断力分布は一定で、モーメントが高さが下がるに従い減少している部分がある)

地震応答解析結果—原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎(例)



(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○ 回答

地震応答解析モデルでは、基礎マット上端を固定端とし、ダイヤフラムフロアおよびスタビライザ（原子炉格納容器スタビライザ、原子炉压力容器スタビライザ）で支持されたはりでモデル化している（図 1）。

前回の資料の地震応答分布図は、基準地震動 Ss-1~5 ごとに算出した最大応答値を包絡したものである。そのため、応答分布の傾向を確認する観点から、Ss-1 を代表として、特定の時刻（原子炉遮へい壁基部のモーメン

トが最大となる時刻)での応答分布図を図2に示す。この時のせん断力分布、モーメント分布は、分布荷重を受ける一端ピン支持、他端固定のほりに類似している。

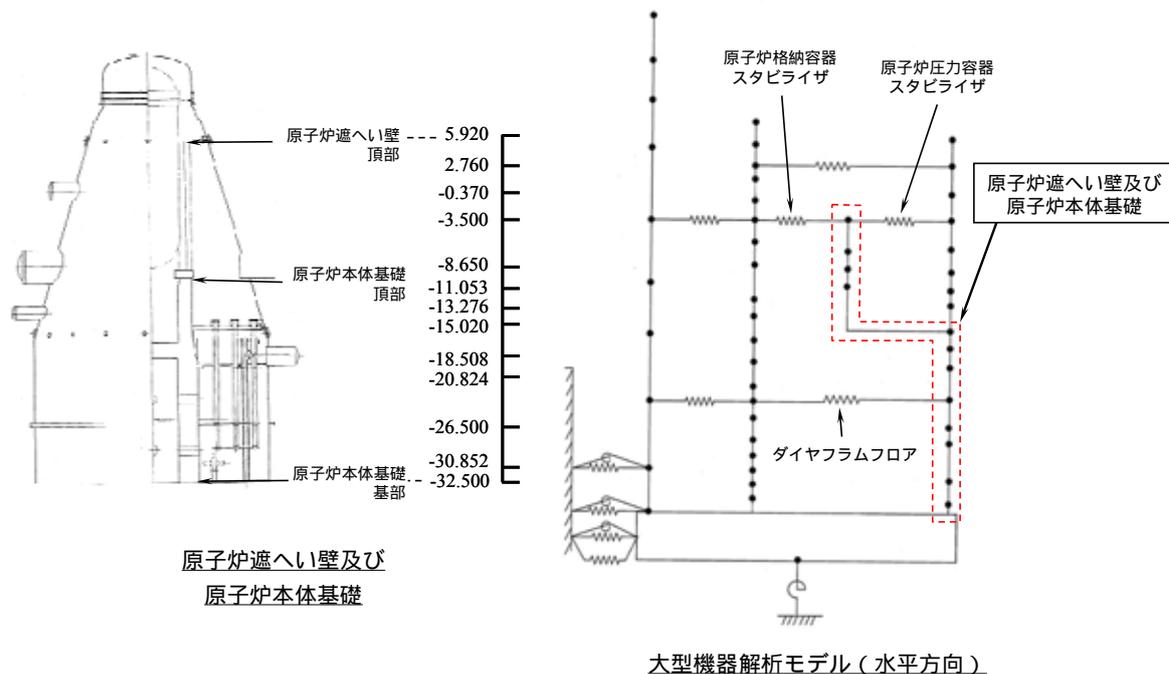
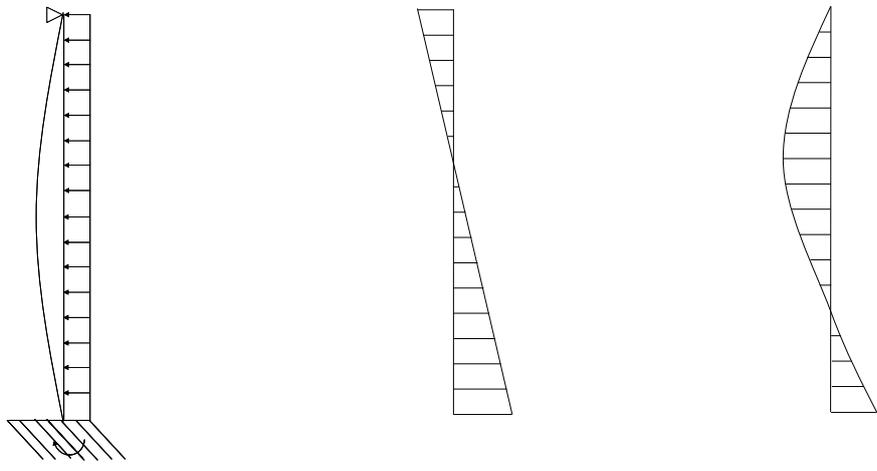
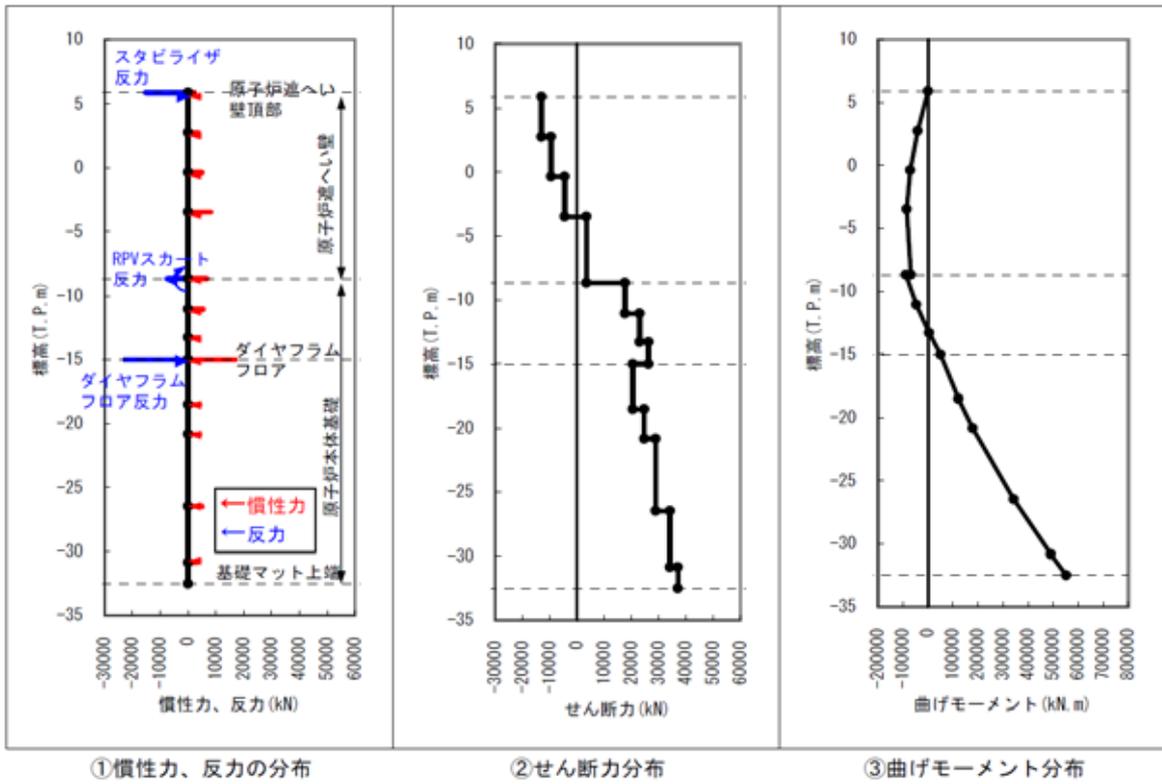


図1 大型機器地震応答解析モデル



分布荷重を受ける一端ピン支持、他端固定のはりのせん断力、曲げモーメント

図 2 原子炉本体基礎及び原子炉遮へい壁地震応答分布図 (Ss-1 EW 方向)

コメント内容

使用済燃料貯蔵ラックについて、いろいろな周波数成分を含んでいる地震動においても、特定の周波数での加振で得られた減衰定数が適用できるのか。
(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○回答

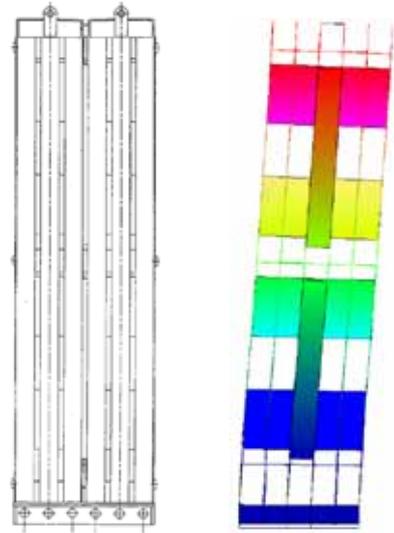
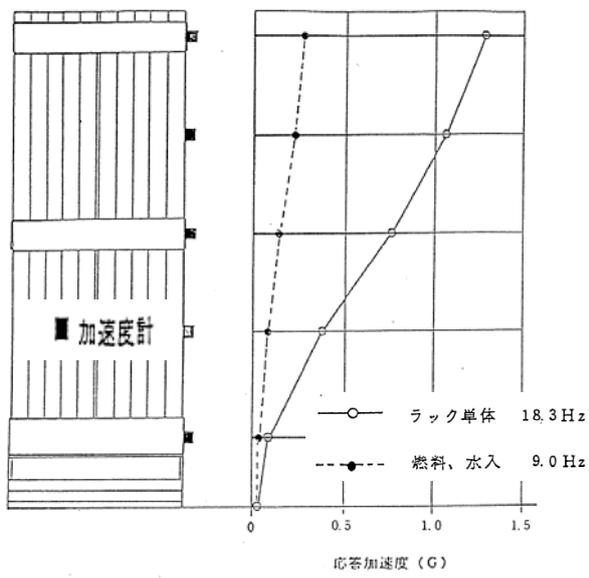
1 号機の 60 体使用済燃料貯蔵ラックの固有値解析結果を表 1 に示す。表に示す値は 3 次元 FEM に基づく結果であり、3 次元 FEM の 1 次モードが、ラックの短辺方向の 1 次モード、3 次元 FEM の 2 次モードが長辺方向の 1 次モードに相当する。

短辺方向、長辺方向ともに 0.05 秒を上回る固有周期の振動モードは 1 次モードしかないことから、試験体の 1 次固有周期の入力波にて加振して得られた減衰定数を用いることは妥当であると判断している。

また、振動試験の試験体と 1 号機の使用済燃料貯蔵ラックの振動モードは同じせん断モードであることを確認している (図 1)。

表 1 使用済燃料貯蔵ラックの固有周期及び刺激係数 (60 体ラック)

モード	固有周期 (秒)	刺激係数	
		短辺方向	長辺方向
1 次 (短辺方向 1 次)	0.088	5.265	0.000
2 次 (長辺方向 1 次)	0.059	0.000	-5.186



振動方向	10 列
振動モード	せん断

加振試験体 30 体ラック

振動方向	6 列
振動モード	せん断

1 号機 60 体ラック

図 1 使用済燃料貯蔵ラックの振動モード図

コメント内容

主に配管系の評価に用いているスペクトルモーダル解析の信頼性について説明すること。

(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○回答

「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」によると、「耐震 As, A クラス機器・配管系の地震応答解析は、据付床の設計用床応答スペクトルに基づいたスペクトルモーダル解析法を採用することを基本とする。」とされており、スペクトルモーダル解析法は耐震設計手法として一般的に用いられている手法である。

配管系の耐震設計手法の妥当性は、既往の NUPEC (原子力発電技術機構) による実証試験で確認されている。試験は、実機 (PWR 主蒸気系配管系, BWR 給水系配管系) を模擬した試験体を対象に、大型振動台を用いて加振試験をおこなわれている。これによると、スペクトルモーダル解析手法で求めた発生応力は、試験結果を上回ることが確認されており、スペクトルモーダル解析手法は安全側の結果を与えるといえる。

参考文献：原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書
主蒸気系等耐震実証試験 平成 4 年～8 年 原子力発電技術機構

コメント内容

動的機能維持の詳細評価について，構造 W45-3-2 に示した 3 設備以外についても評価結果を示すこと。

(平成 22 年 1 月 12 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 45 回))

○ 回答

動的機能維持の詳細評価をおこなっている全ての設備について，評価結果例を表 1 に示す。発生値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。

表 1 動的機能維持詳細評価結果

評価対象設備	評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
残留熱除去系海水ポンプ	揚水管	揚水管応力	52MPa	306MPa	○
C/A 送風機	電動機取付ボルト	引張	31MPa	207MPa	○
ディーゼル機関	排気管ベローズ	伸び	5.1mm	9.59mm	○
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブローア	ブラケット取付ボルト	引張	88MPa	173MPa	○
非常用ガス処理系排風機	ファン取付ボルト	引張	52MPa	180MPa	○
非常用ガス処理系冷却送風機	同型式の非常用ガス処理系排風機を代表として評価を実施し，動的機能が維持されることを確認した。				○
C/A 排風機	同型式の C/A 送風機を代表として評価を実施し，動的機能が維持されることを確認した。				○
C/A 再循環送風機	同型式の C/A 送風機を代表として評価を実施し，動的機能が維持されることを確認した。				○
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	排気管ベローズ	伸び	5.1mm	9.59mm	○
高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ	中間支持台基礎ボルト	せん断	17MPa	118MPa	○
弁（原子炉冷却材再循環系）	駆動部	加速度	8.81G	10.0G ^{※1}	○
弁（原子炉冷却材浄化系）	駆動部	加速度	7.67G	10.0G ^{※1}	○

注) 各設備における詳細評価対象部位のうち，裕度が小さいものを示す。

※1 電動弁駆動部の製作メーカーによる試験にて機能維持することが確認された加速度。

コメント内容

1号機で耐震強化工事を実施している設備について、耐震強化前後の評価について説明すること。

(原子力安全・保安院殿指示事項)

○ 回答

今回、耐震強化を実施した設備のうち、代表として以下の設備について工事の概要と工事前後の発生値の比較を示す。

- ・ 燃料交換機
- ・ 上部シヤラグ
- ・ 原子炉格納容器スタビライザ
- ・ 配管系（ほう酸水注入系）

(1) 燃料交換機

燃料交換機の耐震強化工事としては、燃料交換機本体の補強、トロリ脚部およびブリッジ脚部の補強を実施している（図1）。耐震強化前は、特に燃料交換機ブリッジの脚部（走行レール廻り）が厳しい評価となっており、耐震強化工事では、走行レールに沿ってガイドとなるプレートを設置し、ブリッジの脱線防止を図る構造となっている。燃料交換機の本体についても、フレーム材の追加をおこない、発生値は評価基準値以下となっている（表1）。

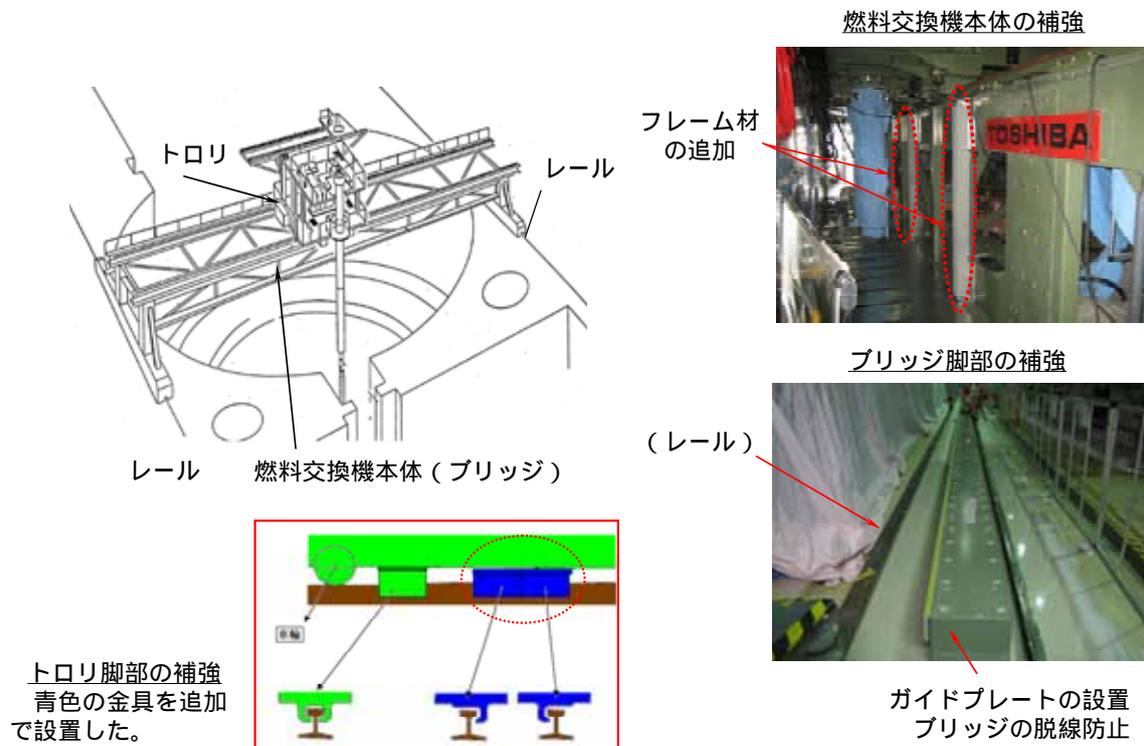
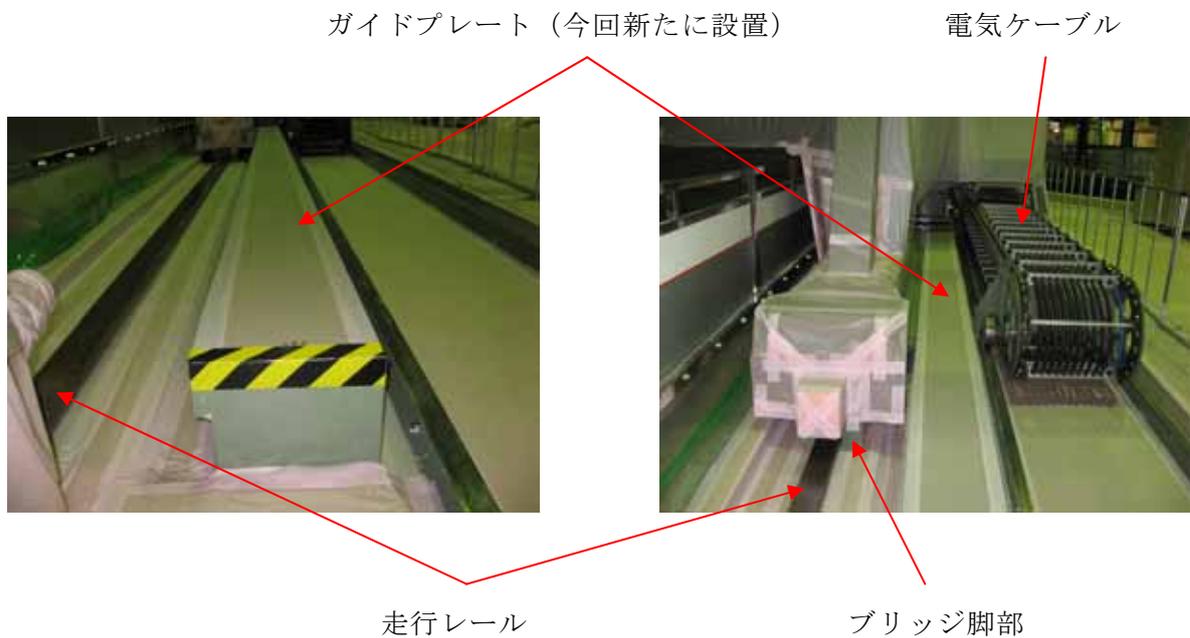


図1 燃料交換機 耐震強化工事概要

表 1 燃料交換機 構造強度評価結果（耐震強化前後）

評価部位		応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
構造物 フレーム	強化前	組合せ応力	278	276 (276.2)
	強化後	組合せ応力	276 (275.6)	276 (276.2)
ブリッジ 脚部	強化前 (レールクリップ)	組合せ応力	1070	389
	強化後 (ガイドプレート アンカ部)	せん断応力	69	338

※強化後は既存の走行レールに期待せず,ガイドプレートにより落下防止を図っている。



<参考> ブリッジ脚部（ガイドプレート）現場写真

(2) 上部シヤラグ

上部シヤラグの耐震強化工事としては、内側フィメールシヤラグのブラケット部に補強板の取り付けを実施している（図2）。強化前は、評価基準値を上回る結果となっているが、強化工事により発生値は評価基準値以下となっている（表2）。

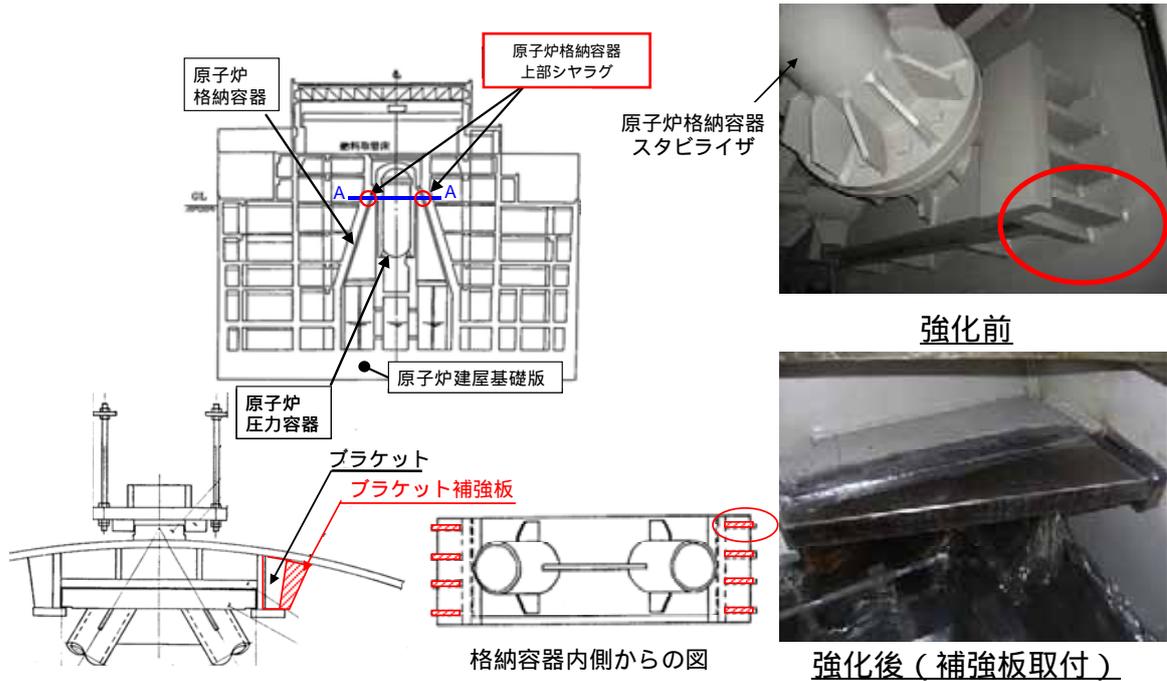


図2 上部シヤラグ 耐震強化工事概要

表2 上部シヤラグ 構造評価結果（耐震強化前後）

評価部位		応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
内側フィメールシヤラグ	強化前	組合せ応力	374	306
	強化後	組合せ応力	246	306

(3) 原子炉格納容器スタビライザ

原子炉格納容器スタビライザの耐震強化工事としては、ガセットプレート溶接部の補強（すみ肉脚長を 8mm から 18mm に増加）とフランジのボルトの取替を実施している（図 3）。強化前は、評価基準値を上回る結果となっているが、強化工事により発生値は評価基準値以下となっている（表 3）。

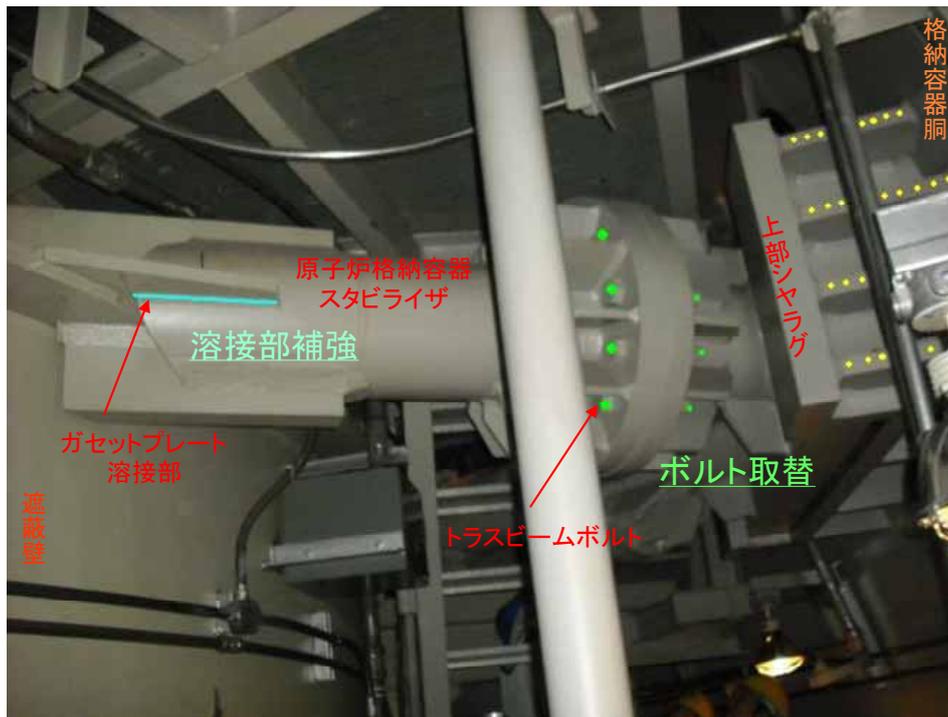


図 3 原子炉格納容器スタビライザ 耐震強化工事概要

表 3 原子炉格納容器スタビライザ 構造評価結果（耐震強化前後）

評価部位		応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
ガセットプレート 溶接部	強化前	せん断応力	318	157
	強化後	せん断応力	142	157
トラスビーム ボルト	強化前 (SNCM439)	引張応力	773	666
	強化後 (SNB23-1)	引張応力	654	773

(4) 配管系 (ほう酸水注入系)

配管系の耐震強化工事としては、サポートの強化 (サポートの追設およびスナッパ容量アップ) を実施している。例として、ほう酸水注入系配管に対して強化工事をおこなった箇所を図 4 に表す。強化前は、評価基準値を上回る結果となっているが、強化工事により発生値は評価基準値以下となっている (表 4)。

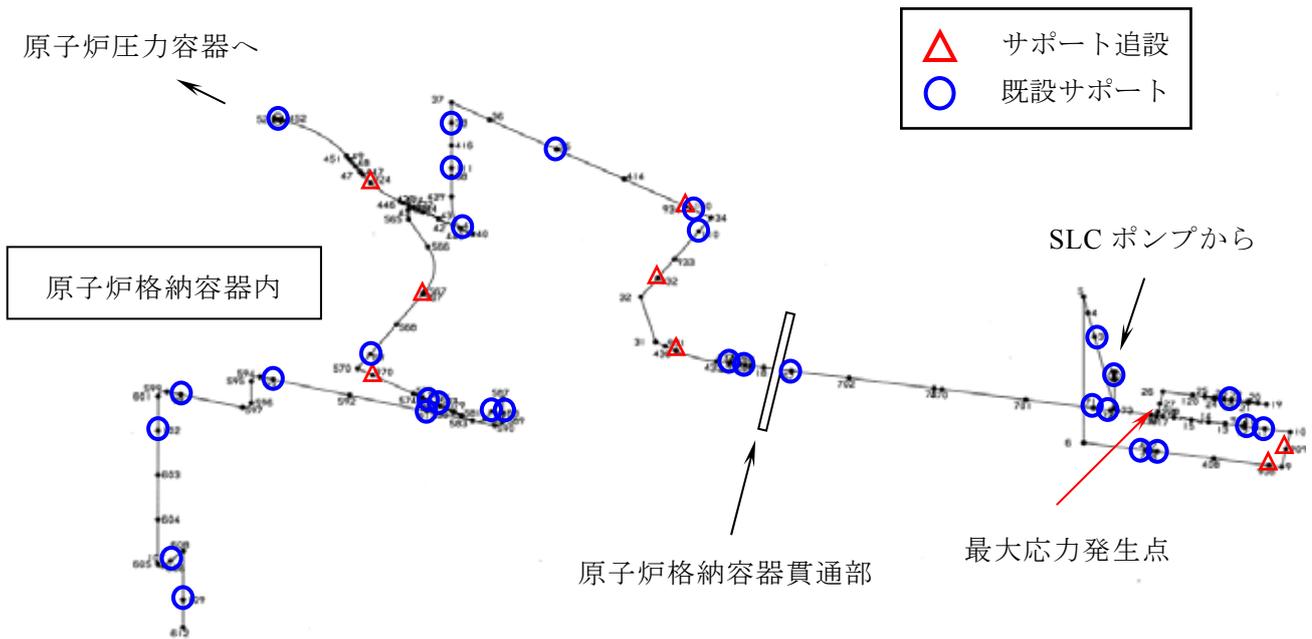


図 4 ほう酸水注入系配管 (SLC-003) 耐震強化工事概要

表 4 ほう酸水注入系配管 構造評価結果 (耐震強化前後)

評価部位		応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
配管本体	強化前	一次応力	365	282
	強化後	一次応力	187	282