

委員会での御質問事項等 に対する回答

平成21年12月7日



東京電力

はじめに

- 前回のSWGで、K-1/K-5の設備点検および解析評価による健全性評価結果について報告し、いくつかご質問を頂いたことから、今回は、ご質問事項の回答を中心に以下の資料について報告する。

資料3-1 地震応答解析の概要について

資料3-2 スナッパの健全性評価について

資料3-3 5号機原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価について

資料3-4 詳細評価を実施した設備に対する耐震強化工事の概要について

資料3-5 5号機地震応答解析結果（疲労評価）について※1

資料3-6 主蒸気管放射線モニタの水没事象に対する安全評価について

※1：5号機疲労評価については時刻歴解析の結果を今回紹介する。

前回のご質問事項と資料について

| | ご質問事項 | 今回の資料 |
|---|--|---------------------------------|
| 1 | <p>メカニカルスナップについては、追加点検を行い、再使用については、問題ないを考える。一方、耐力算出式の0.7や0.9の係数は、一般に引張り強さ（S_u）の0.7倍は降伏点に対応するという知見があり、弾性的に挙動する限界を確認する式である。従って部材が破断するという限界を評価しているわけではない。地震応答解析の評価の考え方について、整理する必要がある。</p> | <p>資料3-2 スナップの健全性評価について</p> |
| 2 | <p>応答倍率法について、1号機の設計時であれば、耐震指針策定前のプラントであることから、上下動は静的地震動で評価を行っているはずである。中越沖地震で観測された水平動と上下動から地震応答解析を行い、これに設計時の地震力との比を設計時の発生応力に乗じて発生応力を算出しているが、乗じる数値の考え方はこれで良いのか。</p> | <p>資料3-1 地震応答解析の概要について</p> |
| 3 | <p>設計時には応答倍率法による評価が基本であり、時刻歴解析による計算はレアケースと思うが、今回のケースは実際の地震動の記録が観測されていて、計算能力も設計時よりも向上しているわけだから、疲労評価の様に、3方向成分による時刻歴解析を実施する評価ロジックも検討すべきである。地震応答解析全体のロジックが報告書から読み取れない。</p> | <p>資料3-1 地震応答解析の概要について</p> |
| 4 | <p>全体として、6、7号機のやり方を継承して評価している中で、概要版82頁に6、7号機での不適合事象と比較を行っているが、こういう視点で評価することが重要である。1号機で観測された加速度は、6、7号機と比べ相当大きかったにもかかわらず、点検結果は余り変わらない。解析結果でも、6、7号機では、残留熱除去系や主蒸気系配管の一部が評価基準値に近い結果で、サブWGでも議論を行った。1号の解析結果は、6、7号機の結果と比べ、裕度がある様に見える。その理由を、先行して評価を実施した6、7号機との比較において説明すること。</p> | <p>現在整理中ですので、次回ご説明いたします。</p> |

前回のご質問事項と資料について

| | | |
|---|---|---------------------------------------|
| 5 | 1号機で放射線モニタが浸水により機能不全となった事象に関して、今回は定検中であった為、機能要求はなかったということだが、仮に運転中であった場合は機能要求があるので、その場合の安全評価について検討し説明頂きたい。 | 資料3-6 主蒸気管放射線モニタの水没事象に対する安全評価について |
| 6 | 不適合事象を地震の影響によるものと、地震による影響以外のものとで分類されているが、地震影響以外のものについては通常保全において確認される不適合ということで、次回の保全計画に反映していくことになる。今回確認された経年劣化等の地震影響以外の不適合をどの様に保全計画に反映していくのか説明頂きたい。 | 現在整理中ですので、次回ご説明いたします。 |
| 7 | 地震応答解析で評価基準値を超えたものはなかったが、比較的裕度の小さい箇所があった。これらについては追加点検を実施し、問題ないことが確認されているが、一方、基準地震動 S_s による評価で耐震強化工事が計画されている。設備健全性の評価で裕度が小さかったシャラグや支持構造物等について、耐震強化工事がどの様に計画されているのか説明頂きたい。 | 資料3-4 詳細評価を実施した設備に対する耐震強化工事の概要について |
| 8 | 1号機では、定期検査中ということで支持構造物が外されていたり、仮置きしていた機器が転倒し、安全上重要な設備に影響があったとの報告がある。今回のように定期検査中に地震が発生した場合の影響を、今後どの様に対策していくのかという観点で報告がないので、次回説明頂きたい。 | 現在整理中ですので、次回ご説明いたします。 |
| 9 | 原子炉再循環系配管の支持構造物の発生応力の評価で、通常は減衰定数に2.5%を使用するが、今回は詳細評価では8%を使用している。評価基準は弾性状態にあることが閾値となっているが、支持構造物については壊れても交換すれば構わないという考え方もある。減衰定数に8%を使用することに対する解析評価全体の考え方を整理し説明頂きたい。また、数値(8%)の根拠についても説明を頂きたい。 | 資料3-3 5号機原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価について |

地震応答解析の概要について

地震応答解析の概要

■地震応答解析の目的

- 新潟県中越沖地震が設備に及ぼした影響を数値的に確認するとともに、その影響が比較的大きい設備を特定し、追加点検等の対象設備として選定すること。

■解析対象設備

- 重要度分類クラス1の設備および重要度分類クラス2の設備であって、耐震安全上重要度が高い設備（耐震クラスがAs、Aの設備およびその他動的地震動による耐震評価の対象としている設備）を解析対象設備とする。
- 下記の観点から解析対象設備を選定する。
 - ◆ 同一の設備が複数存在する場合は、据付床の床応答等を考慮して解析対象設備を選定する。
 - ◆ 配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して解析対象設備を選定する。

地震応答解析の概要

■地震応答解析の基本方針

- 新潟県中越沖地震が設備に及ぼした影響を把握する目的で、解析を実施するが、
- 設計時の評価で裕度のある設備については、その影響が小さいと考えられることから簡易的な解析を行うものとし、
- 裕度の少ない設備に対して、詳細な解析を行う（地震時の状態が設計時と異なる場合も詳細な解析を実施する）。
- また、詳細な解析を実施する場合は、実現象を極力模擬するようモデル、材料物性値等の解析条件を設定するものとし、
- 過去の試験データ、有限要素法等を活用した解析評価を行う。
- なお、設計時の評価条件が地震時の状態よりも、厳しい条件である場合は、設計時の評価条件での解析を行う。
- これらの解析評価によって得られた算出値と評価基準値とを比較し、評価を行う。

地震応答解析の概要

■地震応答解析の方法

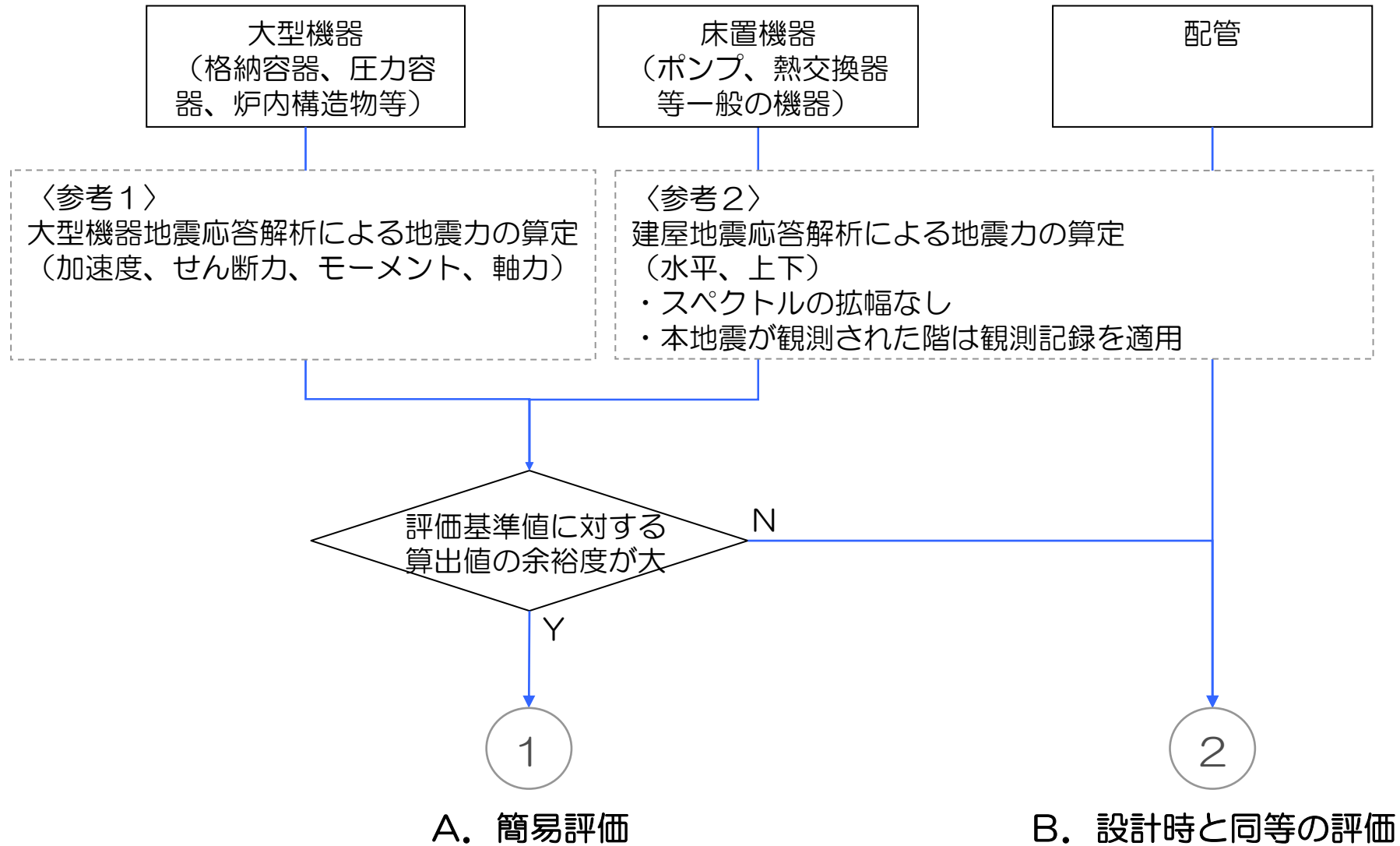
[構造強度評価]

- 評価基準値に対する設計値の余裕度が大きい設備（余裕度が2程度以上の設備）は、応答倍率法等による簡易評価を実施する。
- それ以外の設備については設計時と同等の評価を実施する。
(設計時と同等とは)
 - ✓ プラントの設計時に用いられる規格基準に準拠した評価方法の採用
 - 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005
 - 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601
 - 鋼構造設計基準-許容応力度設計法-
 - 鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説-許容応力度設計法- 等
- 設計時と同等の評価の結果、余裕度が小さい設備（余裕度が1程度の設備）は、JEAG等の規格で許容される範囲内で詳細評価を実施する。
 - 解析モデルへの有限要素法の適用、減衰定数の見直し 等
- 地震時の状態（温度、機器配置等）を必要に応じて評価に反映する。
- 地震時に取外されていた設備、所定の地震荷重が発生しない設備、地震前からの計画に基づき取替えた設備は評価しない。 等

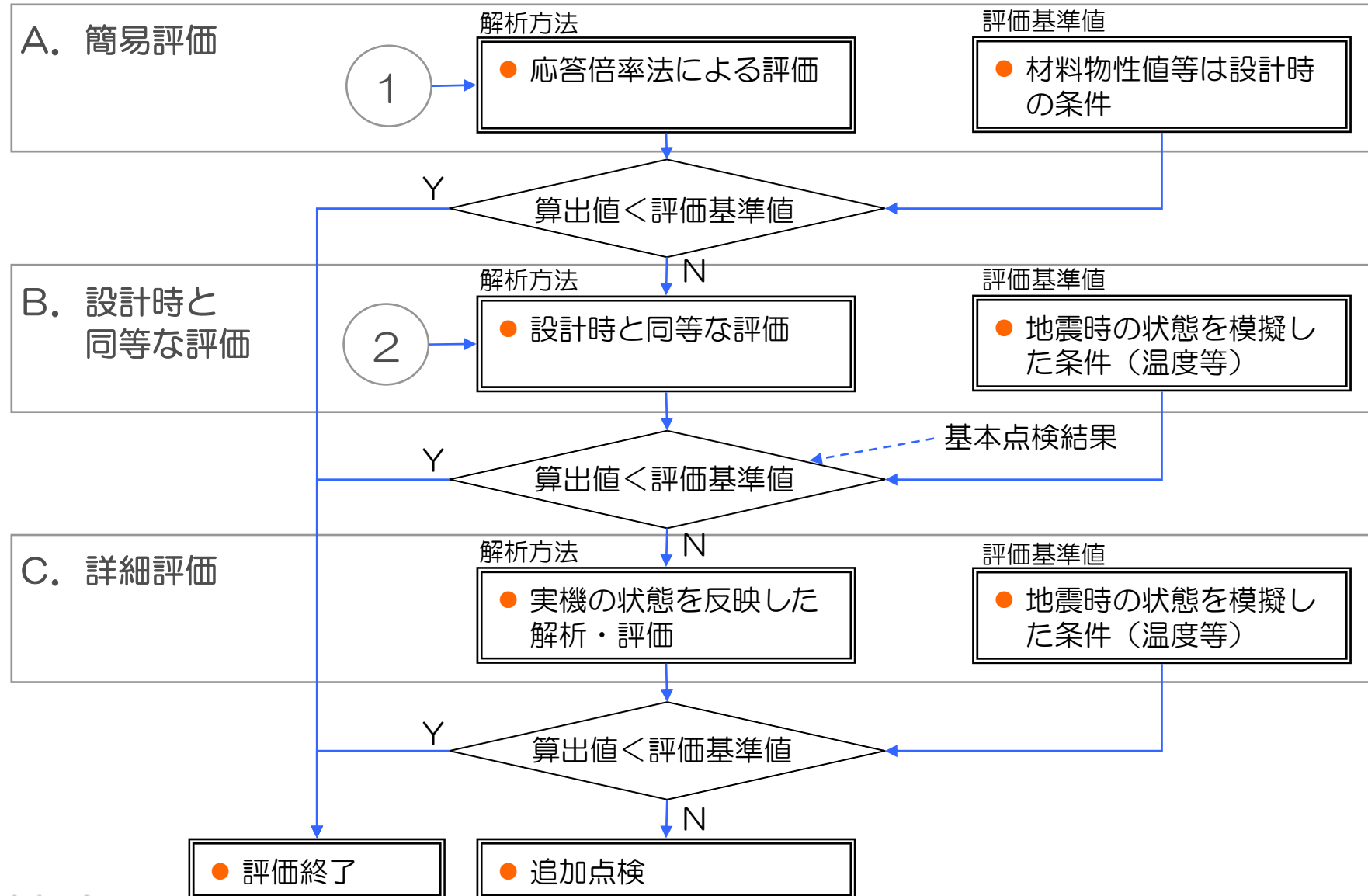
[動的機能維持評価]

- 評価対象設備の応答加速度を評価基準値と比較する。

構造強度評価の手順



構造強度評価の手順



構造強度評価の方法（A. 簡易評価）

■ A. 簡易評価（応答倍率法による評価）

- 大型機器（格納容器，圧力容器，炉内構造物）
 - ✓ 建屋－機器連成応答解析で地震力（加速度，せん断力，モーメント，軸力）を算出
 - ✓ 上記地震力と設計時の地震力との比を設計時の応力に乗じて評価基準値と比較
- 床置機器
 - ✓ 本地震と設計時のそれぞれの床応答スペクトル（剛な設備は最大床加速度）の比を、設計時の応力に乗じて評価基準値と比較

応答倍率法について

応答倍率法は、設計時の応力が地震による応力とそれ以外の応力に分けられる場合、分けられない場合で算出式が異なる。

- ① 設計時の応力が地震による応力とそれ以外に分けられない場合

$$\text{算出値} = \text{設計時の応力} (\times 1) \times \text{応答比} (\times 2)$$

(地震および地震以外による応力)

- ② 設計時の応力が地震による応力とそれ以外に分けられる場合

$$\text{算出値} = \text{設計時の応力} + \text{設計時の応力} (\times 1) \times \text{応答比} (\times 2)$$

(地震以外による応力) (地震による応力)

※1 設計時の応力は、設計震度（動的震度及び静的震度のいずれか大きい震度）を用いて算定された応力

※2 応答比は、設計地震力（動的地震力及び静的地震力のいずれか大きい地震力）と観測記録にもとづく地震力との比、具体的には機器によって算出方法が異なる。

- a. 原子炉圧力容器等、算出値を求めるにあたり、加速度、せん断力、モーメント、軸力を用いる機器

応答比1: 地震観測記録にもとづく地震力と設計時の地震力との比（加速度、せん断力、モーメント、軸力ごとに応答比を算定）

- b. ポンプの基礎ボルト等、算出値を求めるにあたり、水平加速度、上下加速度を用いる機器（詳細次ページ）

応答比2: 地震観測記録にもとづく水平加速度と上下加速度の二乗和平方根と設計時の水平加速度と上下加速度の二乗和平方根との比

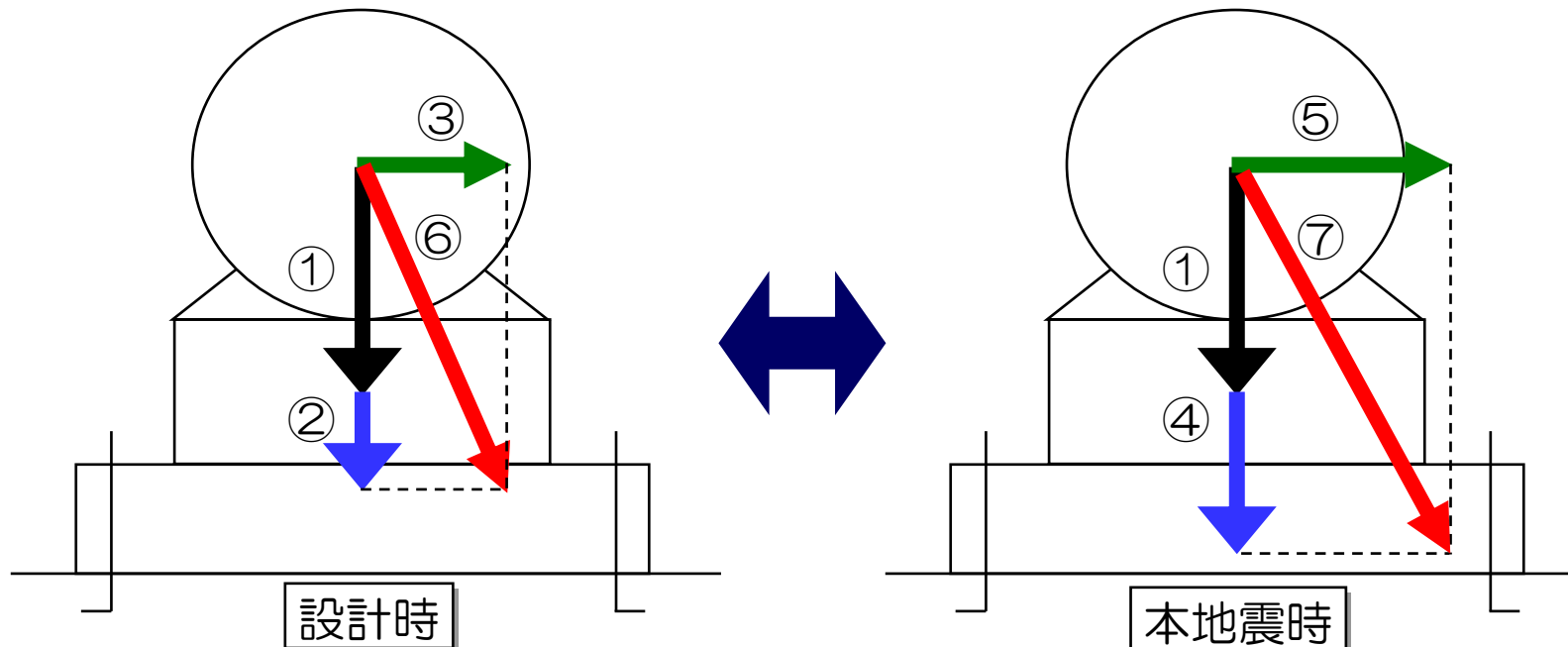
応答倍率法について

■ 応答比2の算定（床置機器の例）

- ① 重力加速度：1 (G)
- ② 上下方向の設計震度： C_v (G)
- ③ 水平方向の設計震度： C_H (G)
- ④ 本地震の上下方向震度： C_v' (G)
- ⑤ 本地震の水平方向震度： C_H' (G)
- ⑥ 設計時の合成震度
- ⑦ 本地震時の合成震度

— 応答比 α —

$$\alpha = \frac{\text{⑦}}{\text{⑥}} = \frac{\sqrt{C_H'^2 + (1 + C_v')^2}}{\sqrt{C_H^2 + (1 + C_v)^2}}$$



構造強度評価の方法（B. 設計時と同等の評価）

■ B. 設計時と同等の評価

- 設計時と同等の評価を実施することを基本とする。簡易評価で評価基準値を満足しない設備は、設計時と同等の評価を行う。
- 大型機器，床置機器
 - ✓ 設計に用いられている手法による解析を行い，算出値を評価基準値と比較
- 配管系
 - ✓ スペクトルモーダル解析，時刻歴応答解析による解析を行い，算出値を評価基準値と比較

なお，必要に応じて下記の条件を考慮する。

- ・ 燃料装荷の有無等，運転状態を考慮した条件の適用
- ・ これまでの試験，研究等により妥当性が確認された評価手法，評価パラメータの適用
- ・ 床応答加速度の方向成分(NS/EW)
- ・ 解析モデルの精緻化

構造強度評価の方法（C. 詳細評価）

■ C. 詳細評価

- 設計時と同等な評価の結果，さらなる詳細評価が必要と判断された設備は，減衰定数の見直し（試験等で確認された値を採用），有限要素法の適用，時刻歴応答解析（設計等で時刻歴応答解析を実施している設備および配管系を除く。）の実施等，規格基準の範囲内で詳細評価を行う。

スナツバの健全性評価について

スナッパの健全性評価

■はじめに

- スナッパには、配管の熱移動を拘束せずに振動を抑える機能が要求される。
- スナッパの健全性は、他の設備と同様に点検及び解析により確認する。
- スナッパの評価基準値を定める規格基準類は無いことから、スナッパの解析評価では次の3つの荷重を評価基準値として用いることとする。

- ◆ スナッパ製造メーカーの性能保証荷重 : **設計容量** (定格容量の1.5倍)
- ◆ 試験により健全性を確認した荷重 : **試験値**
- ◆ スナッパ構成部品の構造強度評価により算定した耐荷重 : **構造強度評価値** ※

- 解析で詳細評価した結果、評価基準値を満足しない場合には、追加点検を実施して機能が維持されているかを確認する。
- 追加点検で異常が確認されたスナッパは、新たなスナッパへ取替える。

※ 次頁に概要を示す。

スナッパの健全性評価

■ 構造強度評価値の算定方法

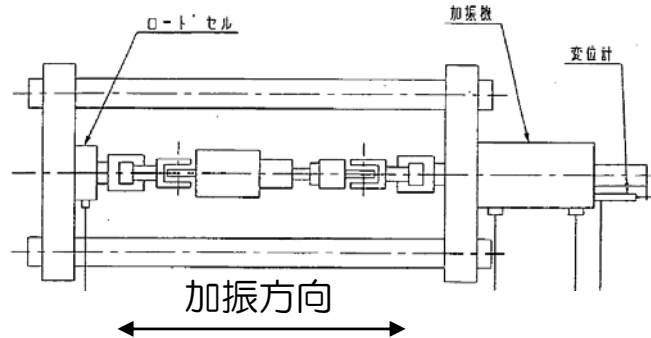
構造強度評価値は、スナッパの健全性が確認された試験荷重と評価式から予想する機能維持荷重とを各構成部品毎に比較し、試験荷重に合うよう評価方法を見直して算定する。（①～③）

- ① スナッパを加振する試験を行い、部品が健全である荷重を確認する。
- ② 各構成部品毎に評価方法（規格基準に基づく評価式、メーカー保証値）を定め、スナッパが健全性を維持する最大荷重を予想する。
 - ・ 最大荷重の予想が目的であることから、規格基準に基づく評価式には $\min[0.7S_u, 1.2S_y]$ を用いる。
- ③ ①の荷重と②で予想した最大荷重とを比較し、両者の比率（ベアリング押えの例：係数=0.9）を定め、各部品の評価方法を見直す。

なお、試験の供試体に含まれていない部品は、見直しを行わない。

スナッパの健全性評価

■構造強度評価値の算定方法

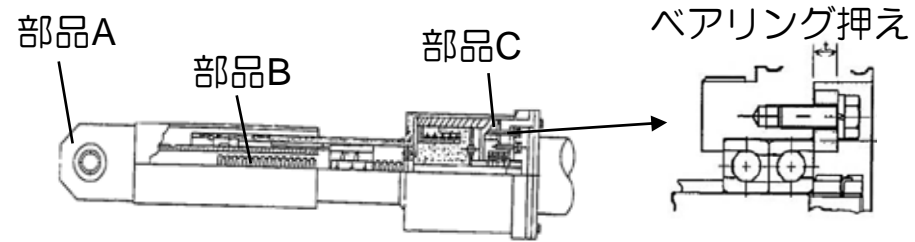


スナッパの加振試験を実施



| 部品 | 耐荷重※ [kN] |
|---------|-----------|
| 部品A | 450 |
| 部品B | 320 |
| ベアリング押え | 180 |
| 部品C | 400 |
| | |

試験結果をもとに各部品の耐荷重※を算定



<評価式の例> (ベアリング押え)

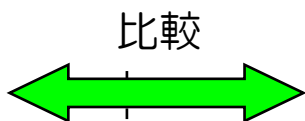
$$F = \frac{0.7Su}{\beta} \times h^2$$

F: ベアリング押えの許容荷重(予測値)
 h: ベアリング押えの厚さ
 β : 応力係数
 Su: 引張強さ

耐荷重の予想が目的であることから、評価式には $\min[0.7Su, 1.2Sy]$ を用いる。

| 部品 | 耐荷重 [kN] |
|---------|----------|
| 部品A | 300 |
| 部品B | 400 |
| ベアリング押え | 200 |
| 部品C | 400 |
| | |

各部品の構造強度評価により耐荷重を予測



評価式の見直し

<例> (ベアリング押え) $F = \frac{0.7Su}{\beta} \times h^2 \times 0.9$

※ステップ状にに加振レベルを上げて確認したスナッパ機能を維持する荷重。

各部品の最低値を構造強度評価値とする

5号機原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価 について（減衰定数8%の根拠について）

原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価に用いる減衰定数

■原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価

●設計時と同等の評価

- ✓ 原子炉冷却材再循環系（以下,PLR系）のスナッパ解析（配管の解析）に用いる減衰定数は、設計時と同様の2.5%※¹を使用した。
- ✓ その結果、発生荷重（配管反力）が評価基準値を上回ったため、詳細評価を実施した。
- ✓ なお、当該スナッパは点検により、機能に異常が無いことが確認されている。

●詳細評価

- ✓ 詳細評価では実現象を模擬する観点から、既往の研究※²による振動試験のデータに基づき、減衰定数8%を用いた詳細評価を実施した。これにより点検結果と整合することを確認した。
- ✓ なお、当該スナッパは、耐震強化工事の一環として容量の大きいスナッパへの取替を行った。

※1 設計時と同等の評価では「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」（以下、JEAG）に示されている減衰定数を用いている。この値は、過去に実施した試験の下限値から定められている。

※2 原子力プラントシステムの総合耐震安全性評価法（機器編）に関する報告書，（社）日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成6年3月

原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価に用いる減衰定数

■ 配管の設計用減衰定数

- ✓ 配管系の設計用減衰定数は、JEAGに以下のように規定されている。
- ✓ JEAGでは、支持具の種類および数量により分けられており、PLR系配管は配管区分Ⅰに分類される。

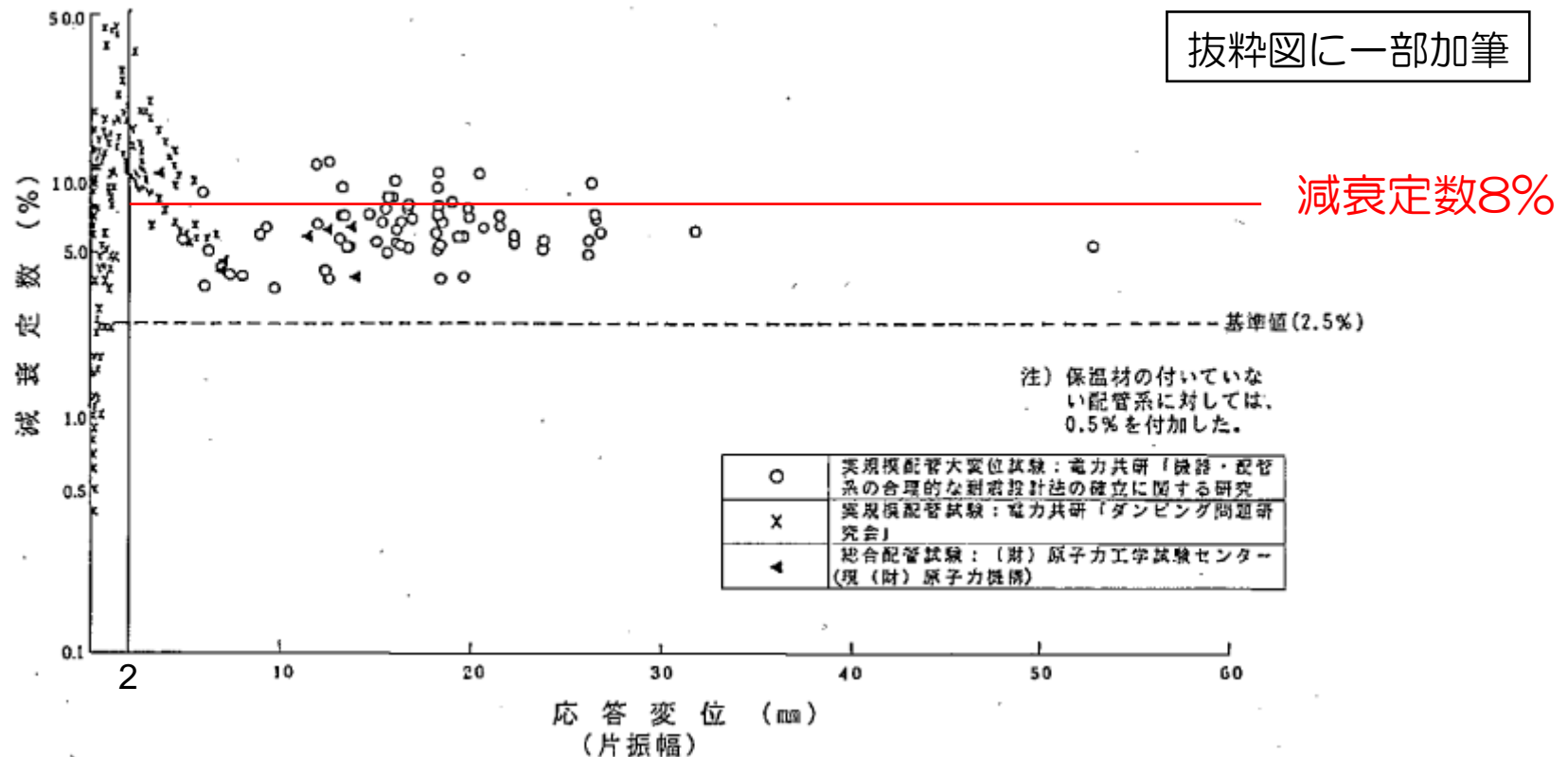
| 配管区分 | | 減衰定数(%) | |
|------|--|---------|------|
| | | 保温材有 | 保温材無 |
| Ⅰ | スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、その支持具(スナッパ又は架構レストレイント)の数が4個以上のもの | 2.5 | 2.0 |
| Ⅱ | スナッパ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Ⅰに属さないもの | 1.5 | 1.0 |
| Ⅲ | 配管区分Ⅰ及びⅡに属さないもの。 | 1.0 | 0.5 |

- ✓ 配管系の減衰は、支持具の種類および数量により支配されるものであり口径や材質による影響を受けない。

原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価に用いる減衰定数

■減衰定数8%の根拠となった振動試験データ

応答変位が0~2mm程度の範囲では減衰定数にばらつきがあるが、それ以上の範囲では2.5%以上の減衰が得られている。



減衰定数と応答変位の関係（配管区分Ⅰ）

※ 原子力プラントシステムの総合耐震安全性評価法（機器編）に関する報告書，
（社）日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成6年3月 より抜粋

原子炉冷却材再循環系配管支持構造物の評価に用いる減衰定数

✓この試験データに基づく平均値※¹と標準偏差は以下のようなになる。

| | |
|--------|------|
| 平均値(%) | 8.04 |
| 標準偏差 | 4.38 |

※¹ 配管の応答変位が0~2mm程度の領域では、ばらつきが大きいですが、配管応力は許容応力に対して十分小さく影響がないとの結果が得られていることから、応答変位2mm以上の領域のデータを使用

✓上記結果に基づき、減衰定数を以下のように設定した。

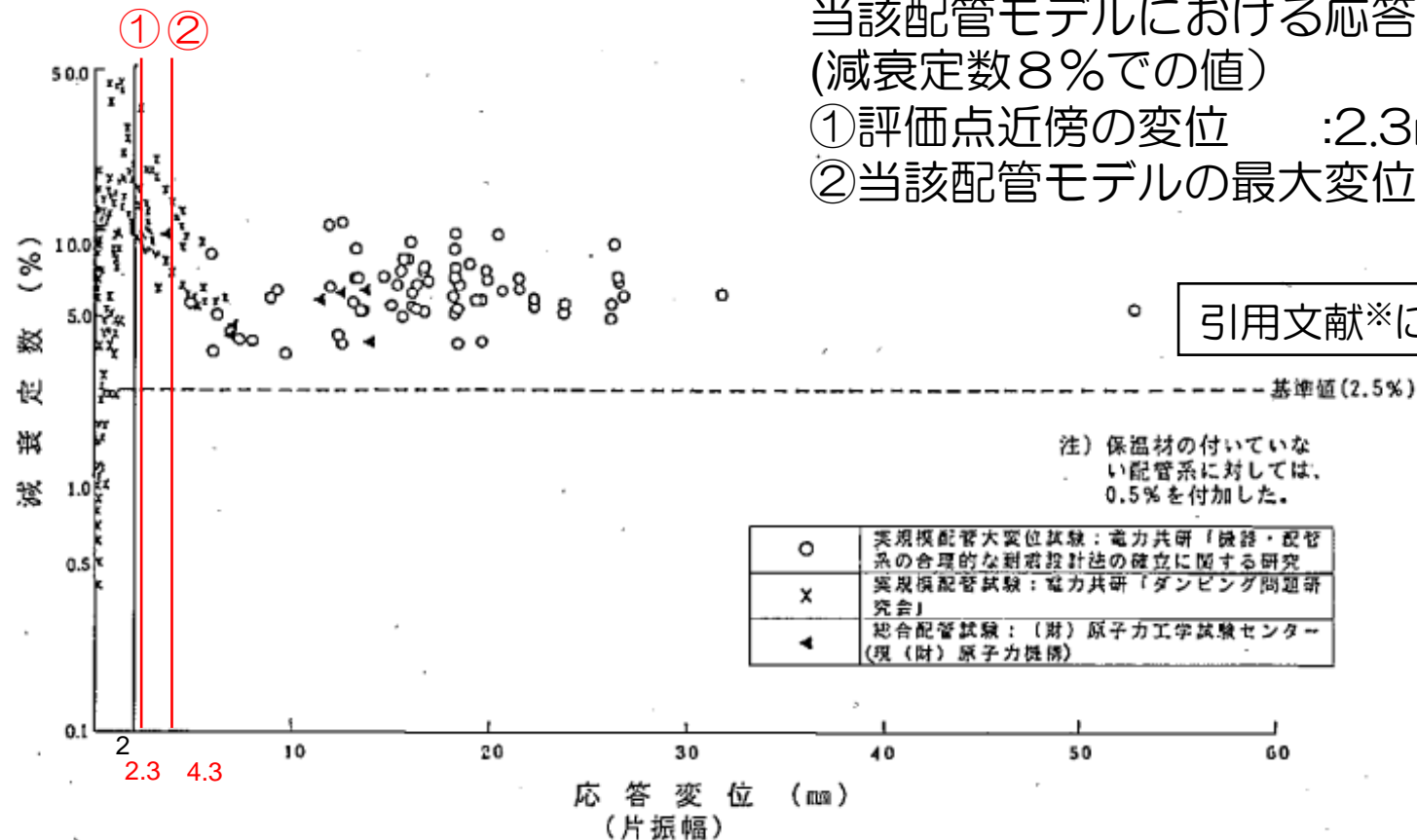
| | |
|------------------|----------|
| | 減衰定数 (%) |
| 配管区分 | 保温材有 |
| I ※ ² | 8.0 |

※² スナップ及び架構レストレイント支持主体の配管系でその支持具（スナップ又は架構レストレイント）数が4個以上のもの。

試験モデルとPLR配管の関係について

■ 応答変位と減衰の関係

✓ 当該のPLR系の配管モデルにおける応答変位は2.3~4.3mmの範囲となっており、減衰8%を見込める。



※ (引用文献) 原子力プラントシステムの総合耐震安全性評価法 (機器編) に関する報告書, (社)日本電気協会 電気技術基準調査委員会, 平成6年3月

【参考】減衰定数を所得した試験について

■ 振動試験について

✓データを取得した試験内容を以下に示す。

● 配管減衰特性に関する振動試験

- ✓BWR電力共研※1において大変位時の配管系の減衰特性を明らかにする目的で実規模配管モデルによる振動試験※2（以下、「本電共研試験」と呼ぶ）を実施している。
- ✓設計用減衰定数が配管区分によって規定されていることをふまえて、各配管区分についての減衰特性を把握できるように試験体を計画している。
- ✓保温材の付加減衰効果については要素試験で確認している。

※1（参考文献）共同研究報告書 機器配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究
昭和59年度下半期（経過報告書），昭和60年3月

※2 防災科学技術研究所にて実施

【参考】減衰定数を所得した試験について

■ 振動試験について

● 試験体

- ✓ 試験体としては実機に多用されている中口径の立体形状を有する配管系が対象となっている。

配管試験体の概要

| 試験体 | 口径 | 肉厚 | 材質 | 全長 | 保温材 | 特徴 |
|------|-------------------|------------------|-------|-------|-----|---------------------------|
| A試験体 | 10B (枝管) 6B | sch40 (9.3mm) | STS42 | 46.5m | 無 | 配管区分Iについて実施する※ (内部流体有) |

支持点数：A試験体10点

平均支持点間隔：A試験体 5.2 m (ハンガー含まず), 4.65 m (ハンガー含む)

※ スナッパ及び架構レストレイント 支持主体の配管系でその支持具 (スナッパ又は 架構レストレイント) 数が4個以上のもの。

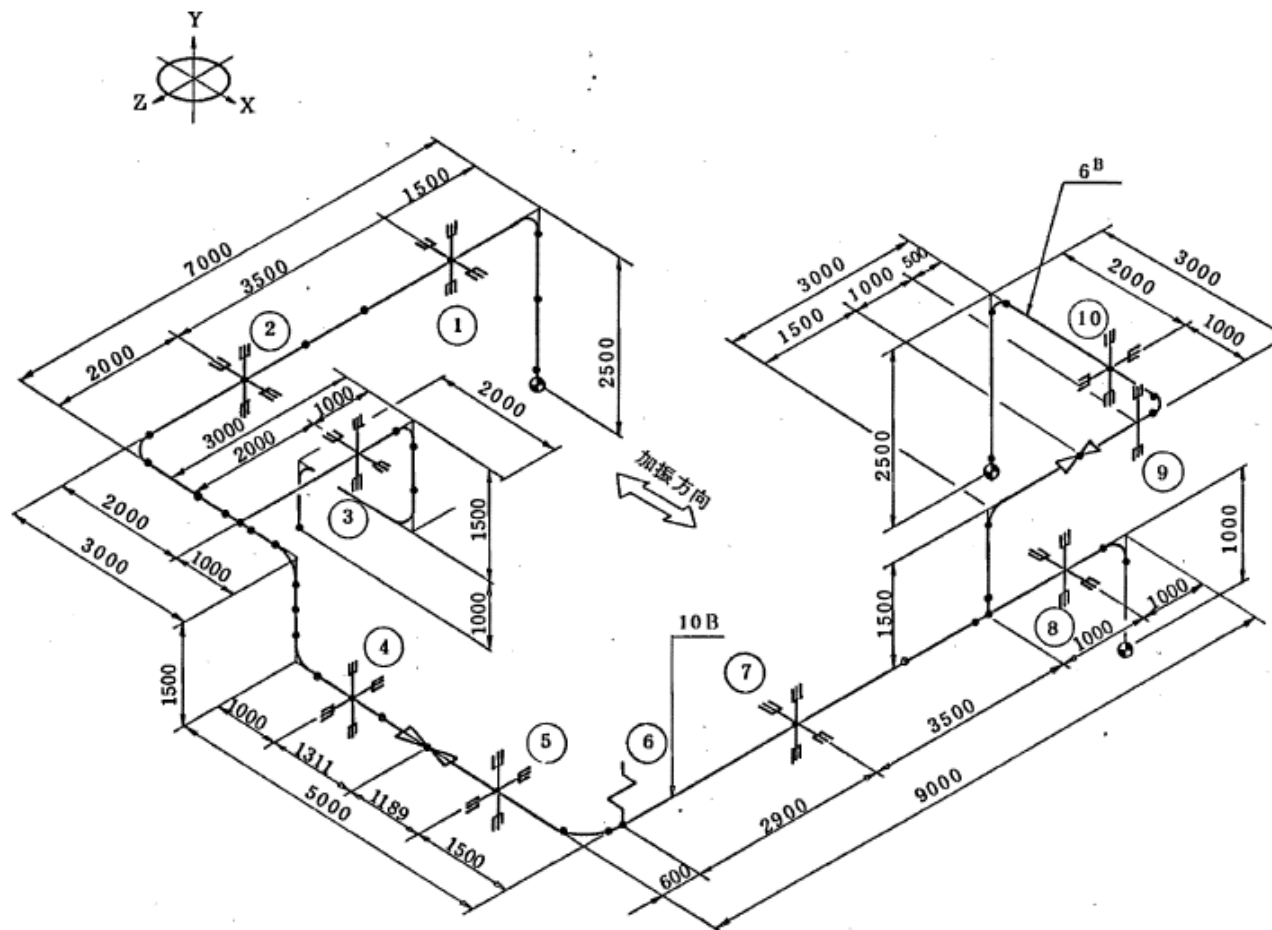
● 加振方法

- ✓ 正弦波加振

【参考】減衰定数を所得した試験について

■ 振動試験について

● 試験体



試験体配置概念図（A試験体）

【参考】減衰定数を所得した試験について

■ 振動試験について

● 試験条件および試験方法

✓ 支持具の種類と組合せを変えて、以下に示すケースの試験が実施された。

試験ケース（A試験体）（※より抜粋）

| ポイント 試験方向 ケース | ① | | ② | | ③ | | ④ | | ⑤ | | ⑥ | | ⑦ | | ⑧ | | ⑨ | | ⑩ | | 集中 質量 | 配管 区分 | 備考 | |
|---------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|----------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|----------|----------|---|---|
| | X | Y | X | Y | X | Y | Y | Z | Y | Z | Y | X | Y | X | Y | Y | Y | Z | | | | | | |
| 1 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | ハン ガー | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 有 | I | 実機ブ ラント と同等 の施行 公差と して、 架構式 レスト レイン トのク リアラ ンスは 4mm以 内とし た。 | |
| 2 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | ハン ガー | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 有 | | I |
| 3 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | ハン ガー | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 有 | | I |
| 4 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | ハン ガー | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 有 | | I |
| 5 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | ハン ガー | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 架 構 | 有 | | I |

→ 前頁に図示する
①～⑩に対応する

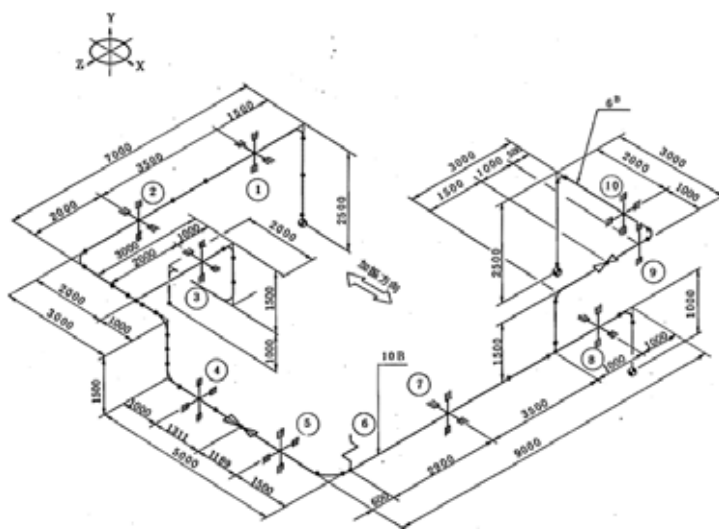
引用文献に
一部加筆

※（引用文献）共同研究報告書 機器配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究
昭和59年度下半期（経過報告書），昭和60年3月

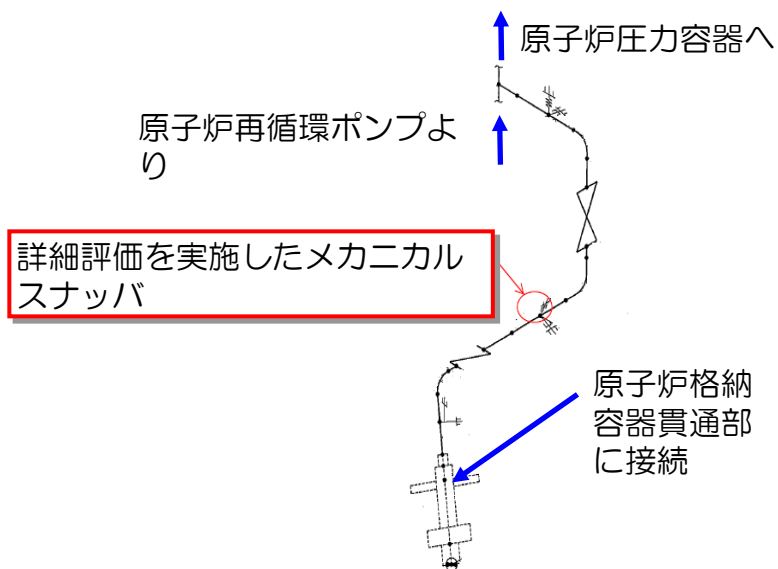
【参考】試験モデルとPLR配管の関係について

■ 試験モデルとPLR配管の類似性

- ✓ スナッパと架溝レストレイントを主体とする配管系である。
(PLR配管：支持具40点のうち37点がスナッパおよび架溝レストレイント)
- ✓ 保温材要素試験により得られた保温材の減衰定数の付加効果0.5%を考慮している。
(PLR配管：保温材有り)



試験モデル



PLR配管

【参考】試験モデルとPLR配管の関係について

■ 試験モデルとPLR配管の関係

- ✓ PLR配管は試験モデルより減衰が発生しやすい設計である。

支持点数：試験モデル<PLR配管
平均支持点間隔：試験モデル>PLR配管

| | 支持点数 | 平均支持点間隔(m) |
|-------|------|------------|
| 試験モデル | 10 | 5.2 |
| PLR配管 | 40 | 3.8 |

- ✓ 外径および材質は試験モデルとPLR配管で異なる。

減衰はエネルギー吸収によって生じるものであり、配管系では以下の要因が考えられる。

- ①サポートおよび保温材の摩擦
- ②配管自体の塑性変形

配管系の減衰は、①が主体的であり、本評価では配管自体は弾性範囲内で塑性変形は起きていないことから②は影響を与えない。

→ 配管の外径、材質の違いは減衰には影響しない。

| | 外径 | 材質 |
|-----------|------|---------|
| 試験モデル | 250A | STS42 |
| PLR配管(母管) | 600A | SUSF316 |

詳細評価を実施した設備に対する
耐震強化工事の概要について
(上部シヤラグ、配管支持構造物)

はじめに

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂(H18.9.19)を受け、新たに基準地震動 S_s を定め、基準地震動 S_s および1号機観測記録の1.5倍の地震動※に耐えるよう、耐震強化工事を実施してきている。

※ 1号機観測記録の1.5倍の地震動

：原子炉建屋基礎版上での水平方向加速度は、約1000 Gal

1号機および5号機で詳細評価により健全性を確認した設備における、耐震強化工事の概要を示す。

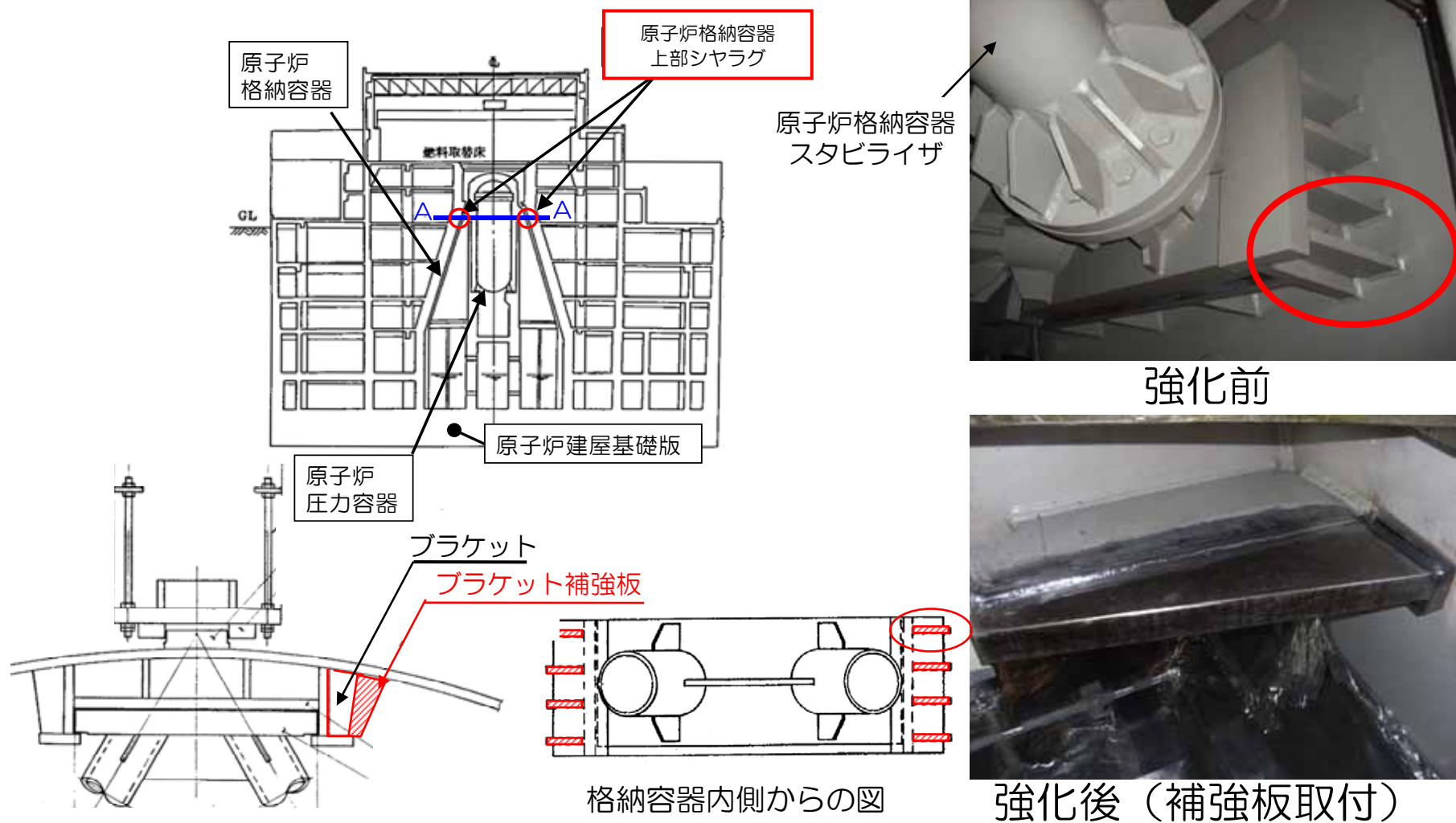
< 詳細評価を実施した設備 >

[1号機]：原子炉格納容器上部シヤラグ，配管支持構造物（スナツバ）

[5号機]：配管支持構造物（スナツバ）

原子炉格納容器上部シヤラグ（1号機）

■内側フィメールシヤラグのブラケット部に補強板取付



上記の他に、原子炉格納容器スタビライザに対する溶接部補強、ボルト及びナットの取替（高強度材への変更）を実施。

配管支持構造物（1号機、5号機）

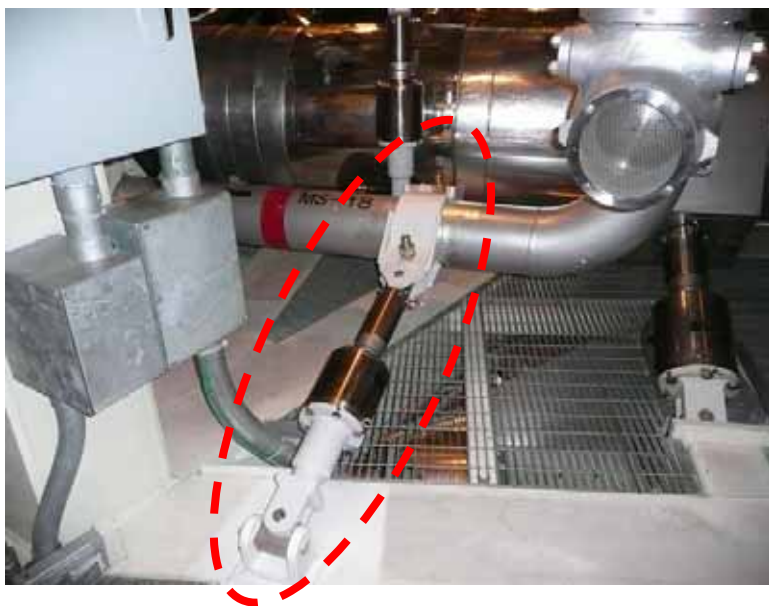
- 配管系の耐震強化工事は、配管の支持箇所を追加等の支持条件を変更し、配管系全体の応答が評価基準値を満足するよう強化をおこなうことから、詳細評価を実施した箇所が必ずしも強化の対象とはならないが、詳細評価を実施した箇所での耐震強化工事は下表の通り実施している。

| 詳細評価を実施したスナツバが 属する配管系 | | 強化工事前後の定格容量 [kN] | |
|--------------------------|------------|------------------|-------|
| | | 強化工事前 | 強化工事後 |
| 1号機 | 原子炉冷却材再循環系 | 245 | 変更なし※ |
| | | 73 | 98 |
| | 残留熱除去系 | 98 | 変更なし※ |
| 5号機 | 原子炉冷却材再循環系 | 29 | 160 |

※ 予め計画する追加点検を実施し異常がないことを確認したことから、今後も継続して使用する。

配管支持構造物

- 耐震重要度分類Sクラスの配管および支持構造物は、基準地震動Ssおよび1号機観測記録の1.5倍の地震動に耐えるよう支持構造物の追加または強化を実施する。
- 配管支持構造物に対する耐震強化工事の例を以下に示す。



スナッパを追加した例
(スナッパ追加により、配管の揺れを低減)



サポートを強固な構造へ変更した例

5号機地震応答解析結果（疲労評価） について

疲労評価

■疲労評価の概要

● 疲労評価の対象設備

地震による1次+2次応力が厳しい設備を対象に疲労評価を実施した。

- ✓ 原子炉圧力容器 - 原子炉格納容器間を渡る配管
 - ➡ 原子炉隔離時冷却系配管
- ✓ 原子炉圧力容器ノズル
 - ➡ 高圧炉心スプレインズル（N16ノズル）
- ✓ 建屋間を渡る配管
 - ➡ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管

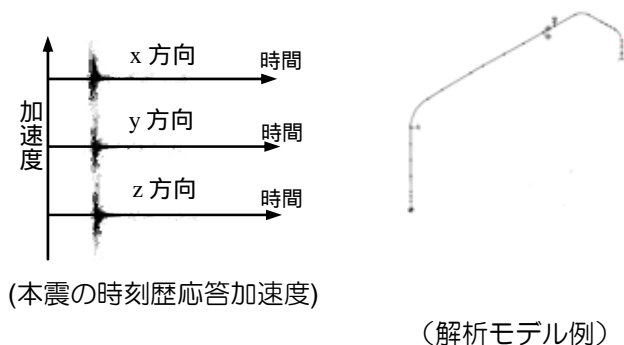
● 疲労評価の手順

以下の手順により疲労評価を実施した。

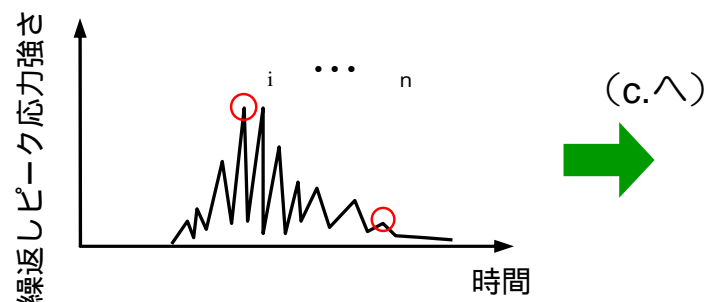
- ① 時刻歴解析により繰返しピーク応力強さを算定
- ② 繰返しピーク応力強さの各ピーク値と設計用疲労線図とを用いて疲れ累積係数を算定
- ③ 疲れ累積係数と最大繰返しピーク応力強さから、等価繰返し回数を算定

疲労評価

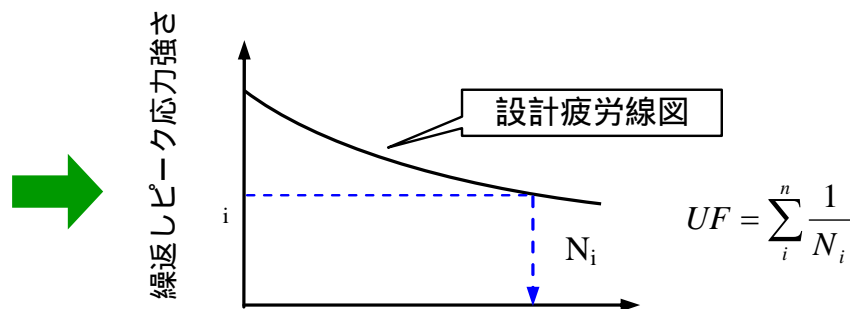
● 疲労評価の手順（つづき）



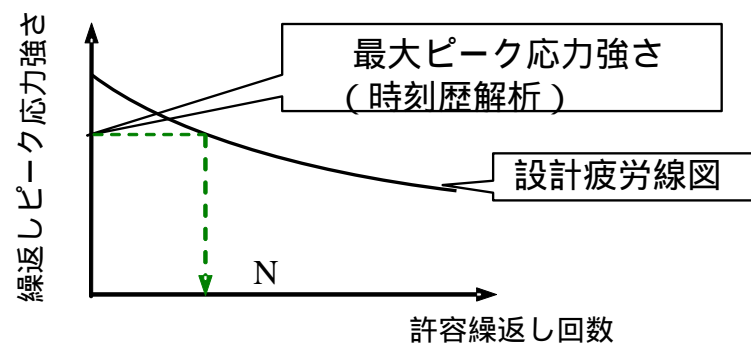
a. 時刻歴応答解析を実施



b. ピーク応力強さの時刻歴波形を算定



c. 設計用疲労線図と各繰返ししピーク応力強さから、疲れ累積係数(UF)を算定



d. 本震の等価繰返し回数(Ne)を次式により算定
 $Ne = N \times UF$

N：時刻歴応答解析で求めた最大ピーク
応力強さに対する許容繰返し回数

疲労評価

■ 疲労評価結果

| 対象設備 | 地震荷重による 1次+2次応力 (MPa) | | 疲労評価 | | | | | 評価基準値 |
|-------------------------------|-----------------------------|------------|---------------|---|-------------|---------------|--------|-------|
| | 算出値 | 許容値 3Sm | 運転状態 I, II | 新潟県中越沖地震時 | | | U+UF | |
| | | | 疲れ累積 係数:U | 繰返し [°] - σ 応 力強さ(MPa) | 等価繰返し 回数 | 疲れ累積 係数:UF | | |
| 原子炉隔離時冷却 系配管 | 299 | 366 | 0.0504 | 165 | 14 | 0.0003 | 0.0507 | 1 |
| 高圧炉心スプレイ ノズル (N16) | 169 | 366 | 0.0038 | 73 | 0 | 0.0000 | 0.0038 | |
| 高圧炉心スプレイ ディーゼル補機冷 却水系配管 | 520※1 | 411 | -※2 | 389※1 | 6 | 0.0020 | 0.0020 | |

※1：クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2：設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAG4601に従い疲れ累積係数は算出していない。

疲労評価結果から、以下を確認した。

- 等価繰返し回数は、建設時に想定した60回と比較して小さい。
- 疲れ累積係数は、運転状態 I・II における疲れ累積係数と比較して小さい。

主蒸気管放射線モニタの水没事象に対する 安全評価について

主蒸気管放射線モニタ検出器の水没事象について

■ 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機の主蒸気管放射線モニタにて確認された事象

- ・ 地震により破断した消火配管の水がダクトを通して流入したことにより、当該モニタの検出器が水没した（写真1）。
- ・ 地震発生後（水没後）、4日経過後にチャンネルCの「主蒸気管放射能高高」警報が発生し、チャンネルBで指示値の上昇が確認された。

検出器を引き上げた状態



写真1 水没した検出器

- 新潟県中越沖地震発生時、1号機は停止中であり当該モニタ検出器の機能要求はなかったが、プラント運転中に同事象が発生した場合の安全性評価を行う。

主蒸気管放射線モニタの役割

主蒸気管放射線モニタ検出器は、炉心から核分裂生成物が放出されるような事象を検知するため、主蒸気管の γ 線レベルを監視している（図1）。

当該放射線モニタの測定値が上昇した場合、またはモニタが動作不能となった場合、主蒸気隔離弁を全閉するとともに、原子炉をスクラムし、核分裂生成物のタービン側への放出を抑制する。主なインターロックを図2に示す。

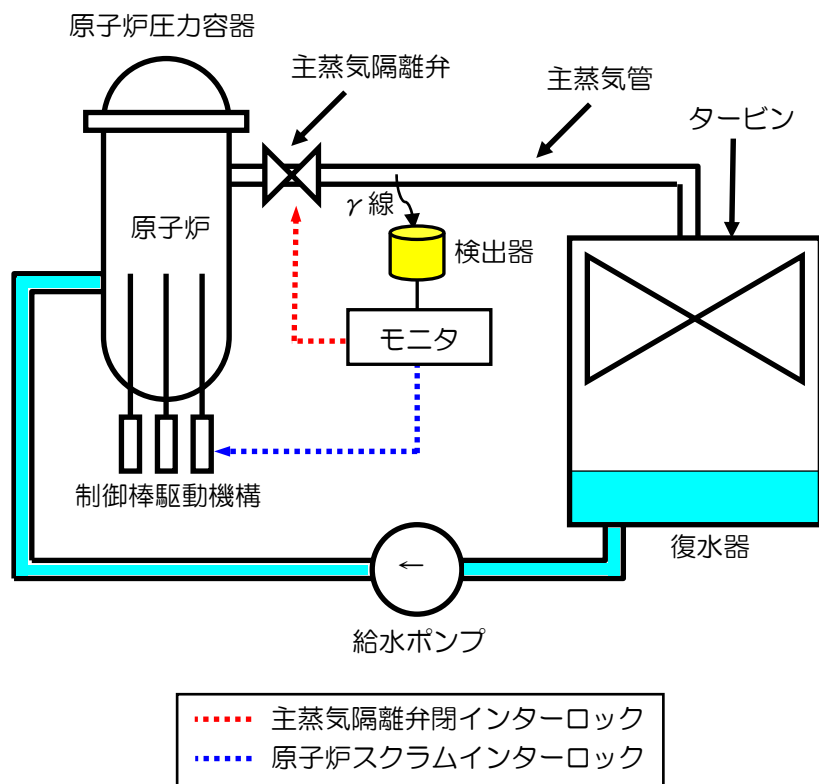
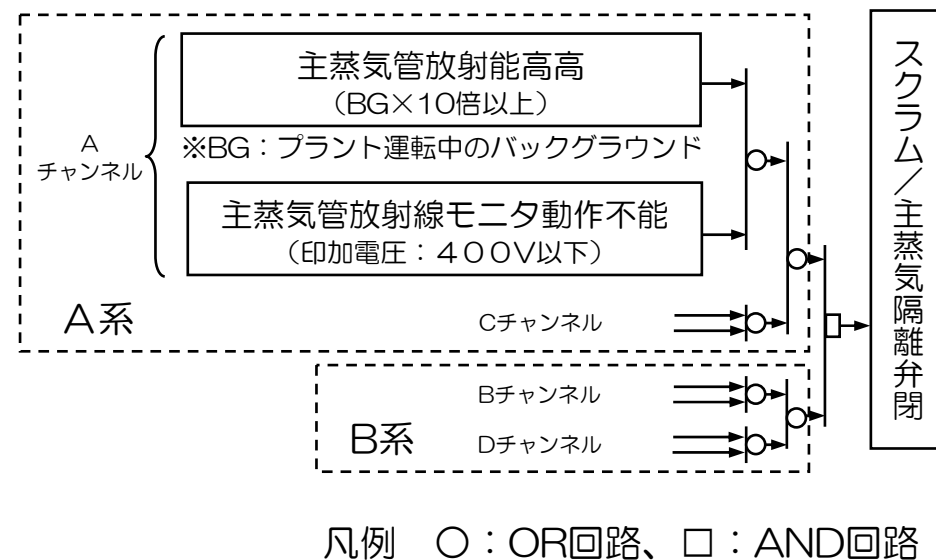


図1 系統概要図



A系のうち1チャンネル以上、B系のうち1チャンネル以上の信号が両系共に発生した場合、主蒸気隔離弁閉及びスクラムに至る。

図2 インターロック概要図

設備点検の結果について

今回の設備点検では、主蒸気管放射線モニタA～Dで以下の事象が確認された。

| チャンネル | 目視点検 | 機能確認 |
|-------|--|---|
| A | ・ 検出器水没 | ・ 絶縁抵抗値に異常無し※1 |
| B | ・ 検出器水没 ・ 他チャンネルより高め指示 ・ 高圧ケーブルのコネクタ部の浸水 ・ 信号ケーブルのコネクタ部の浸水 | ・ ケーブル芯線とシールド間の絶縁抵抗値の低下が確認された。 これにより、主蒸気管の放射線監視機能に影響があるものと判断された。 |
| C | ・ 検出器水没 ・ 『主蒸気管放射能高高』警報発生 ・ 高圧ケーブルのコネクタ部の浸水 ・ 信号ケーブルのコネクタ部の浸水 | |
| D | ・ 検出器水没 | ・ 絶縁抵抗値に異常無し※1 |

※1：絶縁抵抗値には、異常が無かったが、絶縁抵抗値の異常が他の検出器で確認されており、安全のため全ての機能確認を実施しなかったことから、点検評価報告書では、異常と記載した。

- チャンネルA、Dについては、絶縁抵抗値に異常が確認されなかったが、チャンネルB、Cについては、絶縁抵抗値の低下が確認された。
- これらによって確認された結果及び、地震後の指示値上昇と警報発生等の状態を考えると、コネクタ部への浸水による影響であるものと考えられた。
- また、コネクタ部への浸水は、検出器を覆っている熱収縮チューブ等によって抑えられ、4日経過後に警報等が発生したものと考えられる（参考2）。

運転中における安全性評価

- 同様な事象が運転中に発生した場合、水没による影響が（防湿ケース等により保護されるため）時間を経過して発生していることから、即座に機能喪失に至ることは考えにくい。

- 仮に熱収縮チューブや防湿ケースに異常等があり、水没の影響が即座に発生した場合であっても、
 - 高圧ケーブル用コネクタ部が浸水した検出器は、「主蒸気管放射線モニタ動作不能」信号が発生し、主蒸気隔離弁閉及び原子炉スクラムに至るインターロックが作動する〈参考3〉。
 - 信号ケーブル用コネクタ部が浸水した検出器は、測定値が安全側（上昇方向）に推移し、さらに浸水の影響が大きくなった検出器は、「主蒸気管放射能高高」信号が発生し、主蒸気隔離弁閉及び原子炉スクラムに至るインターロックが作動する〈参考4〉。ことから、いずれにおいても安全側へ作動する。

- また、当該事象が運転中に発生し、原子炉スクラム等のインターロックに至らなかった場合でも、原子炉施設保安規定上の運転上の制限を逸脱（4チャンネルとも放射線監視機能に影響があると判断されるため）することから原子炉を停止するよう定められており、通常の停止操作を行うこととなる。

<参考1> 検出器の原理

主蒸気管放射線モニタの検出器に使用しているイオンチェンバ型検出器の原理を図3に示す。

検出器内部にはアルゴンガス (Ar) が封入されており、このアルゴンガスに γ 線が照射されるとアルゴンガスが電離し、電子 (e^-) とイオン (Ar^+) が発生する。

電離した電子とイオンが検出器内部の陽極と陰極に各々移動することにより γ 線レベルに比例した電離電流が流れる。

この電離電流を増幅しモニタで測定することにより、放射線レベルを測定する。

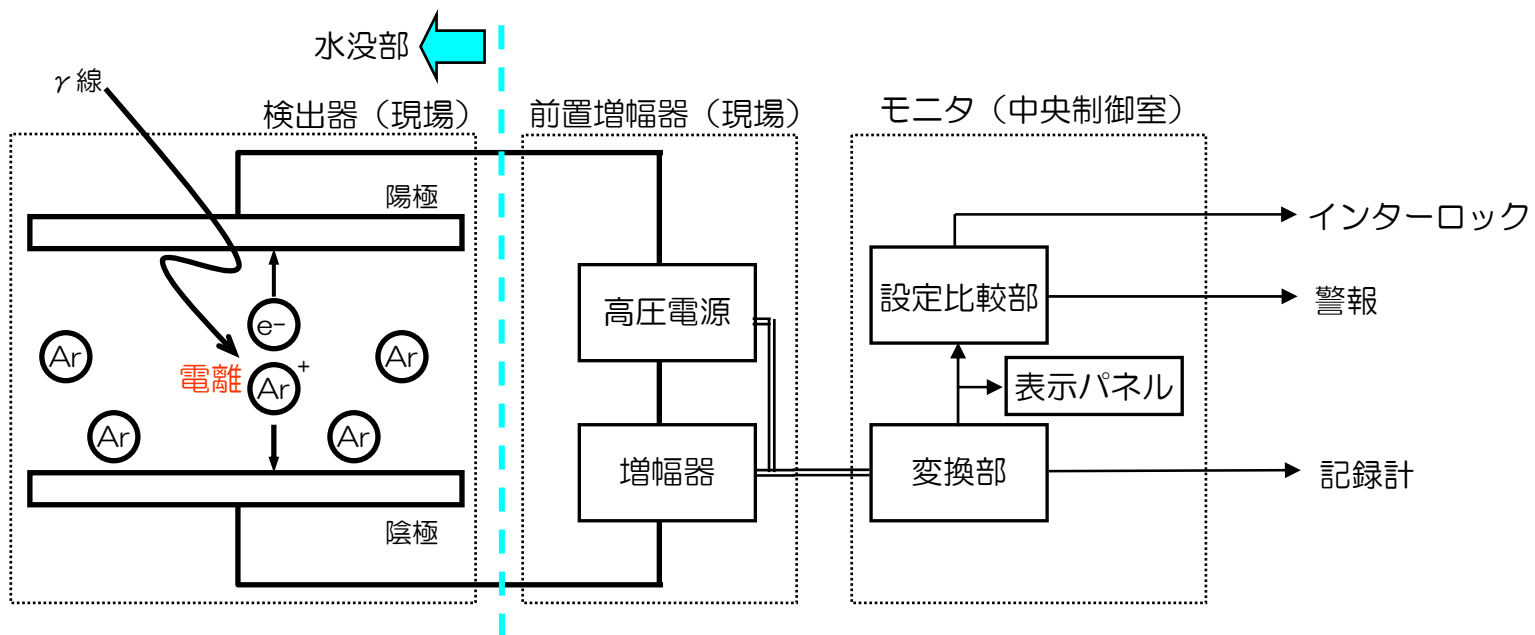


図3 イオンチェンバ型検出器の検出原理

<参考2> 浸水経路と影響する部位

主蒸気管放射線モニタ検出器に使用しているイオンチェンバ型検出器の外形図と水没時の浸水経路を図4に示す。

検出器及びケーブル部は熱収縮チューブで覆われているが、今回の事象は、熱収縮チューブの隙間から防湿ケースに流れ込み、コネクタ内に浸水した。

イオンチェンバ本体は、密閉構造であることから浸水はしないが、コネクタへの浸水により、コネクタ内の芯線とシールド間の絶縁抵抗が低下し、放射線監視機能に影響を与えると考えられるため、挙動について評価した。

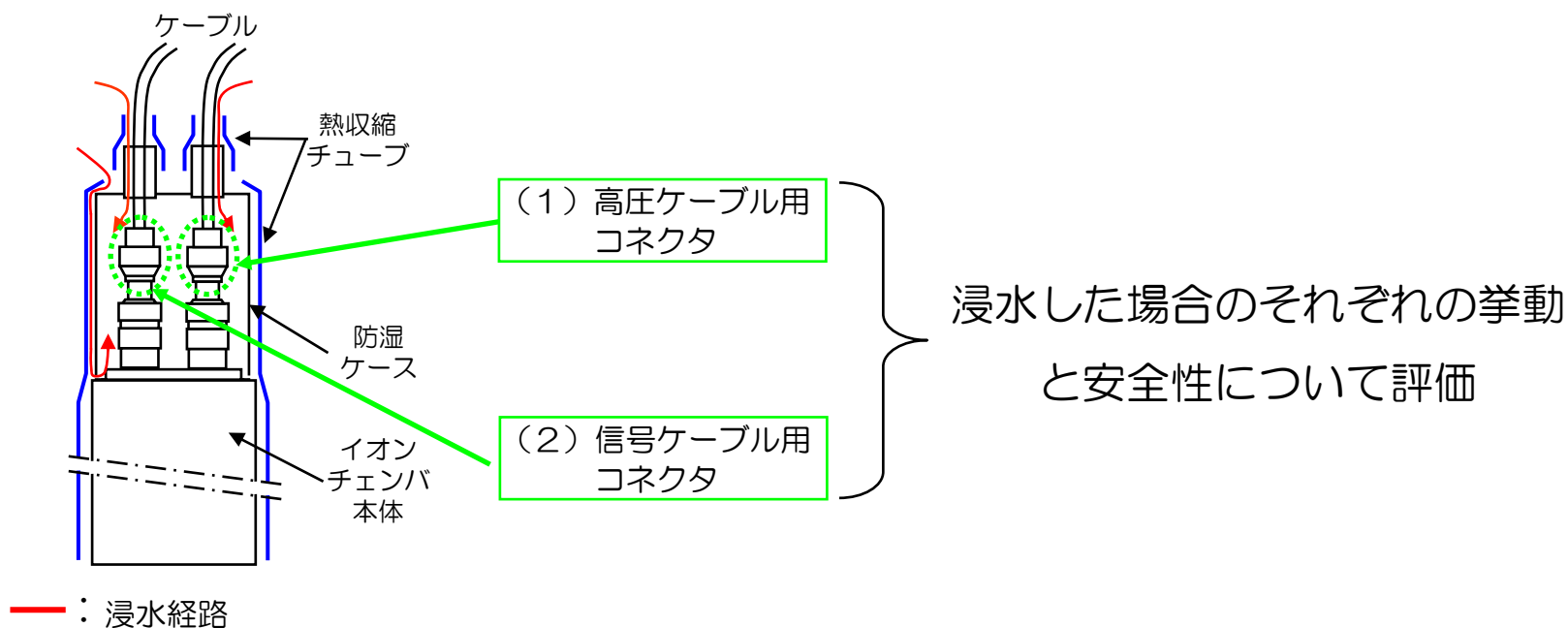


図4 検出器外形図

<参考3> 浸水経路と影響する部位 (1 / 2)

(1) 高圧ケーブル用コネクタへの浸水

高圧ケーブルの芯線には約500Vを印加しており、高圧ケーブル用コネクタに浸水した場合は芯線とシールド間の絶縁抵抗が低下し(図6)、漏れ電流がアースへ流れる(図5中②の経路)。

この漏れ電流が大きくなり、検出器への印加電圧*1が最低印加電圧*2以下になると、電離電流も低下し(図5中①の経路)、測定値への影響が考えられる。

しかし、最低印加電圧*2を下回った場合は、「主蒸気管放射線モニタ動作不能」信号が発生し、主蒸気隔離弁閉及び原子炉スクラムに至るインターロックが働くため、安全側に作動する。

※1 通常使用電圧 : 約500V
 ※2 検出器の正常出力に必要な電圧 : 400V

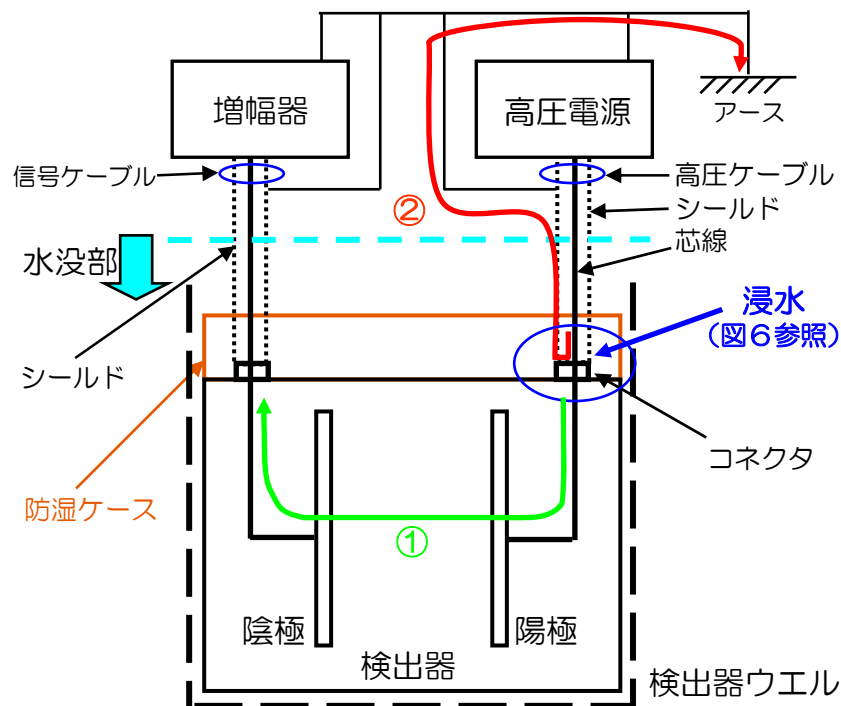


図5 高圧ケーブル用コネクタへの浸水時の挙動

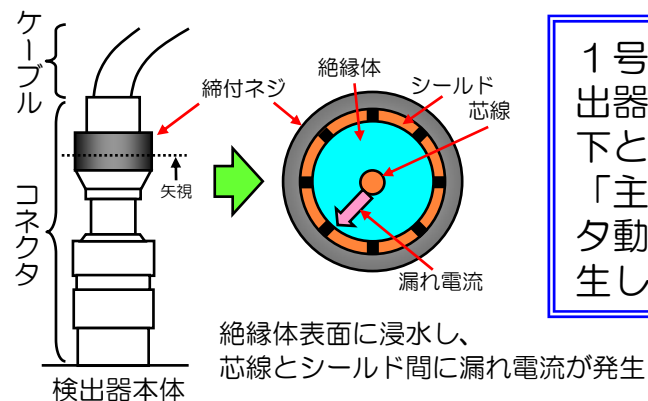


図6 コネクタ内への浸水の影響

1号機においては、検出器電圧は400V以下とならなかったため、「主蒸気管放射線モニタ動作不能」警報は発生していない。



写真2 浸水したコネクタ

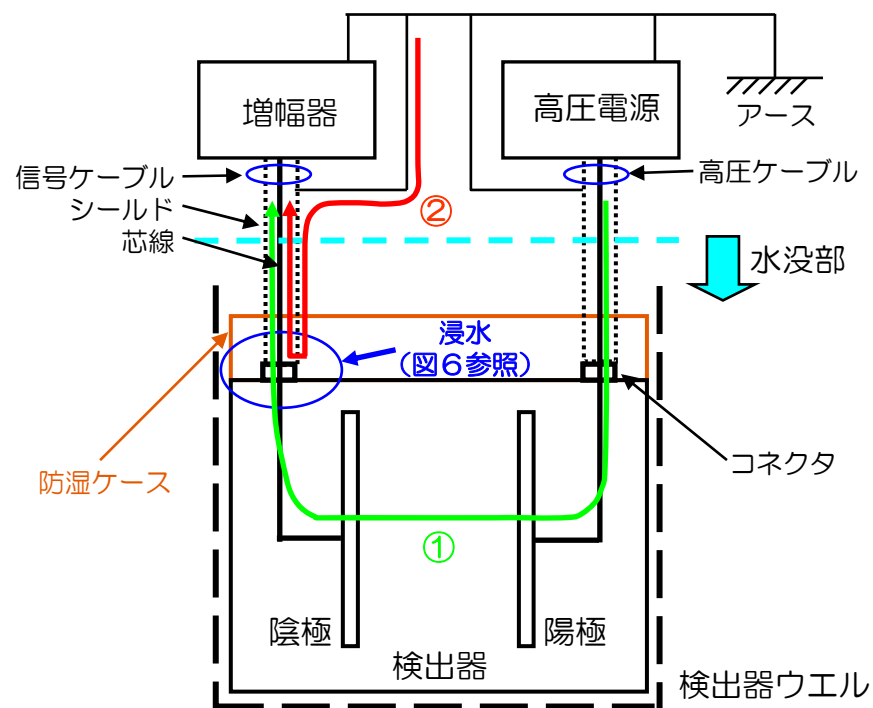
<参考4> 浸水経路と影響する部位 (2/2)

(2) 信号ケーブル用コネクタへの浸水

信号ケーブル用コネクタに浸水した場合、信号ケーブル芯線とシールド間の絶縁抵抗が低下し、検出器で発生する電離電流（図7中①の経路）に加えてアース側から漏れ電流が流れ込み※1（図7中②の経路）、測定値（モニタ指示値）が上昇する。

測定値が上昇し、BG×5倍で中央制御室に「主蒸気管放射能高」警報が発生し、さらにモニタ指示値が上昇した場合は、BG×10倍を超えると、「主蒸気管放射能高高」信号によって、主蒸気隔離弁閉及び原子炉スクラムに至るインターロックが働くため、安全側に作動する。

※1 増幅器の信号ケーブル入力部（芯線）はマイナス電位となっているため、コネクタ部の絶縁抵抗低下により、シールドから芯線に電流が流れ込む。



1号機においては、BチャンネルとCチャンネルの指示値が上昇し、特にCチャンネルにおいては、「主蒸気管放射能高高」警報の発生が確認されている。水没した検出器は全て交換し、浸水防止対策として消火配管の地上化及び検出器ウエルの堰の嵩上げを実施した。

図7 信号ケーブル用コネクタへの浸水時の挙動

<参考5>放射線検出器の全体概要

主蒸気管放射線モニタ検出器は、炉心損傷のような大量に放射性物質がタービン側に放出される事象を検出するモニタ検出器である。

通常の燃料損傷の場合は、気体廃棄物処理系の放射線モニタで監視しており、指示が上昇した場合には気体廃棄物処理系を隔離するインターロックもある。

また、最近の燃料からの微小リークについては、気体廃棄物処理系の放射線モニタと並列に設置された高感度オフガスモニタにて検出する等の効果も上がっており、多重で監視する設備構成となっている。

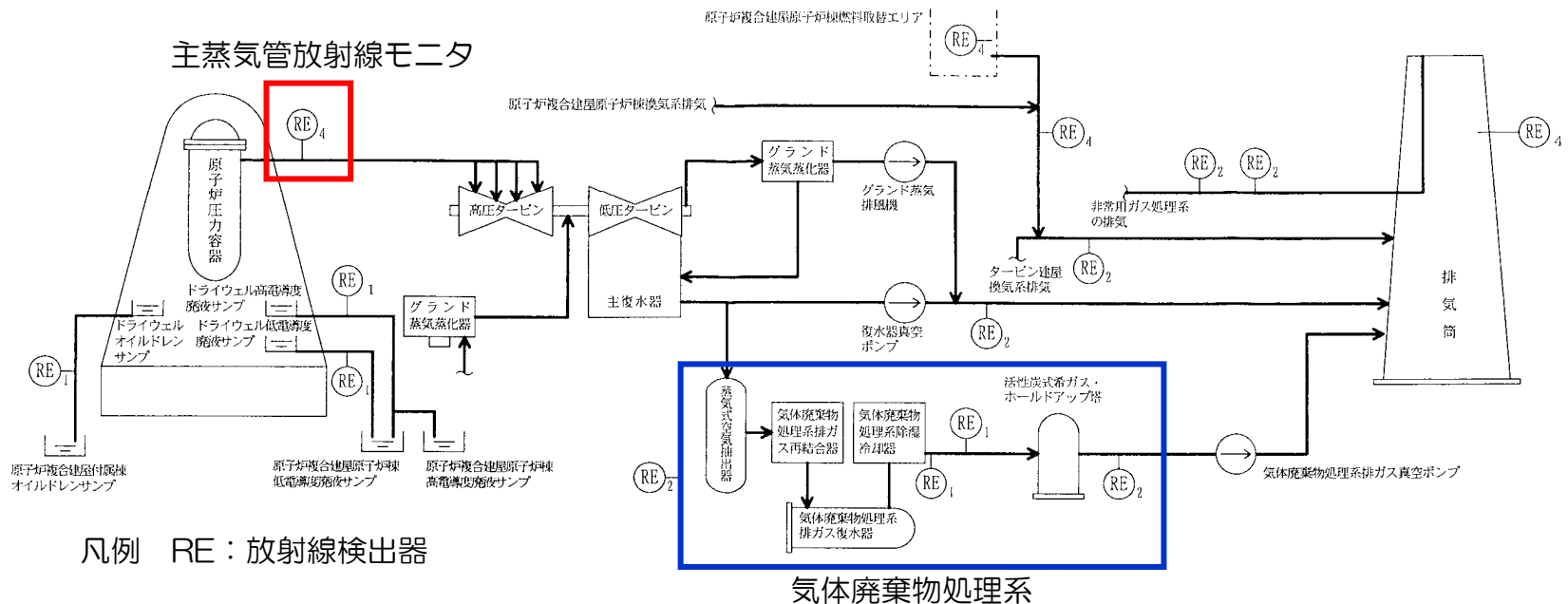


図8 放射線検出器全体概要図