

(補足説明資料 特別点検, 劣化状況評価及び
保守管理に関する方針について)

補足説明資料 目次

1. 特別点検

1. 1	原子炉圧力容器及び原子炉格納容器	112
1. 2	コンクリート構造物	128
1. 3	共通事項	136

2. 劣化状況評価

2. 1	劣化状況評価の概要	139
2. 2	低サイクル疲労評価	145
2. 3	中性子照射脆化	153
2. 4	照射誘起型応力腐食割れ	186
2. 5	2相ステンレス鋼の熱時効	199
2. 6	コンクリートの強度及び遮蔽能力低下	212
2. 7	電気・計装設備の絶縁低下について	215
2. 8	6事象以外の劣化事象について	241
2. 9	耐震・耐津波安全性評価	245
2. 10	東海第二発電所の特有の評価	264
2. 11	過去に発生したトラブルと高経年化との関係	269
2. 12	シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価	292
2. 13	排気筒基礎ボルトの耐震安全性評価	307
2. 14	耐震安全性評価上考慮する劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い	330

補足説明資料 目次

3. 保守管理に関する方針	356
4. その他の経年劣化関連事項	367

1.1 特別点検 原子炉压力容器及び原子炉格納容器 －原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(1/2)



➤狭隘部, 高所等でアクセス困難な部位の評価と点検対応

- ・原子炉格納容器内に設置されている干渉物等により, 構造的に直接の目視試験が困難な狭隘部等については, **その周辺の同雰囲気中にある塗膜等の状況を確認し, 健全性***を評価した。
- ・通常時において, 既存設備の床面や機器点検架台からの目視試験により確認できる範囲は限定されることから, **特別点検では仮設足場を各所に設定して高所等の点検部位に近付ける状況を確認し, 目視試験を実施**
- ・原子炉格納容器内鋼板の**すべての目視試験部位に対して, これらの対応で点検・評価を実施**

* 目視試験による健全性の判定基準としては, 「原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある**塗膜の劣化や腐食がないことを確認する**」と設定している。



仮設足場組立前



仮設足場組立後

1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 ー原子炉格納容器 直接目視試験が困難な部位の評価(2/2)



➤アクセス困難な部位の評価の妥当性

- ・アクセス困難な部位の代表として、サプレッション・チェンバ外面上部に位置する**気相部外面の傾斜部**が挙げられる。点検はサンドクッション上に仮設足場を設けて実施したが、**上部空間は徐々に狭まりアクセスが出来ない。さらに上部は、鋼板部と躯体との隙間が約5 cmの狭隘な構造である。**このため、直接目視試験ができないことから、上記のとおり、**周辺の確認可能な部位の点検を行った。**この扱いの妥当性は以下のとおり。

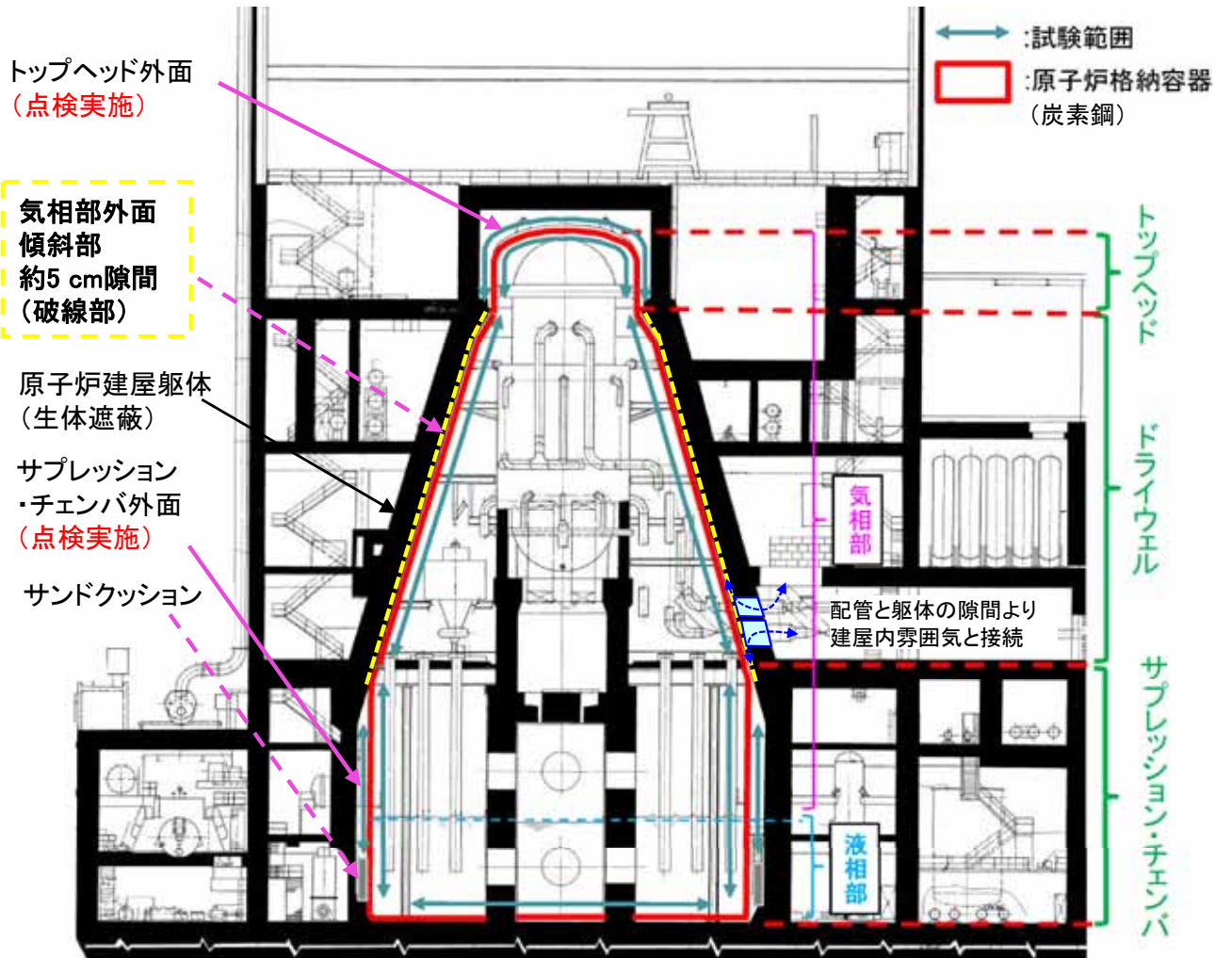
【腐食・劣化に影響する空間雰囲気共通性】

- ・当該傾斜部は、**サンドクッション部上部の入域・点検可能な範囲と繋がった空間**であり、空間雰囲気は共通
- ・また、当該部の配管貫通部は躯体と配管との間に隙間がある。これにより**当該傾斜部は原子炉建屋内とも繋がっており、建屋内の雰囲気温度及び湿度の空気との換気が発生**

【周辺の点検部位の代表性】

周辺の点検部位として、以下の点検を行うことにより、**当該傾斜部の環境条件等を包含して代表性があると判断**

- ・**トップヘッド外面** (約144°C*1)
 ⇒原子炉圧力容器に近いことで**比較的溫度が高く、塗膜の劣化の観点で厳しい。**
- ・**サプレッション・チェンバ外面** (約13°C*2)
 ⇒サプレッション・チェンバの保有水があることで**比較的溫度が低く、湿分上昇・結露等による塗膜の劣化・発錆等の観点で厳しい。**



原子炉建屋 断面図

□ : 配管貫通部 (例)

*1 東北地方太平洋沖地震時の格納容器頂部の到達温度

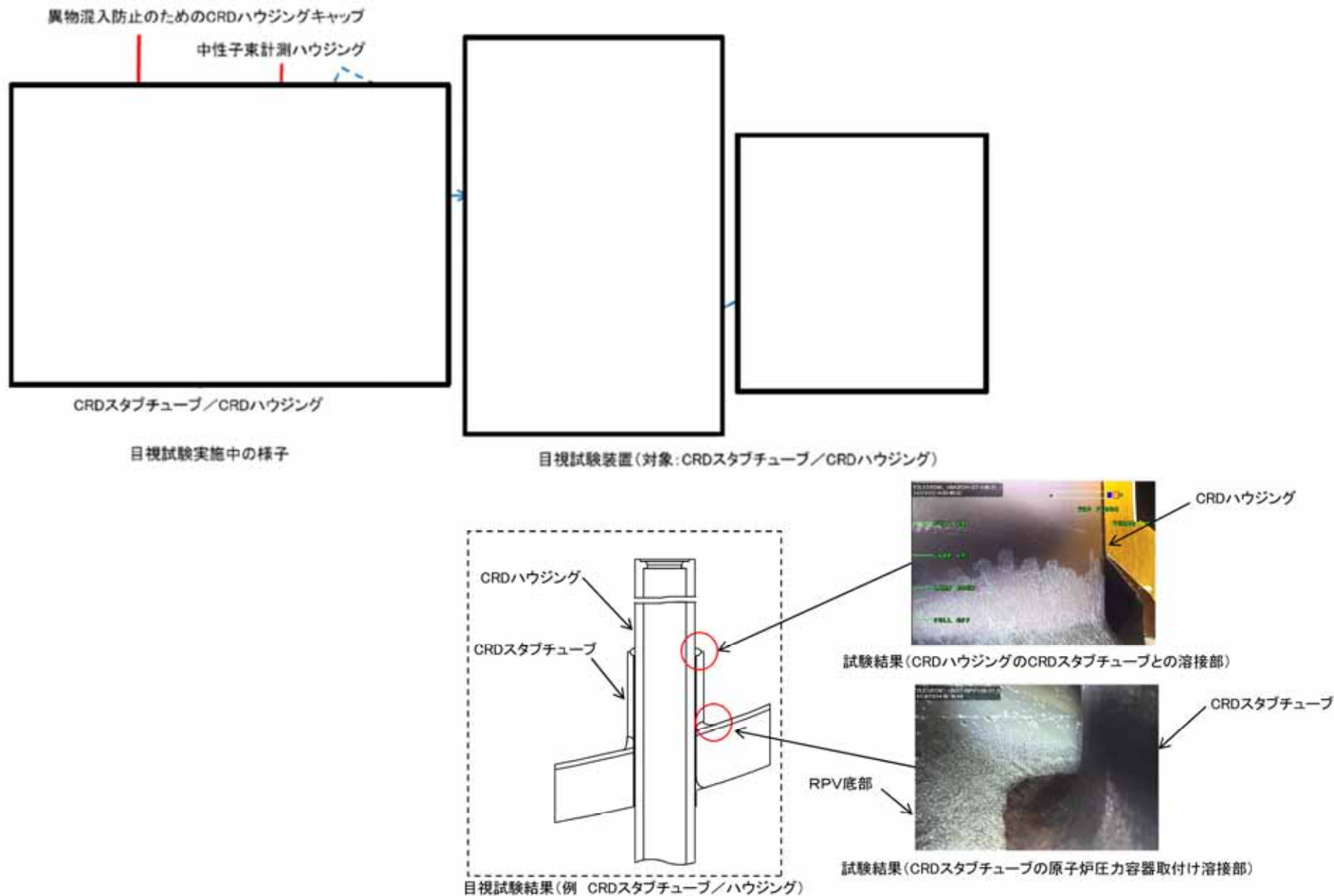
*2 至近の運転サイクルのサプレッション・プール水最低温度

1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 —原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(1/2)



➤ 制御棒駆動機構スタブチューブ他目視試験

点検対象部位や形状に合わせた試験装置を適用したことにより、**点検が不可能な部位はなかった。**

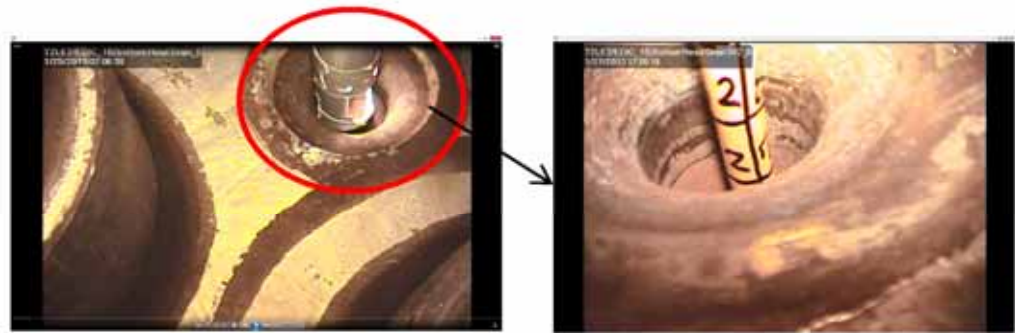
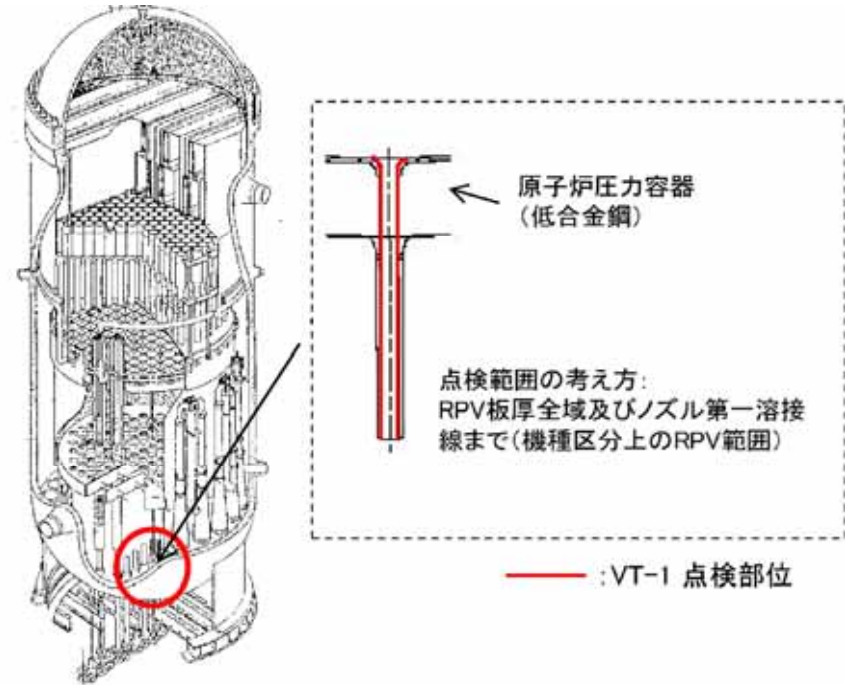


1.1 特別点検 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器 －原子炉圧力容器の遠隔目視試験に使用した試験装置(2/2)



➤ドレンノズル目視試験

点検対象部位に合わせた試験装置を適用したことにより、**点検が不可能な部位はなかった。**



目視試験の様子

1.1 特別点検 原子炉压力容器及び原子炉格納容器 －特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(1/2)



○東海第二発電所の特別点検の各点検部位・点検項目における「有意な欠陥」の定義については、各部位・点検項目の特徴に応じて適用される規程・指針等に基づき設定しており、下表のとおり。

No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥
1	母材及び溶接部(炉心領域)	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所(最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験(ECT)	渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。
3	制御棒駆動機構スタブチューブ、 制御棒駆動機構ハウジング、 中性子束計測ハウジング及び 差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。 渦電流探傷試験は、振幅、位相角などの情報をもとに、探傷面開口欠陥と判定した場合を指す。 ⇒JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に基づき設定した。

注 JEAC/ JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/ 電気技術指針
JSME : 日本機械学会

1. 1 特別点検 原子炉压力容器及び原子炉格納容器 －特別点検の結果における「有意な欠陥」の定義(2/2)



No.	点検部位	点検項目	有意な欠陥*
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	目視試験は、機器表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出した場合を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」に基づき設定した。
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	機器の製造時の記録等を総合的に判断し、検出されたエコーに供用中における欠陥の発生、進展によって生じた変化が認められる場合を指す。 ⇒JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に基づき設定した。
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	塗膜の割れ、欠け、剥がれ、膨れが認められ、下塗りが健全でなく、母材へ影響を及ぼす腐食を指す。 ⇒JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」及び「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」(原子力規制委員会)に基づき設定した。

* 原子炉格納容器にあつては、「有意な塗膜の劣化や腐食」について定義する。

注 JEAC/JEAG : 日本電気協会 電気技術規程/電気技術指針
JSME : 日本機械学会

No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所

第25保全サイクル

点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査

工 事 件 名：原子炉压力容器点検工事

設 備 名：原子炉本体

機 器 名：原子炉压力容器

No.1 母材及び溶接部(炉心領域) 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

(4) 評価

- ・距離振幅補正曲線の 20%を超える指示エコーについて、「JEAC4207」(2712 試験結果に基づく反射源の位置及び種類の解析) に記載の要領に基づき欠陥エコーか否かを判別する。
- ・容器の距離振幅補正曲線の 20%を超える指示について欠陥エコーか否かを判別できない場合には、製造時検査、供用前検査又は至近の供用期間中検査の記録と比較するとともに、必要に応じ他の屈折角や振動モードあるいは 2 次クリーピング波法又はその他の非破壊検査を行うことにより、欠陥エコーか否かを判別する。
- ・欠陥エコーについては、欠陥の種類を特定し、ひび又は割れ等の有害な欠陥か否かを判別する。

V 判定基準

以下のいずれかを満足すること。

- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%以下であること。
- ・欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の 20%を超える場合には、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。

No.2 給水ノズルコーナー部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所

第25保全サイクル

点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査

工事件名：給水ノズルコーナー部点検工事

設備名：原子炉本体

機器名：原子炉压力容器

No.2 給水ノズルコーナー部 渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

渦電流探傷試験は、社団法人 日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年度版)」(以下「維持規格」という)及び社団法人 日本電気協会電気技術規格 JEAG 4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG4217」という)を参考に、給水ノズルコーナー部に対する渦電流探傷試験の適用性を確認した「給水ノズルコーナー部点検検討委託 平成26年度報告書」(以下「委託報告書」という)に基づき実施する*。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

※ 別紙「給水ノズルコーナー部点検検討委託 平成26年度報告書」(抜粋) 参照

(1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

①時期

- a. 基準感度及び位相角の設定は、検査開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 検査終了時に、基準感度及び位相角の確認を行う。ただし、長時間連続して検査を行う場合は、検査終了時に加えて、検査期間内にも基準感度及び位相角の確認を適宜必要に応じて実施する。

②方法

- a. 基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人工きずに対して直交する方向にプローブを走査して得られたリサージュ波形を用いて、基準感度、位相角の設定及び確認を行う。
- b. プローブの試験コイルの一部が故障した場合は故障した試験コイルによる検査結果を無効とし、無効になった検査範囲について正常な試験コイルにより再検査を行う。ただし、評価に影響を及ぼさない場合は再検査を省略できる。

(2) 試験

- ①プローブは給水ノズルコーナー部を周方向に走査する。
- ②プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- ③検査部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

(3) 記録

- ①指示部の記録(記録を要する指示)
委託報告書に基づき指示部の位置及び最大振幅値を求め、記録する。

(4) 判定

- ①委託報告書に基づき欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。

V 判定基準

欠陥の疑いのある指示部がないこと。

欠陥の疑いのある指示部があった場合、その指示部が有意な欠陥によるものではないこと。

- No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ，制御棒駆動機構ハウジング，
中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル
目視試験(MVT-1)，渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋
- No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査
工 事 件 名：制御棒駆動機構スタブチューブ等点検工事
設 備 名：原子炉本体
機 器 名：原子炉圧力容器

No.3 制御棒駆動機構スタブチューブ，制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル 目視試験(MVT-1)，渦電流探傷試験(ECT) 検査要領書抜粋

No.4 ドレンノズル 目視試験(VT-1) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

検査は社団法人日本機械学会 JSME S NAI-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び JEAG4217-2010「原子力発電用機器における渦電流探傷試験指針」(以下「JEAG-4217」という)に準拠して実施する。検査手順及び検査対象部位は、添付資料-3及び5のとおりとする。

1. 目視試験

MVT-1

水中テレビカメラを用いた遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常の有無を確認する。

VT-1

遠隔目視試験により、摩耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える恐れのある異常の有無を確認する。

2. 渦流探傷試験

渦流探傷試験により、欠陥の有無を確認する。検査手順は添付資料-3のとおり。

(1) 試験要領

基準感度及び位相角の設定及び確認

①時期

- 基準感度及び位相角の設定は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、プローブ、ケーブル、部品等)の組合せが変わる毎に行う。
- 基準感度及び位相角の確認は、試験終了時及び試験員が交替したとき、また適宜必要に応じて実施する。

②方法

基準感度及び位相角の設定確認は対比試験片の人口きずを交差する方向にプローブを操作し、その際に検出されるきず信号の振幅及び位相角を基準値に設定する。

(2) 試験

- プローブは制御棒駆動機構ハウジング内面を円周方向及び軸方向に走査する(中性子計測ハウジング内面は軸方向にのみ走査する)。
- プローブの走査速度は使用する探傷器、記録・解析装置及びプローブ走査装置を組み合わせた状態でデータを再現良く採取可能な速度で走査する。
- 試験部表面に対してプローブを所定の角度に保持し、表面に密着した状態で走査する。

(3) 記録

①指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において20%以上の指示部の位置及び最大高さを求める。

(4) 判定

- 欠陥の疑いのある指示部が欠陥によるものか否かを欠陥以外の信号と区別しながら判定する。試験部で予想される欠陥以外の信号は以下の通りである。
 - リフトオフ信号
 - 表面うねり信号
 - 形状信号
 - 電磁気的信号

V 判定基準

I. 目視試験

MVT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

VT-1

表面について摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

2. 渦流探傷試験

基準感度の20%以上の指示部がないこと。

基準感度の20%以上の指示部があった場合、その指示部が欠陥によるものではないこと。

No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第25保全サイクル
点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書

検査の属性：その他の評価検査

工 事 名：原子炉格納容器内面他点検工事

設 備 名：原子炉压力容器支持構造物

機 器 名：原子炉压力容器基礎ボルト

No.5 基礎ボルト 超音波探傷試験(UT) 検査要領書抜粋

IV 検査方法

超音波探傷試験

超音波探傷試験は、社団法人 日本電気協会電気技術規程 JEAC 4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(以下「JEAC4207」という)及び社団法人 日本原子力技術協会 JANTI-SANE-G2-第1版「地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法-配管・基礎ボルト等]」に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

1. 使用機材

(1) 超音波探傷器

パルス反射式の超音波探傷器を用いる。

(2) 探触子

- ① 探触子は、使用する探傷器の仕様に適合するものを使用する。
- ② 探触子は、垂直探触子を用いる。
- ③ 超音波の伝ばをよくするために、くさび(探触子シュー)を用いてよい。この場合、試験に使用するくさびをつけて校正を行う。
- ④ 周波数は、0.4MHz~15MHz、超音波のモードは横波又は縦波とし、後述する基準感度に調整できるものを選択する。
- ⑤ 振動子の大きさは、試験部の形状及び寸法に対して適合しており、超音波が十分透過するものを選択する。

(3) 接触媒質

水、油、グリセリン、ひまし油又はソニコート等超音波の伝ば性がよく、試験部に対して有害でないものを使用する。またメーカーの品質保証期限があるものについては有効期限内にあるものを使用する。

2. 試験要領

(1) 時間軸、基準感度の調整及び確認

① 時間軸の調整及び確認

1) 時期

- a. 時間軸の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブル及、部品など)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 時間軸の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。

2) 方法

時間軸の調整及び確認は、JIS Z 2345 に規定された標準試験片、図面、記録などにより寸法を確認できる試験対象ボルト、又は試験対象ボルトと超音波特性(主として音速と減衰)の同等な材料で作られた既知の寸法の試験片を用いて行う。

② 基準感度の調整及び確認

1) 時期

- a. 基準感度の調整は、試験開始時及び探傷システム(探傷器、探触子、くさび、接触媒質、ケーブルなど)の組合せが変わる毎に行う。
- b. 基準感度の確認は、試験終了時及び試験員が交替した時に行う。
- c. 上記 b 項の確認で 2dB 以上の感度変動が確認された場合は、最後に確認された時点以降の試験は無効とし、新たな調整を実施し、無効になった試験対象ボルトについて再試験を行う。

2) 方法

- a. 基準感度の調整は、原則、試験対象ボルトの設置面中央付近で行う。但し、設置面中央付近に溝などの超音波の伝ばへの影響要因が存在する場合は、設置面外周付近の探触子が安定する部分で基準感度を設定してもよい。
- b. 探触子設置側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせた時の感度とする。
- c. 底面側ねじ部の超音波探傷試験における基準感度は、試験対象ボルトの底面エコーを表示器上80%±5%の範囲にあわせ、その4倍の感度とする。

(2) 試験

- ① 探触子はボルト端面の周辺付近を円周方向に走査する。
- ② 探触子の走査速度は 150mm/秒以下とする。
- ③ 試験時の探傷感度は基準感度の2倍以上とする。

(3) 記録

① Aスコープ表示の記録

- a. 表示の範囲は、底面エコーを含む試験対象ボルトの全範囲とする。
- b. 各試験範囲の試験で調整した基準感度で表示する。

② 指示部の記録(記録を要する指示)

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコーを有する指示部の位置及び最大エコー高さを求める。

(4) 判定

① 上記の記録を要する指示は、次の場合を除き、欠陥とみなす。

- a. 試験対象ボルトの設置面外周付近で基準感度の調整を行った場合
- b. 試験対象ボルトの設置面に探触子が密着しない状態で基準感度の調整を行った場合

② 上記 a 及び b 項に該当する場合は、試験対象ボルトの設置面を平坦に仕上げ、中央付近で基準感度を調整し、再試験を行う。

③ 欠陥とみなした場合でも、次の判定に有効な方法により、指示エコーが欠陥によるものかどうかを判定する場合は、別途手順を定める。

- a. ねじ溝を起点とする表面欠陥によるものかどうかの判定
- b. 形状によるものかどうかの判定

V 判定基準

基準感度による表示器目盛において5%以上のエコー(欠陥によるエコーに限る)がないこと。

No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

日本原子力発電株式会社

東海第二発電所

第25保全サイクル

点検・補修等の結果の確認・評価検査要領書
(目視試験)

検査の属性：その他の評価検査

工 事 名：原子炉格納容器内面点検工事

設 備 名：原子炉格納施設

機 器 名：原子炉格納容器本体

No.6 原子炉格納容器鋼板 目視試験(VT-4) 検査要領書抜粋

III 検査項目 非破壊検査

IV 検査方法 目視試験 (VT-4)

目視試験は、社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008年版)」 (以下「維持規格」という) に準拠して実施する。検査手順は、添付資料-3のとおりとする。

[VT-4]

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)を検出するための目視試験を直接目視試験あるいは遠隔目視試験にて実施する。

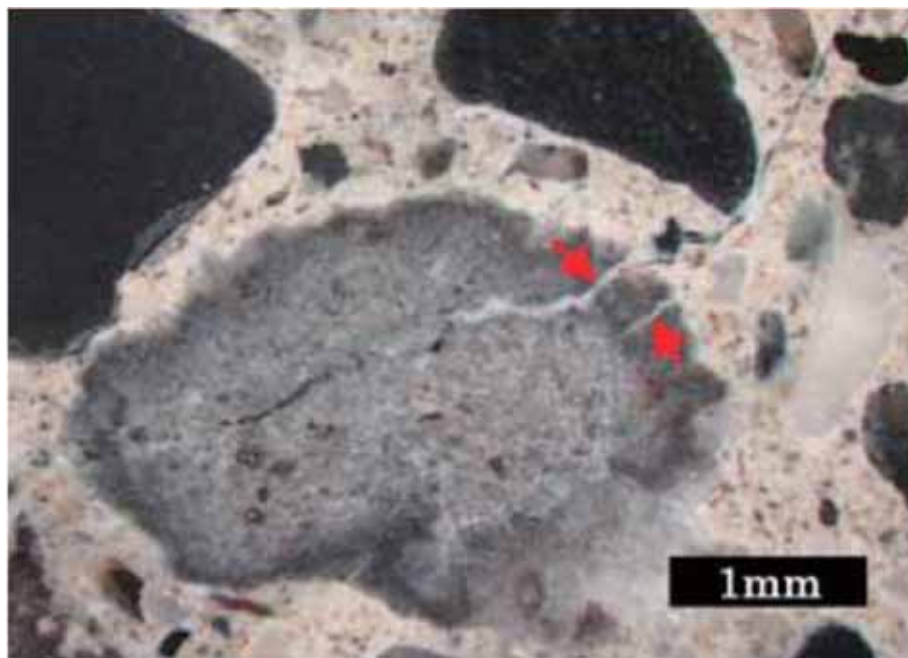
直接目視試験では、視角、欠陥識別度を改善するため、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字 (0.105inch)、気中部は Test Card の 18% 中性灰色カード上の幅 0.8mm の黒線が識別できることを確認する。

遠隔目視試験では、その欠陥の判別能力が直接目視試験と同等以上であることを確認するために、試験対象部の表面において水中部は Test Chart に記載された文字 (0.105inch)、気中部は Test Card の 18% 中性灰色カード上の幅 0.8mm の黒線が識別できることを確認する。

V 判定基準

原子炉格納容器の構造健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化(腐食、減肉、塗膜の劣化、ボルトナットの破損等)がないこと。

実体顕微鏡観察結果は、アルカリ骨材反応の進行状況や発生の程度を的確に観察、分類し、実構造物の状況やコアサンプル全体の目視観察等を踏まえ、コンクリートの健全性に影響を与えるような反応が生じているかという観点で「反応性なし」、「反応性あり」を判定



実体顕微鏡観察での膨張ひび割れの確認事例*1



実構造物における膨張ひび割れ(亀甲状)の事例*2

*1 : 株式会社太平洋コンサルタントHP (<http://www.taiheiyo-c.co.jp/business/business05/business0507/>)

*2 : アルカリ骨材反応による劣化を受けた道路橋の橋脚・橋台躯体に関する補修・補強ガイドライン(案)(平成20年3月 ASRIに関する対策検討委員会)

1.2 特別点検 コンクリート構造物－強度用コアサンプリング箇所



対象構造物	対象の部位	劣化要因							選定した点検箇所
		熱	放射線照射	中性化	塩分浸透	アルカリ骨材反応	機械振動	凍結融解	
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○	－	－	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	内壁及び床	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	原子炉圧力容器 ペDESTAL又は これに準ずる 部位	○	○	○	－	○	－	－	熱及び放射線照射の評価箇所
	一次遮蔽壁	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	格納容器底部 基礎マット	－	－	○	－	○	－	－	格納容器底部外基礎マットで代替評価
	格納容器底部外 基礎マット	－	－	○	－	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所
	使用済み燃料 プール	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
ダイヤフラム フロア	○	○	○	－	○	－	－	原子炉圧力容器ペDESTALで代替評価	
タービン建屋	外壁	○	○	○	○	○	－	－	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	内壁及び床	○	○	○	－	○	－	－	中性化深さの点検箇所
	基礎マット	－	－	○	－	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所
取水槽	海中帯	－	－	○	○	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所
	干満帯	－	－	○	○	○	－	－	塩分浸透の点検箇所 (塩分浸透とアルカリ骨材反応の点検箇所は同一)
	気中帯	－	－	○	○	○	－	－	中性化深さの点検箇所
タービン架台	○	○	○	－	○	○	－	機械振動の評価箇所	
使用済燃料乾式貯蔵建屋	○	○	○	－	○	－	－	遮蔽能力の点検箇所	
排気筒基礎	－	－	○	○	○	－	－	アルカリ骨材反応の点検箇所	

○:影響有, -:影響無

■:主要な劣化要因

1.2 特別点検 コンクリート構造物－強度の標準偏差



- 強度用コア採取箇所を選定については、熱、中性化、塩分浸透などの劣化要因の影響が大きい場所を選定し、保守的な技術評価を行っている。なお、コア採取部位は健全であり、損傷や欠陥がない状態を確認している。
- コア採取はボーリングマシンで削孔し、切断加工するために損傷が生じやすく、物性値にばらつきが生じる可能性がある。強度のばらつきは下表のとおりであり、個々の圧縮強度試験結果を別紙1に示す。
- そのため、国内の基準では「コア供試体を3個程度採取して圧縮強度試験を実施し、その平均値を評価することが望ましい」とされている*1。また、米国の基準では、「3個のコア供試体の試験結果の平均値が設計基準強度の85%以上で、かつ各試験結果が設計基準強度の75%以上であること」とされている*2。
- これらのことから、コア採取による圧縮強度の評価は、平均値で評価することは妥当であると考える。

*1 日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」より

*2 Code requirements for nuclear safety-related concrete structures ACI349-06

対象構造物	対象の部位	圧縮強度(N/mm ²)	標準偏差(N/mm ²)	設計基準強度(N/mm ²)
原子炉建屋等	外壁	51.1	1.190	22.1
	内壁及び床	50.0	8.132	
	原子炉压力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位	39.3	4.455	
	一次遮蔽壁	50.5	0.741	
	格納容器底部外基礎マット	44.6	1.686	
	使用済み燃料プール	49.7	1.893	
タービン建屋	外壁(屋内面)	48.2	2.510	22.1
	内壁及び床	33.9	2.855	
	基礎マット	32.0	1.485	
	タービン架台	37.0	2.061	
取水槽	海中帯	29.1	2.485	20.6
	干満帯	34.6	0.544	
	気中帯	35.7	2.553	
使用済み燃料乾式貯蔵建屋		24.8	1.283	24.0
排気筒基礎		24.9	0.903	22.1

1.2 特別点検 コンクリート構造物－現状の中性化深さ



○鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから2cm奥まで達したときとされている。

(日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」)

○特別点検にて確認した中性化深さは、下表のとおり最も進行したタービン建屋の外壁(屋内面)で39.6mmとなっており、**閾値(60mm)に達していない。**

対象の構造物	対象の部位	中性化深さ(mm) (特別点検時*)	閾値(mm)	設計最小かぶり厚さ(mm)
原子炉建屋等	外壁(屋内面)	28.4	60	40
	内壁及び床	15.3		
	原子炉圧力容器ペデスタル又はこれに準ずる部位	1.7		
	一次遮蔽壁	31.9		
	格納容器底部外基礎マット	1.1		
	使用済み燃料プール	3.6		
タービン建屋	外壁(屋内面)	39.6	60	40
	内壁及び床	24.8		
	基礎マット	1.7		
	タービン架台	2.8		
取水槽	海中帯	1.5	64	64
	干満帯	0.0		
	気中帯	10.3		
使用済み燃料乾式貯蔵建屋		20.9	70	50
排気筒基礎		7.5	92	92

* 特別点検実施時(平成29年10月)

1. 2 特別点検 コンクリート構造物 － 運転開始後60年経過時点の中性化深さ推定値



○調査時点及び運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値及び結果を以下に示す。運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値についても閾値に達していない。

1. 推定式(別紙2参照)

以下の中性化深さを推定する速度式を用いて評価を実施

- ・岸谷式

(日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」)

- ・森永式

(森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文(1986)」)

- ・中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式

(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)

2. 結果

運転開始後60年経過時点の中性化深さの推定値が、鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認した。なお、屋外と屋内の部位では評価上の閾値が異なるため、それぞれの代表部位での中性化深さを評価した結果を以下に示す。

	中性化深さ			閾値 (鉄筋が腐食し始める 時点の中性化深さ)
	測定値 (調査時点の運転開始後の経過年)	推定値		
		調査時点 ※1 (推定式)	運転開始後60年 経過時点の中性化深さ ※2(推定式)	
タービン建屋外壁(屋内面)	40mm(39.6mm) (38年)	29mm (岸谷式)	50 mm (\sqrt{t} 式)	< 60mm
取水構造物(気中帯)	10mm(10.3mm) (36年)	12mm (岸谷式)	16mm (岸谷式)	< 64mm

※1:岸谷式, 森永式による評価結果のうち最大値を記載

※2:岸谷式, 森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

<別紙1> 強度の標準偏差(1/2)



対象構造物	対象の部位	圧縮強度 (N/mm ²)	平均圧縮強度 (N/mm ²)	標準偏差 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
原子炉建屋等	外壁		51.1	1.190	22.1
	内壁及び床		50.0	8.132	
	原子炉圧力容器ペDESTAL又はこれに準ずる部位		39.3	4.455	
	一次遮蔽壁		50.5	0.741	
	格納容器底部外基礎マット		44.6	1.686	
	使用済燃料プール		49.7	1.893	
タービン建屋	外壁(屋内面)		48.2	2.510	22.1
	内壁及び床		33.9	2.855	
	基礎マット		32.0	1.485	
	タービン架台		37.0	2.061	

<別紙1> 強度の標準偏差(2/2)



対象構造物	対象の部位	圧縮強度 (N/mm ²)	平均圧縮強度 (N/mm ²)	標準偏差 (N/mm ²)	設計基準強度 (N/mm ²)
取水槽	海中帯		29.1	2.485	20.6
	干満帯		34.6	0.544	
	気中帯		35.7	2.553	
使用済燃料乾式貯蔵建屋			24.8	1.283	24.0
排気筒基礎			24.9	0.903	22.1

岸谷式

$$t = \frac{7.2}{R^2 \cdot (4.6 \cdot w - 1.76)^2} \cdot x^2$$

t : 深さ x まで中性化する期間(年) R : 中性化比率 ($R = \alpha \times \beta \times \gamma$)
 x : 中性化深さ (cm) α : 劣化外力の区分による係数
 w : 水セメント比 (比) β : 仕上げ材による係数
 γ : セメントによる係数

(日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針(案)・同解説(1991)」)

森永式

$$x = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022 \cdot T) \cdot (4.6 \cdot w/c/100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

x : 中性化深さ (mm) C : 炭酸ガス濃度 (%)
 R : 中性化比率 RH : 湿度 (%)
 w/c : 水セメント比 (%) T : 温度 ()
 t : 材齢 (日)

(森永繁「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文(1986)」)

\sqrt{t} 式

$$x = A \cdot \sqrt{t}$$

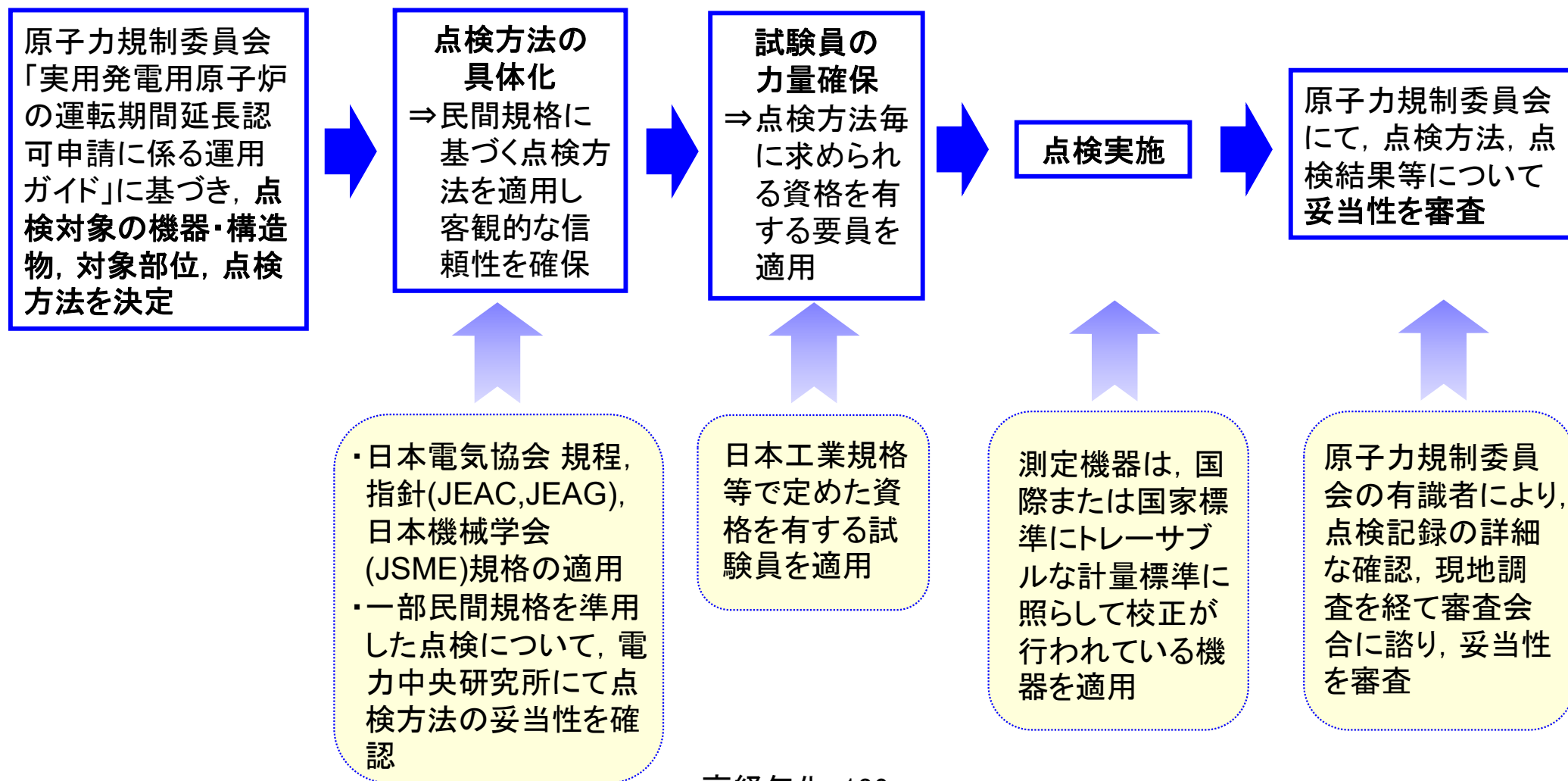
x : 中性化深さ (mm)
 t : 中性化期間 (年)
 A : 中性化速度係数 (中性化実測深さと中性化期間により算出)

(土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編(2013)」)

1.3 特別点検 共通事項－客観的な信頼性の確保(1/3)



- 特別点検の実施にあたっては、民間規格に基づく点検方法の適用、日本工業規格等で定めた資格を有する試験員を適用することで客観的な信頼性を確保している。
- 一部民間規格を準用した点検については、第三者である電力中央研究所により点検方法の妥当性を確認しており、客観的な信頼性を確保している。
- また、運転期間延長認可申請に伴う原子力規制委員会の審査において、点検方法、点検結果等について、有識者による点検記録の詳細な確認、現地調査を経て審査会合に諮り、客観的に妥当性が確認されている。



1.3 特別点検 共通事項－客観的な信頼性の確保(2/3)



東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(1/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
1	母材及び溶接部 (炉心領域)	超音波探傷試験 (UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
2	給水ノズルコーナー部 全数6箇所 (最も疲労累積係数が高い部位)	渦電流探傷試験 (ECT)	<p>JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」準用</p> <p>給水ノズルコーナー部は低合金鋼(磁性体)であり, 一般的には磁性体は磁気的特性のバラつきが大きく, 非磁性体の場合と比較すると磁気ノイズによりSN比が低下し亀裂の検出が困難となることが知られている。そのため, 給水ノズルコーナー部におけるECTの欠陥検出性を確認するために, 実機と同材質(基礎試験は同等品)の試験体を用いて基礎試験及び実機適用試験を実施した。また, 実機適用試験では実機給水ノズル形状試験体に付与した人工きずの欠陥検出性確認を実施した。この実機適用試験の成果を踏まえ, 試験要領及び欠陥判定方法を設定した。</p> <p>点検方法は, 実機適用試験について, 試験計画の内容確認, 試験データの確認, 試験結果の評価, 及び実機適用にあたっての試験手順, 判定基準について, 電力中央研究所*に立会いを依頼し, 評価を頂き妥当であることが確認されている。</p>	<p>十分な知識, 技能, 経験を有している者</p> <p>JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」</p>

* 電力中央研究所
原子力発電所設備に係る非破壊検査に精通しており, 中立的かつ専門性の高い評価を得ることができる組織

1.3 特別点検 共通事項－客観的な信頼性の確保(3/3)



東海第二発電所 特別点検実施に係る適用規格, 試験資格等(2/2)

No.	点検部位	点検項目	点検方法	試験員
3	制御棒駆動機構スタブチューブ, 制御棒駆動機構ハウジング, 中性子束計測ハウジング及び差圧検出・ほう酸水注入ノズル	目視試験(MVT-1) 渦電流探傷試験(ECT)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」 JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
4	ドレンノズル	目視試験(VT-1)	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A
5	基礎ボルト	超音波探傷試験(UT)	JEAC4207-2008「軽水炉原子炉用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」 JANTI-SANE-G2「地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法－配管・基礎ボルト等]」	十分な知識, 技能, 経験を有している者 JIS Z 2305-2001「非破壊検査技術者の資格及び認証」
6	原子炉格納容器(圧力抑制室を含む。)鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認	JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」	十分な視力, 知識, 技能, 経験を有している者 AMERICAN SOCIETY FOR NONDESTRUCTIVE TESTING SNT-TC-1A

2.1 劣化状況評価の概要－冷温停止維持を前提とした評価



今回の評価では、断続的な運転(プラント運転, 点検のための停止を繰り返すもの)と冷温停止維持を前提とした2つの評価を実施した。冷温停止維持を前提とした評価において、断続的な運転を前提とした評価より経年劣化等が進む事象として下表に示す事象が抽出されたが、適切に保全を行うことで、健全性の維持は可能であると判断した。

対象機器	経年劣化事象	評価
ポンプ, ポンプモータ等	摺動部の摩耗	残留熱除去系(海水系を含む)の機器については、プラント停止状態が継続すると、燃料を冷やすために運転時間が長くなるため、これらの経年劣化が進む可能性がある。これに対しては長期停止を考慮した特別な保全計画を策定しており、分解点検等で検知可能であるため、健全性の維持は可能であると判断した。
熱交換器	伝熱管摩耗及び高サイクル疲労割れ	
流量調整弁	弁体, 弁座の腐食(エロージョン)	
ポンプモータ	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下	
原子炉格納容器内の炭素鋼, 低合金鋼製機器	腐食(全面腐食)	プラント停止中は原子炉格納容器内が窒素雰囲気から空気雰囲気となり、炭素鋼や低合金鋼製の機器に腐食が発生する可能性がある。これに対してはパトロール等の目視点検により検知可能であることから、健全性の維持は可能であると判断した。



冷温停止維持を前提とした評価で、追加保全策が必要となる事象は抽出されなかった。

2. 1 劣化状況評価の概要－断続的運転・冷温停止の継続の特徴



- 発電所の「**長期間停止状態維持※1**」とは、**発電所を長期的に停止した状態（概ね1年間以上）で維持し、この間も必要な保守点検を行う**ことをいう。また「**断続的運転**」とは、**プラントを一定期間運転した後に停止して燃料交換と設備の保守等を行う**ことを1サイクルとして、これを繰り返すことをいう。
- 長期間停止状態維持と断続的運転でのプラント状態の主な違い**としては、**温度・圧力・媒質・中性子照射等の環境条件が異なる**ことと、それぞれのプラント状態で**機能を要求される機器が異なる**ことが挙げられる。

※1:長期間停止状態維持は、劣化状況評価において「冷温停止状態維持」という。

プラント長期間停止状態維持※1

...

- ・照射済み燃料は主に使用済燃料プール内で保管，崩壊熱量に応じて残留熱除去系による継続的な海水熱交換冷却を行う。
- ・長期間停止状態維持では，給復水系，主タービン/主発電機設備等は機能を要求されない。
- ・長期間停止状態維持期間は運転中に比べて全域が低温，低圧，低放射線環境であり，原子炉格納容器内は空気環境に暴露
- ・長期間停止状態維持の間も，特別な保全計画に基づき必要な保守点検を実施

発電所の長期間停止状態維持のイメージ

プラント運転

停止※2

プラント運転

停止※2

プラント運転

...

↑
原子炉停止 原子炉起動

↑
原子炉停止 原子炉起動

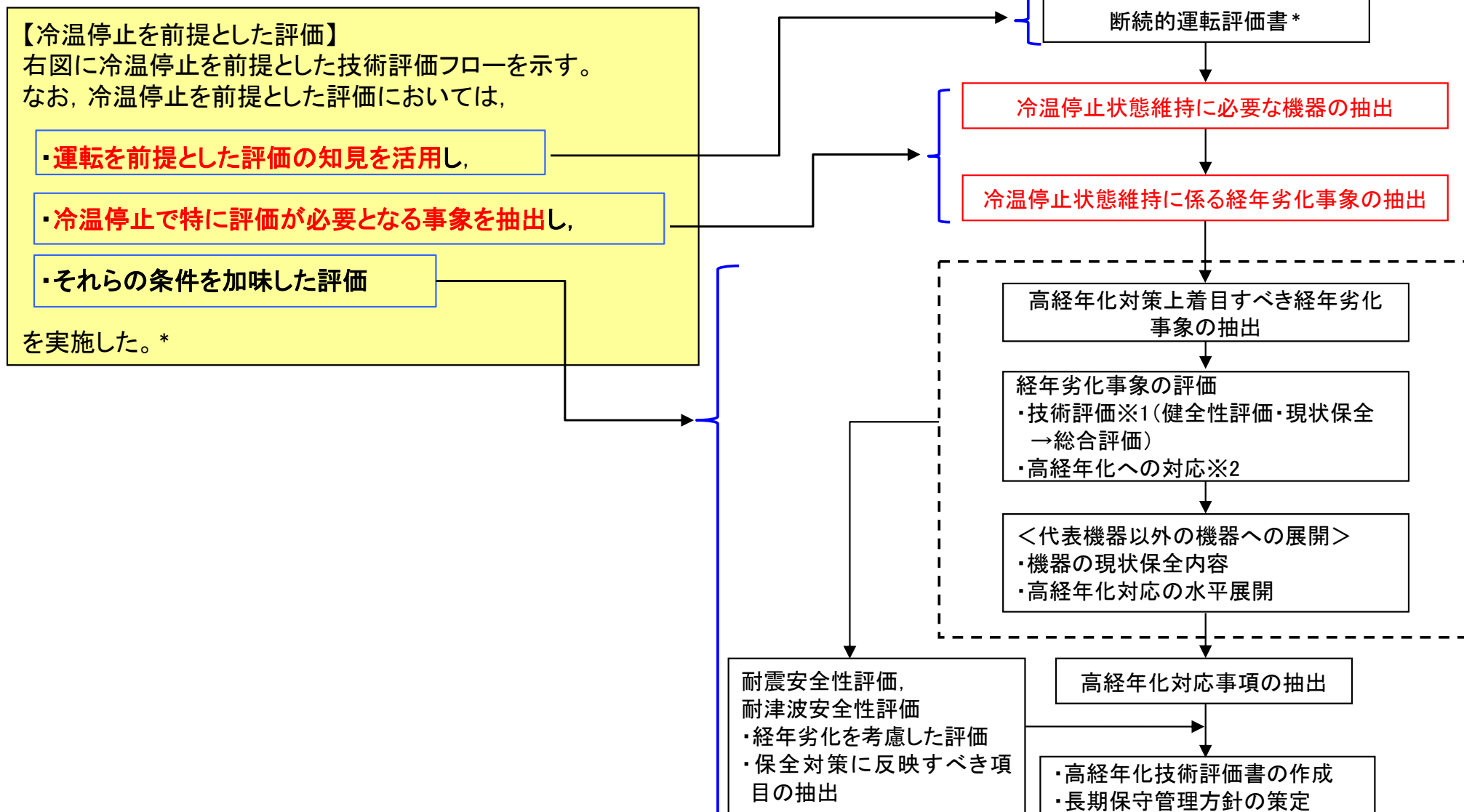
- ・原子炉運転中の燃料は給復水系からの給水の蒸発熱で冷却，原子炉冷却材はタービン・復水器・給復水系を經由して循環
- ・運転中は高温，高圧，高放射線環境，原子炉格納容器内は窒素雰囲気保持。
- ・原子炉の起動・停止及び運転中のプラント過渡等による疲労が生じる。
- ・主に停止時の定期事業者検査で設備の保守点検を実施。

※2 停止期間中に燃料交換及び設備の保守等を行い、所定の機能・性能が維持されていることを確認。

発電所の断続的運転のイメージ

2.1 劣化状況評価の概要－劣化状況評価の手順

○冷温停止を前提とした評価では、**断続的な運転を前提とした評価の知見に基づき、冷温停止状態の維持に必要な機器を抽出した上で、冷温停止状態の維持により生じる経年劣化事象の抽出を行い、長期停止の影響を評価する。**



*「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」(原子力規制委員会)、「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(日本原子力学会標準)等に基づき実施

※1: 系統レベルの機能確認を含む。
※2: 高経年化対応としての保全のあり方、技術開発課題を検討する。

2. 1 劣化状況評価の概要－冷温停止における評価結果①

(着目すべき経年劣化事象(主要6事象))



劣化事象 (主要6事象)	機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳しくなると想定される要因	長期停止中の劣化の進展が想定されない理由	
低サイクル疲労	・容器 ・弁 ・配管(炭素鋼, ステンレス鋼)	ノズル等 弁箱 給水系配管等	無し	評価対象となる機器は優位な熱や圧力等の過渡(=原子炉起動・停止, トラブル)を受けないため。	
中性子照射脆化	・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃料からの中性子照射を受けないため。	
照射誘起型応力腐食割れ	・容器	原子炉圧力容器	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり燃料からの中性子照射を受けないため。	
2相ステンレス鋼の熱時効	・ポンプ ・弁	二層ステンレス鋼を使用している部位	無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止であり熱時効が進展する温度以上の環境にならないため。	
電気・計装品の絶縁特性低下	・ポンプモータ ・ケーブル他	ケーブル	運転(通電)時間の増加	長期停止中に劣化が厳しくなると想定されるため, 特別な保全計画(次頁※1)を策定 絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験	
コンクリート	強度低下	コンクリート構造物	コンクリート	無し	評価対象となるコンクリートの曝露環境は変わらないこと。また熱及び放射線照射については原子炉が冷温停止であり熱及び燃料からの中性子, ガンマ線照射を受けないため。
	遮蔽能力低下			無し	評価対象となる機器は原子炉が冷温停止でありガンマ線照射を受けないため。

○電気・計装品のうち**高圧ポンプモータの絶縁特性低下**については, 断続運転を想定した場合より, **冷温停止の継続を想定した方が, 劣化の進展が厳しくなると整理された。**

- ・**絶縁特性低下**に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検
機器の点検周期は, **長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)**
点検内容(絶縁抵抗測定, 絶縁診断試験, 目視確認及び清掃)を適切に実施(劣化状況の把握, 機能の維持が可能)
- ➡必要に応じてより詳細な点検を実施し, **万一, 有意な絶縁特性の低下が確認された場合は, 取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。**

2. 1 劣化状況評価の概要－冷温停止における評価結果② (着目すべき経年劣化事象ではない事象(主要6事象以外))



劣化事象 (主要6事象以外)	機種(機器名:例)	部位等	長期停止中に劣化が厳しくなると想定される要因	長期停止中の点検内容, 項目
摩耗	ポンプ, ポンプモータ (残留熱除去系ポンプ他)	・主軸 ・水中軸受	燃料の冷却＝運転(摺動)時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検, 寸法測定)
摩耗及び高サイクル疲労割れ	熱交換器 (残留熱除去系熱交換器)	・伝熱管	燃料の冷却＝運転(摺動)時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 開放点検(渦流探傷検査, 漏えい確認)
腐食 (エロージョン)	弁 (残留熱除去系熱交換器海水出口流量調整弁)	・弁体 ・弁座	燃料の冷却＝運転(通水)時間の増加	特別な保全計画(※1)を策定 分解点検(目視点検)
腐食 (全面腐食)	原子炉格納容器内の機器	・炭素鋼製 ・低合金鋼製	環境変化(窒素⇒空気)＝曝露状態	特別な保全計画(※1)を策定 目視点検

○上記の4つの主要6事象以外の事象については、断続運転を想定した場合より、冷温停止の継続を想定した方が、劣化の進展が厳しくなると整理された。

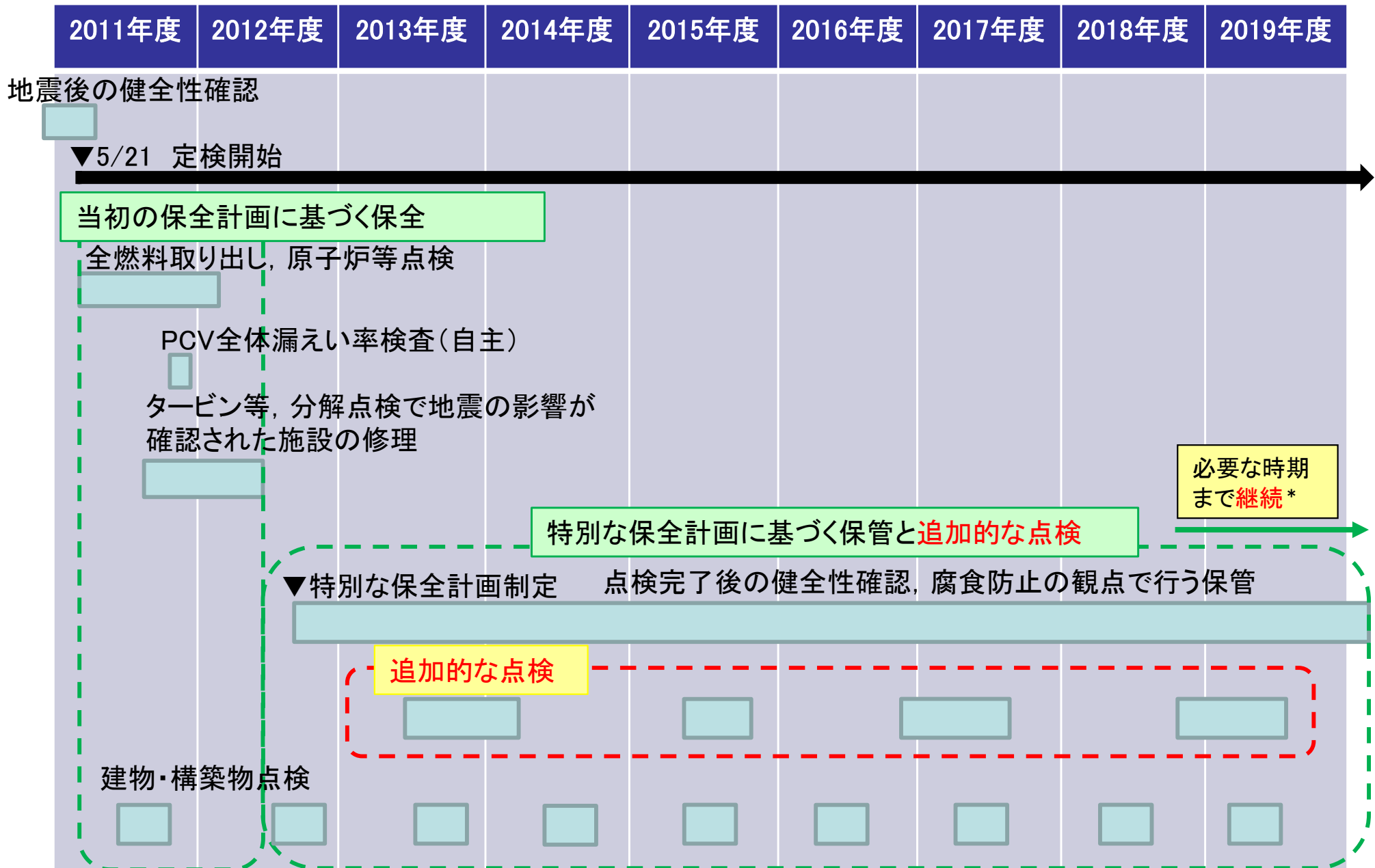
- ・4つの主要6事象に対する冷温停止期間中に機能が要求される機器の追加的な点検
点検周期は、長期停止(設備稼働状態・時間や環境変化)を考慮した特別な保全計画を策定し、運用する。(別紙)
点検内容(上記の表に記事象以外の載の点検項目等)を適切に実施(劣化状況の把握, 機能の維持が可能)
- 必要に応じてより詳細な点検を実施し、万一、有意な摩耗, 腐食等が確認された場合は、
取替えまたは補修を適切に実施(機能の回復が可能)。

※1: 特別な保全計画は、地震・事故等により原子炉が停止し、停止期間が概ね1年以上となることが予想される場合には、特別な措置として、あらかじめ原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定める。
具体的には以下を策定し、運用する。

- ①長期保管計画として機器動作試験(定期試験含む)、保管措置
- ②追加点検計画(停止, 運転に係わらず常時使用する設備については点検間隔を考慮)

○これらの抽出した事象に対応した機器に対して、特別な保全計画に基づき、追加的な点検・補修等を行っていくことで、長期停止により冷温停止が継続した機器の健全性維持が可能、これまでに設備の不具合件数の増加等は生じていない。

*なお、運転開始40年以上が経過し、既に製造を中止した補修品等への対応としては、同等の仕様を満足するものについて国内や海外の市場調査を行い、その使用可能性を検討した上で、機器の更新等を行っている。また、製造中止となった電子部品等については、部品を含む盤一式の交換を行い、その際に建設当初リレー形式であったようなものはIC化等の新設計の機器に更新していく。



* 今後、発電所の運転を再開する場合は、新設の設備も含めて必要なすべての点検・検査を実施する。

2.2 低サイクル疲労評価－評価手法及び評価条件

評価手法：大気中の疲労累積係数を「設計・建設規格*1」で評価し，接液環境にあるものは，環境（水中の溶存酸素，温度，不純物）の影響を「環境疲労評価手法*2」で評価したうえで，許容値1を下回ることを確認

評価条件：過渡回数についてはこれまでの実績に1.5倍の裕度を考慮して推定

評価用過渡回数

今後の過渡回数の予測は実績の1.5倍以上となるよう設定

運転条件		PLM40評価条件 (基本となる過渡回数)
		2020年8月末まで冷温停止 とした推定過渡回数
1	ボルト締付け	48
2	耐圧試験	132
3	起動(昇温)	110
4	起動(タービン起動)	110
5	夜間低出力運転(出力75%)	120
6	週末低出力運転(出力50%)	165
7	制御棒パターン変更	176
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	1
9	給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	1
10	スクラム(タービントリップ)	22
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	6
12	スクラム(その他のスクラム)	24
13	停止	111
14	ボルト取外し	49

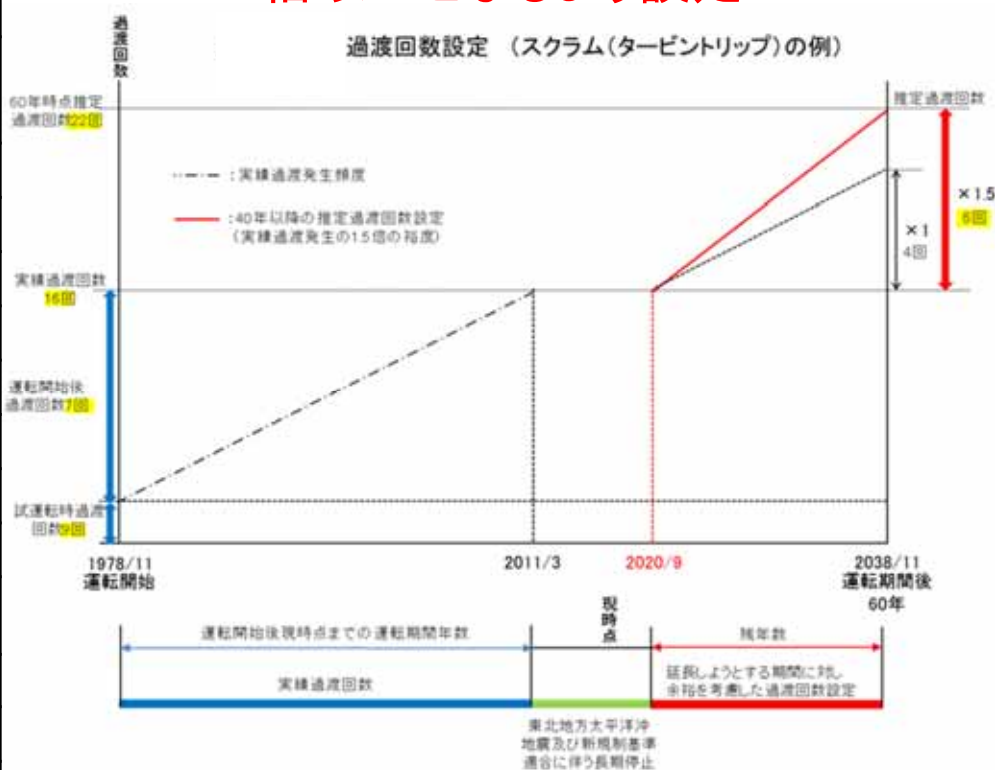
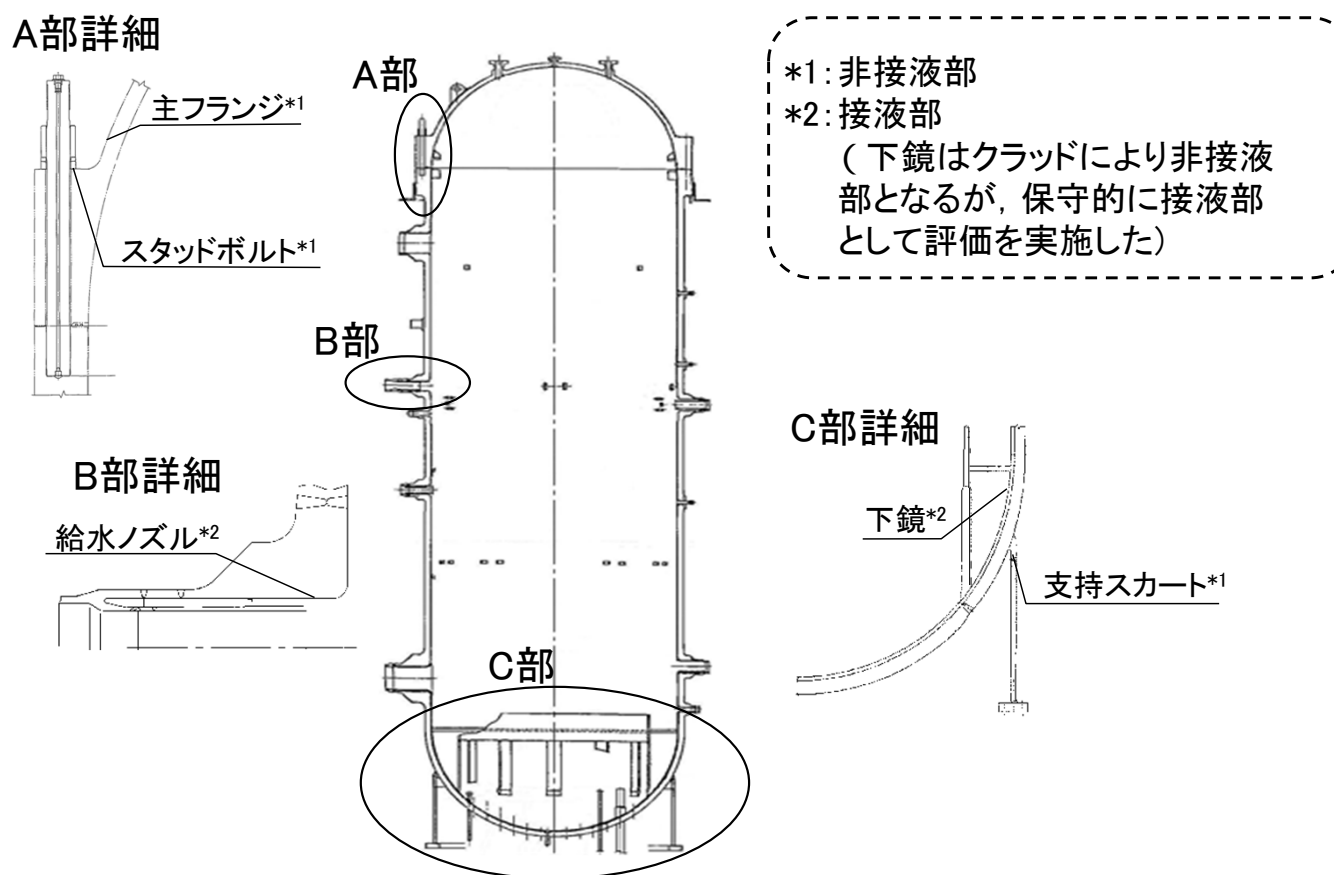


図2.2-2 過渡回数の裕度

*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005/2007)
*2: 日本機械学会規格 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009)

評価対象(原子炉圧力容器)

原子炉圧力容器を評価するにあたって、構造不連続部、拘束部及び温度変化部の観点から、給水ノズル、スタッドボルト、下鏡、支持スカート及び主フランジを代表として疲労評価を実施した。



原子炉圧力容器の評価対象部位

2.2 低サイクル疲労評価－代表機器の選定



評価対象(配管)

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管を評価するにあたって、運転状態(常時流れの有無)及び最高使用圧力より代表を選定した。

・蒸気環境の代表: 原子炉系(主蒸気系)

・水環境の代表: 原子炉再循環系

加えて、水環境の代表として、プラント停止時の温度変化の大きい給水系も選定した。

環境 (内部流体)	当該系統	① 運転 状態	② 最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(°C)	選定	選定理由
蒸気	原子炉系(主蒸気系)	連続	8.62	302	○	①常時流れがある
	原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302		
純水	原子炉再循環系	連続	11.38	302	○	①常時流れがある ②最高使用圧力
	原子炉系(給水系)	連続	8.62	302	○*	
	原子炉冷却材浄化系	連続	8.62	302		
	残留熱除去系	一時	10.69	302		
	高圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
	低圧炉心スプレイ系	一時	8.62	302		
原子炉隔離時冷却系	一時	8.62	302			

*: 原子炉冷却材浄化系に比して、プラント停止時の温度変化の大きい給水系を選定

2.2 低サイクル疲労評価－他設備の評価結果



原子炉圧力容器以外の評価対象機器・部位においても、全て疲労累積係数が1を下回ることを確認した。結果を下記に示す。

評価対象機器・部位			運転実績回数に基づく疲労解析 (運転開始後60年時点)*1	
			大気中での 疲労累積係数	環境を考慮した疲労 累積係数(接液部)
原子炉再循環ポンプ		ケーシング入口ノズル-配管との溶接部	0.0000	0.0000
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.0067	0.1182
		原子炉系配管 (純水部)	0.1423	0.5799
	炭素鋼配管	原子炉系配管 (蒸気部)	0.0853	— *2
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)		0.0587	0.5373
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)*3		0.0015	0.0338
	原子炉給水逆止弁(弁箱)		0.0862	0.8848
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)		0.0033	0.0738
	主蒸気隔離弁(弁箱)		0.2278	— *2
炉内構造物		炉心シュラウド	0.0014	0.0351
		シュラウドサポート	0.0230	0.0647
容器	機械ペネトレーション		主蒸気系配管貫通部	— *2
			給水系配管貫通部	0.0064

*1:設計・建設規格によるUf, 環境疲労評価手法によるUenともに部位毎の最大値を示す

*2:非接液部

*3:取替を実施したため, 9年間の過渡回数を基に算出した

【低サイクル疲労評価手法】

- プラント運転中に、運転時の異常な過渡変化や事故等のプラント過渡事象が発生した場合には、原子炉スクラム等に伴う冷却材の温度・圧力及び流量の変化により、材料内部で繰り返し応力が蓄積し、**系統に低サイクル疲労が発生**する。
- 低サイクル疲労評価では、学会標準に基づき、**通常の発電所の起動・停止による過渡に加え、トラブル事象等によるプラント過渡についても過渡条件及び過渡回数を設定した上で、疲労評価を行っている。**

No.	STEP	適用規格等	資料
1	過渡条件及び過渡回数を設定する。	社団法人日本原子力学会標準原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008（以下、「実施基準」という）の規定により実施	別紙
2	疲労累積係数(Uf)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建設規格(JSME S NC1-2005 (2007年追補版を含む) (以下、「設計・建設規格」という)の規定により実施	—
3	原子炉冷却材に接液する部位については、環境疲労評価手法に基づく環境を考慮した疲労累積係数(Uen)を算出し、許容値1を下回ることを確認する。	実施基準及び社団法人日本機械学会発電用原子力設備規格環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009) (以下、「環境疲労評価手法」という)の規定により実施	—



: 本資料説明範囲

○運転(過渡)条件の設定

- ・評価期間は、延長しようとする期間を踏まえて**60年時点の評価を実施**する。
- ・疲労評価で用いる過渡条件は下表に示すとおり、**発電所の様々な運転条件による過渡事象をカウント**する。

No.	運転条件	内容
1	ボルト締付け	原子炉圧力容器復旧(上蓋閉止)作業をカウントする。
2	耐圧試験	施設定期検査(トラブル含む)の原子炉圧力容器, 耐圧試験をカウントする。
3	起動(昇温)	ホットエントリーを含めた一連操作をカウントする。
4	起動(タービン起動)	タービン起動から定格出力までの一連操作をカウントする。
5	夜間低出力運転(出力75%)	制御棒パターン変更, 及びそれ以外の事象で出力75%以上での出力低下・復旧をカウントする。
6	週末低出力運転(出力50%)	制御棒パターン変更, 及びそれ以外の事象で出力50%以上での出力低下・復旧をカウントする。
7	制御棒パターン変更	制御棒パターン変更のうち, 出力変動(出力調整分)をカウントする。保守的に当該作業時の出力変動に応じて, 上記5.又は6. もカウントする。
8	給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	スクラムの事象毎に整理しカウントする。
9	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	
10	スクラム(タービントリップ)	
11	スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	
12	スクラム(その他スクラム)	
13	停止	施設定期検査に伴う停止, 計画停止, スクラム停止をカウントする。
14	ボルト取外し	原子炉圧力容器開放(上蓋開放)作業をカウントする。

: 運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件

○過渡回数の策定方針

・各過渡条件の繰り返し回数は、以下に示す「①実績過渡回数策定方針」と「②推定過渡回数策定方針」に基づき算出し、**今後の運転期間に対して余裕を考慮した設定**としている。疲労評価に用いた過渡回数を添付に示す。

①実績過渡回数策定方針

No.	項目	内容
1	試運転時の実績過渡回数	試運転時特有のものであり、実績過渡発生頻度には含めない。
2	取替機器の実績過渡回数	取替後の実績過渡回数を用いる。 ・スタッドボルトは第16回定期検査(1997年度)に取替 を実施 ・原子炉再循環ポンプ出口弁は第24回定期検査(2009年度)にて取替実施

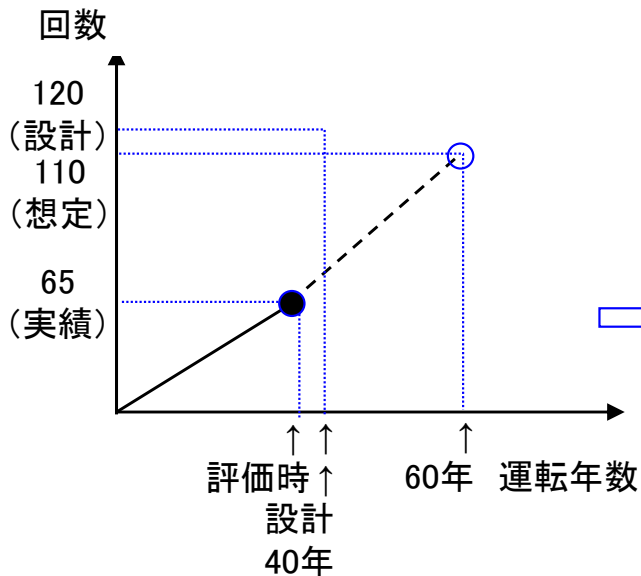
②推定過渡回数策定方針

・過渡回数の想定に当たっては、下表に示す推定過渡回数策定方針に基づき設定し、**今後の運転期間に対して発生回数に余裕を考慮した設定**を行っている。

No.	項目	内容
1	未経験過渡回数	運転実績で未経験過渡事象に対しては、推定過渡回数算出において1回と仮定し、発生頻度を求める。
2	今後の過渡回数設定の考え方	実績過渡発生頻度に1.5を乗じて、これに試運転時及び運転開始後の過渡回数を加算する。
3	取替機器の実績過渡発生頻度	未取替機器と同様に算出する。

<添付>

○疲労評価に用いた過渡回数を以下に示す。(運転時の異常な過渡変化等を考慮した運転条件を“→”で示す。)



過渡回数設定方法(例:起動(昇温))

運転条件	評価時点 ^(※1) までの実績過渡回数	運転開始後60年時点までの推定過渡回数	(参考)設計過渡回数
ボルト締付け	26	48	123
耐圧試験	72	132※2	130
→起動(昇温)	65	110	120
起動(タービン起動)	65	110	120
夜間低出力運転(出力75%)	67	120	10000
週末低出力運転(出力50%)	115	165	2000
制御棒パターン変更	96	176	400
→給水加熱機能喪失(発電機トリップ)	0	1※3	10
→給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)	0	1※3	70
→スクラム(タービントリップ)	16	22	40
→スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	3	6	10
→スクラム(その他)	20	24	140
停止	65	111	111
ボルト取外し	26	49	123

【定義】
 設計過渡回数: 建設・設計時に運転年数40年を考慮して設計
 実績過渡回数: 評価時点までの発電所の運転実績から積上げ
 推定過渡回数: 評価時点以降の運用(前述した推定過渡回数策定方針を含む)を考慮し推定する。

【保守管理に関する方針書】
 今後の発電所の運転においては「疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。」

※1: 評価時点は2016年11月を評価時点に設定

※2: 耐圧試験では設計過渡回数を上回っているが、この推定過渡回数をを用い疲労評価しても、十分許容値内にあることを確認済

※3: 発生実績がない場合(未経験過渡)は1回と仮定

原子炉圧力容器中で最も厳しい給水ノズル部の環境を考慮した疲労累積係数(接液部) 0.6146 < 1(許容値)

2.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価手法及び評価条件)

評価手法: JEAC4201*に基づき, 国内脆化予測法により関連温度移行量を算定し, 余裕を見込んで, 最低使用温度を評価したうえで, 設定可能であるかを判断する。

評価条件: これまで実施した監視試験により評価した関連温度移行量が, 国内脆化予測法による予測の範囲内にあることを確認する。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(2007/2013)

原子炉压力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

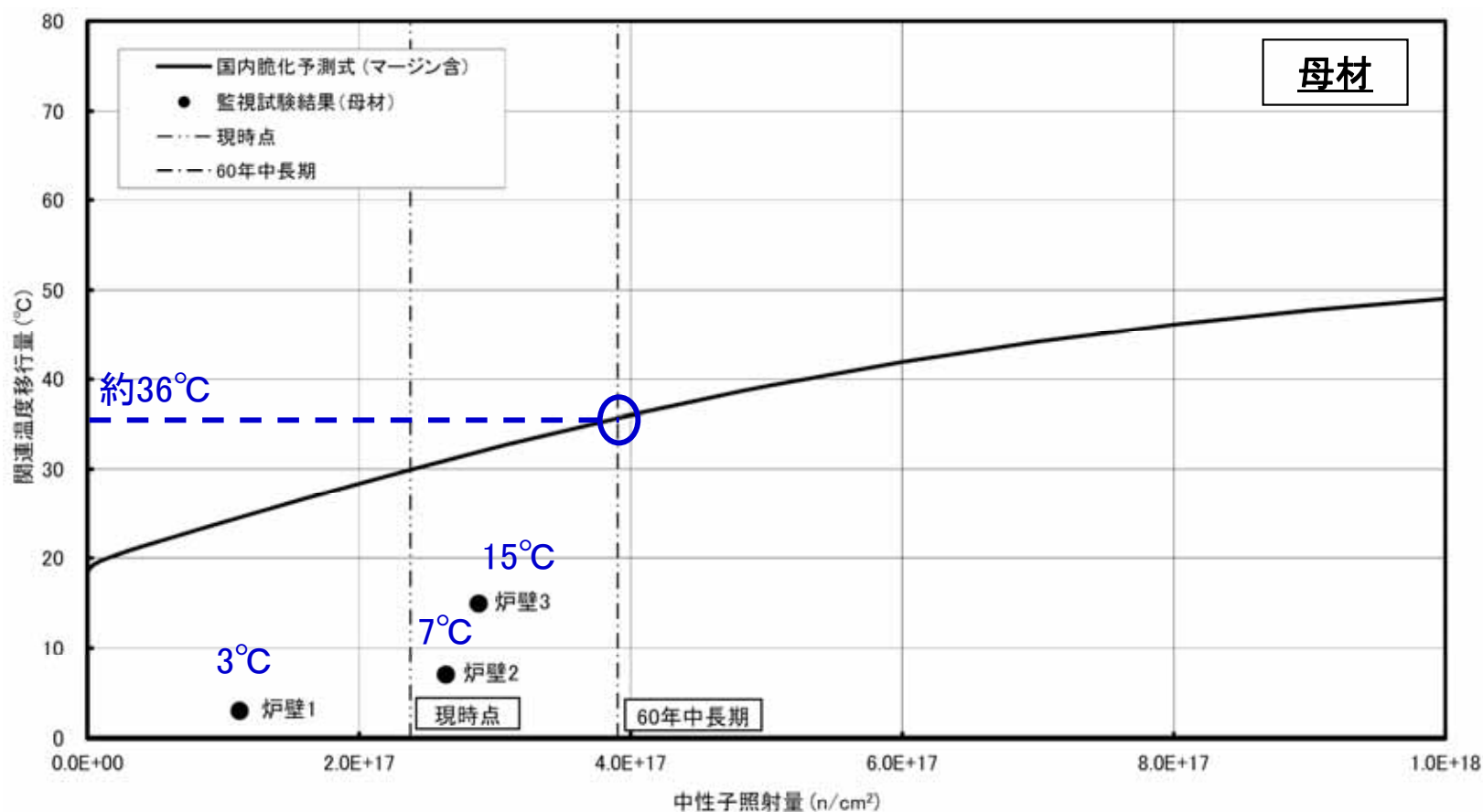
監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1MeV]	関連温度移行量(°C)			関連温度(°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-	-	-	-25*2	-25*2	-25*2
第1回 (加速)	1981年9月	5.30 (29.9EFPY*1)	4	2	11	-21	-23	-14
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-1	9	-22	-26	-16
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64 (21.4EFPY*1)	7	0	20	-18	-25	-5
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-2	-5	-10	-27	-30

*1: 監視試験片位置の中性子束から, 設備利用率を80%として原子炉压力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材, 溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用

2.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価条件)

- ・国内脆化予測法による予測と、第1回加速試験を除く第2回から第4回監視試験結果の関係を下図に示す。
- ・関連温度移行量の予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認した。
- ・60年時点での関連温度移行量の予測値は下図より約36°Cとなる。



関連温度移行量の国内脆化予測式による予測と監視試験結果の関係(母材の例)

2.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(評価結果)



国内脆化予測法による運転開始後60年時点での関連温度予測値は、最大値11℃となり、余裕(26℃)を見込んだ結果、**胴の最低使用温度は最大値37℃**となった。

$$\text{関連温度} = \text{関連温度初期値} + \text{関連温度移行量(予測値)} = (-25^{\circ}\text{C}) + 36^{\circ}\text{C} = 11^{\circ}\text{C}$$

$$\text{最低使用温度} = \text{関連温度} + \text{余裕} = 11^{\circ}\text{C} + 26^{\circ}\text{C} = 37^{\circ}\text{C}$$

原子炉压力容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

評価時期	材料	関連温度初期値(°C)	関連温度移行量*1(°C)	関連温度(°C)	余裕 ($T - RT_{NDT}$) (°C)	胴の最低 使用温度(°C)	
2016年 11月時点	母材	-25*2	30	5	26	31	
	溶接金属	-25*2	27	2			
	熱影響部	-25*2	30	5			
運転開始後 60年時点	母材	-25*2	36	11		26	37
	溶接金属	-25*2	31	6			
	熱影響部	-25*2	36	11			

*1: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値

*2: JEAC4206附属書E-5000に基づき算出した関連温度初期値のうち母材、溶接金属及び熱影響部の中での最高値を適用(当該の部材については母材及び熱影響部は-32℃、溶接金属は-43℃)

2.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(追加評価)



これまでの最低使用温度の評価は監視試験片を取り出した部位でおこなってきたが、劣化状況評価では炉心領域の部位ごとに評価することとした。その結果、監視試験に基づく結果(最大値11 °C)よりも**関連温度が高い部位(最大値27 °C)**が抽出された。

原子炉压力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量*1(°C)	関連温度(°C)
原子炉压力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	51	19
	3-3	7C330-1-2	-32	36	4
	4-4	7C788-1-2	-25	42	17
原子炉压力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	40	8
	4-2	7C234-1-2	-32	56	24
	4-3	7C247-1-2	-32	55	23
低压注水ノズル (コーナ一部)	A	10596-1-3	-28	52	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	55	27

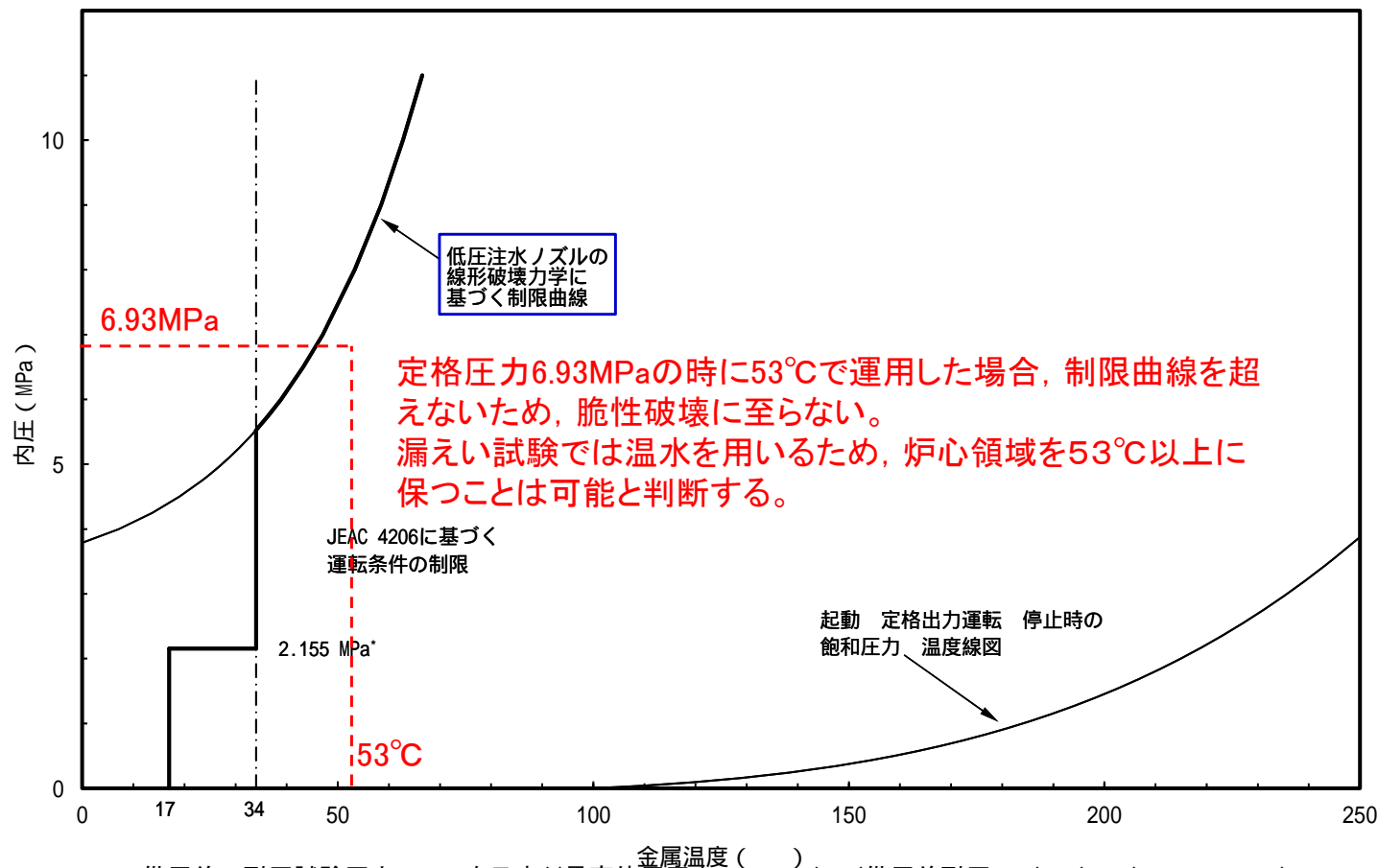
部位	溶接金属		関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量*1(°C)	関連温度(°C)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉压力容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低压注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*1: 原子炉压力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値, ただし低压注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり, Bノズルを代表として実施

2.3 中性子照射脆化－①最低使用温度の評価(運用について)

- ・原子炉圧力容器胴部の温度が低い状態で、圧力を上げる操作として、プラント停止時における、漏えい試験(原子炉圧力を定格(6.93MPa)まで上げた状態で、漏えいのないことを確認する試験)があげられる。
- ・60年時点での最低使用温度を考慮しても、下図に示す制限曲線を超えないように漏えい試験を実施することで、脆性破壊を防止することが可能となる。



*: 供用前の耐圧試験圧力の20%を示す((最高使用圧力8.62 MPa) × (供用前耐圧1.25) × (20%) = 2.155 MPa)

原子炉圧力容器の圧力・温度制限曲線(60年時点)(低圧注水ノズル, 漏えい試験時)

<上部棚吸収エネルギー評価>

- ・監視試験片において、未照射時のシャルピー衝撃試験によるエネルギー初期値を評価するとともに、各回の監視試験においてもエネルギー実測値を評価している。
- ・60年時点の予測では国内予測式を適用しており、第4回までのエネルギー実測値の多くが初期値を上回っているため、保守的評価としてマージンに標準偏差の2倍を適用している。

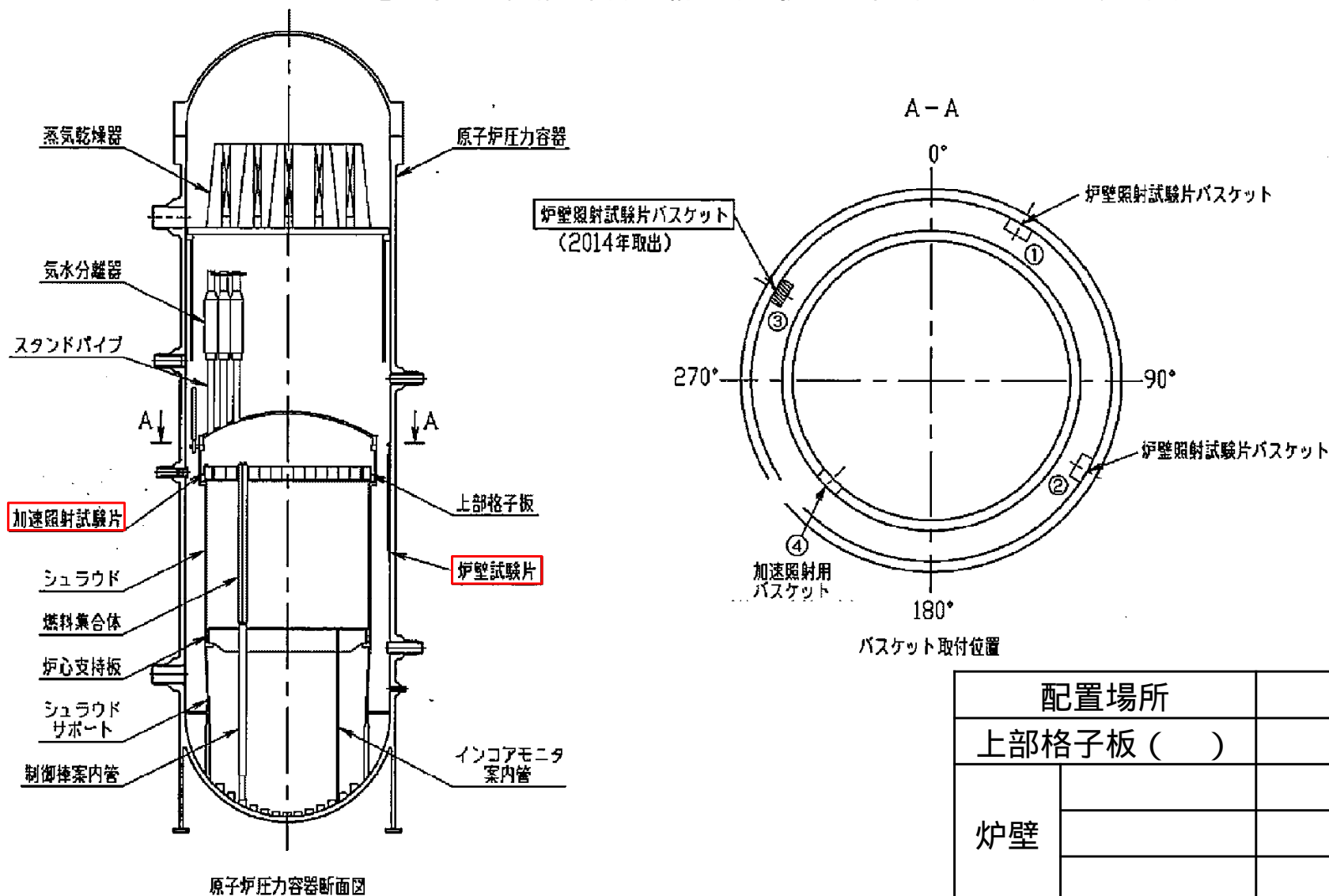
監視試験結果(上部棚吸収エネルギー)

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部
初期値	—	0	202	188	205
第1回 (加速)	1981年9月	5.30	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986年2月	1.12	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998年1月	2.64	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014年2月	2.88	220	215	240

2.3 中性子照射脆化—追加保全策(監視試験片)

○東海第二発電所の原子炉圧力容器は日立製作所製であり、中性子照射脆化の状況を確認するための監視試験片は、発電所建設時に原子炉圧力容器内面に4カプセル(加速照射試験片1カプセル含む)装荷している。 *

*「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日、通商産業省告示501号)」に基づき実施



2.3 中性子照射脆化－監視試験結果



○原子炉圧力容器内面に装荷した監視試験片を使用して、JEAC4201等の規程に従い、これまで計4回の監視試験を実施している。監視試験結果を以下に示す。

原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化に対する監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(°C)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
			関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度			
関連温度 初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

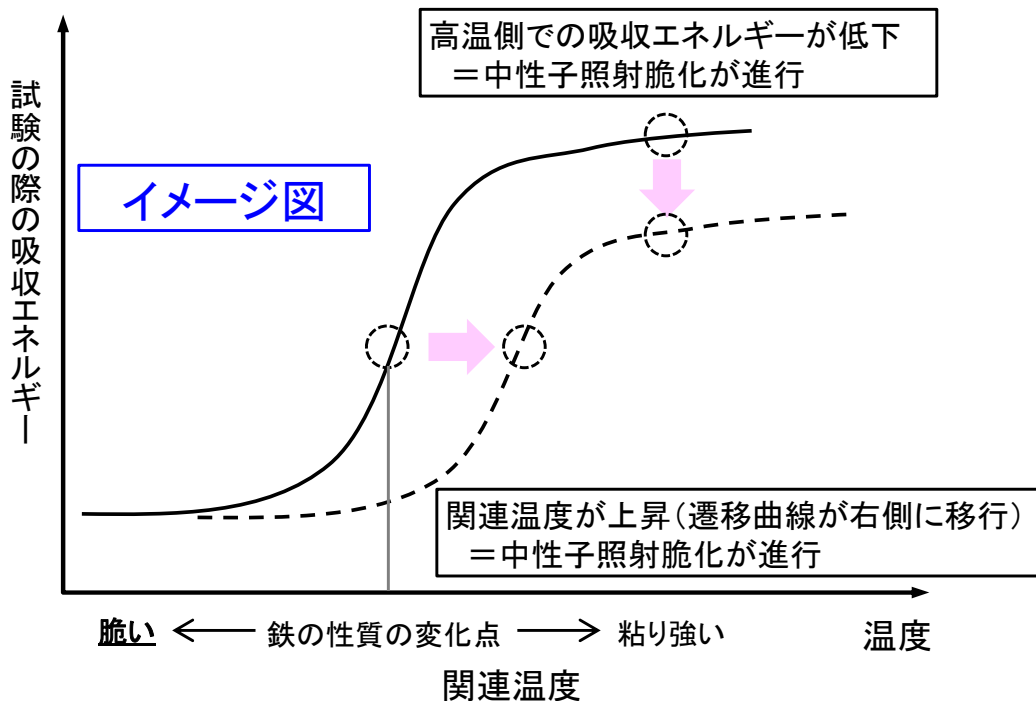
*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: 建設時にRT_{NDT}を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の中の最高値を適用

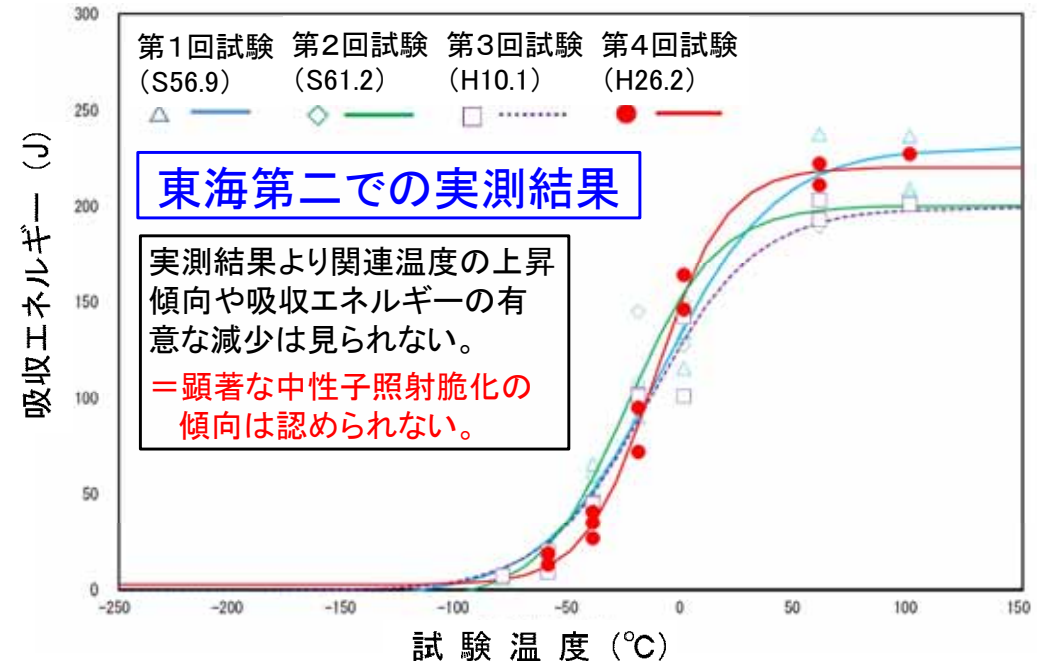
2.3 中性子照射脆化—シャルピー—衝撃試験結果

- 一般に、中性子照射量が多くなるにつれて原子炉圧力容器の中性子照射脆化が進み、関連温度*1の移行量*2が増加するなどして**関連温度が上昇し、遷移曲線が右側に移行する**。また、高温側での**上部棚吸収エネルギー*3が低下**するとされている。
- 一方で、東海第二発電所の監視試験片による**シャルピー—衝撃試験結果より、関連温度の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている**。

- *1 関連温度(遷移温度) : 低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点であり、金属破壊の挙動が延性から脆性に遷移する温度
- *2 関連温度の移行量 : 未照射材と照射材の関連温度(遷移温度)の差
- *3 上部棚吸収エネルギー : 高温側での吸収エネルギー



中性子照射に伴う関連温度と粘り強さ、吸収エネルギーの関係



監視試験片の実測結果※(母材)

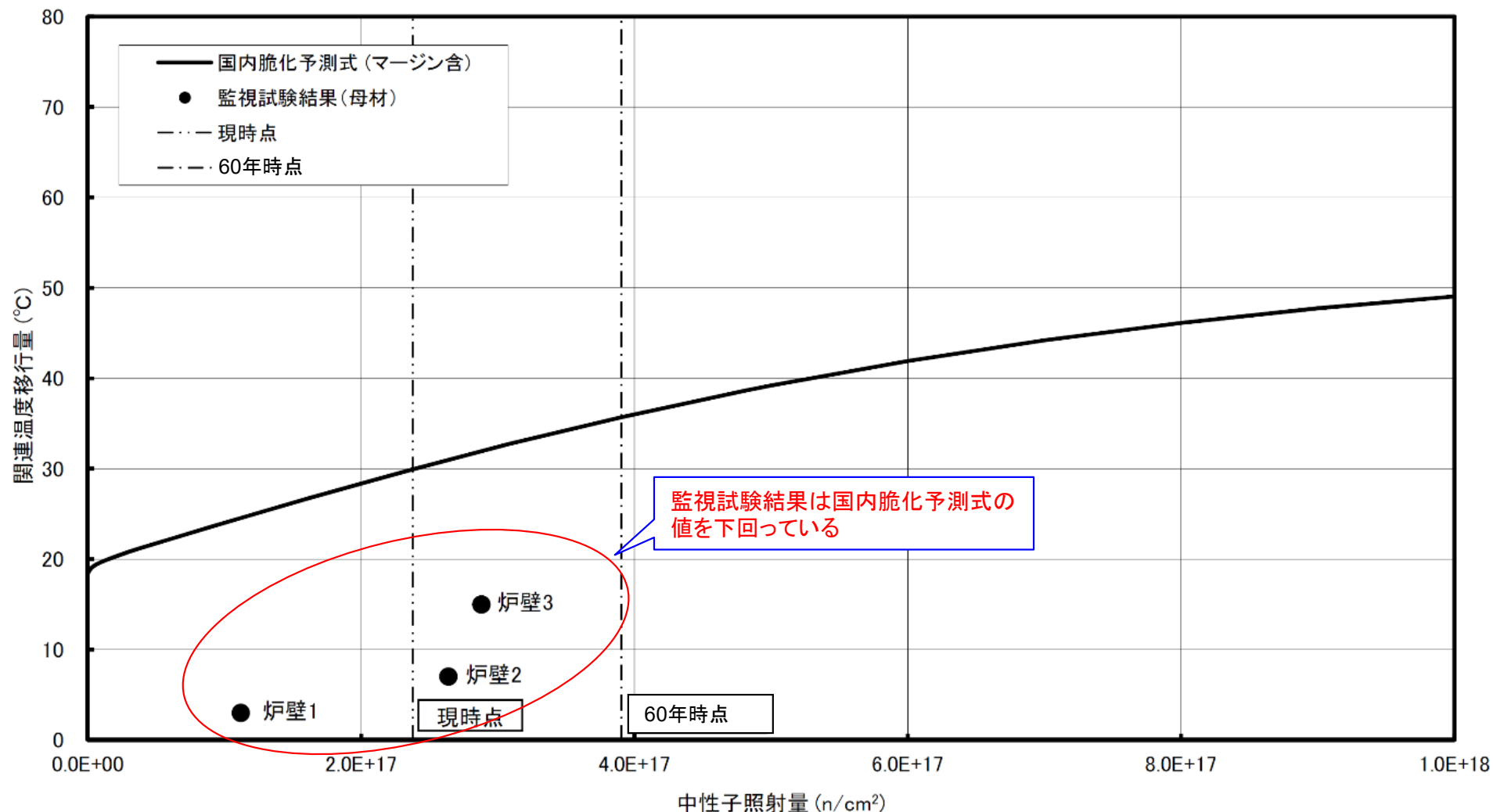
※溶接金属及び熱影響部については別紙1参照

2.3 中性子照射脆化

—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(1/3)



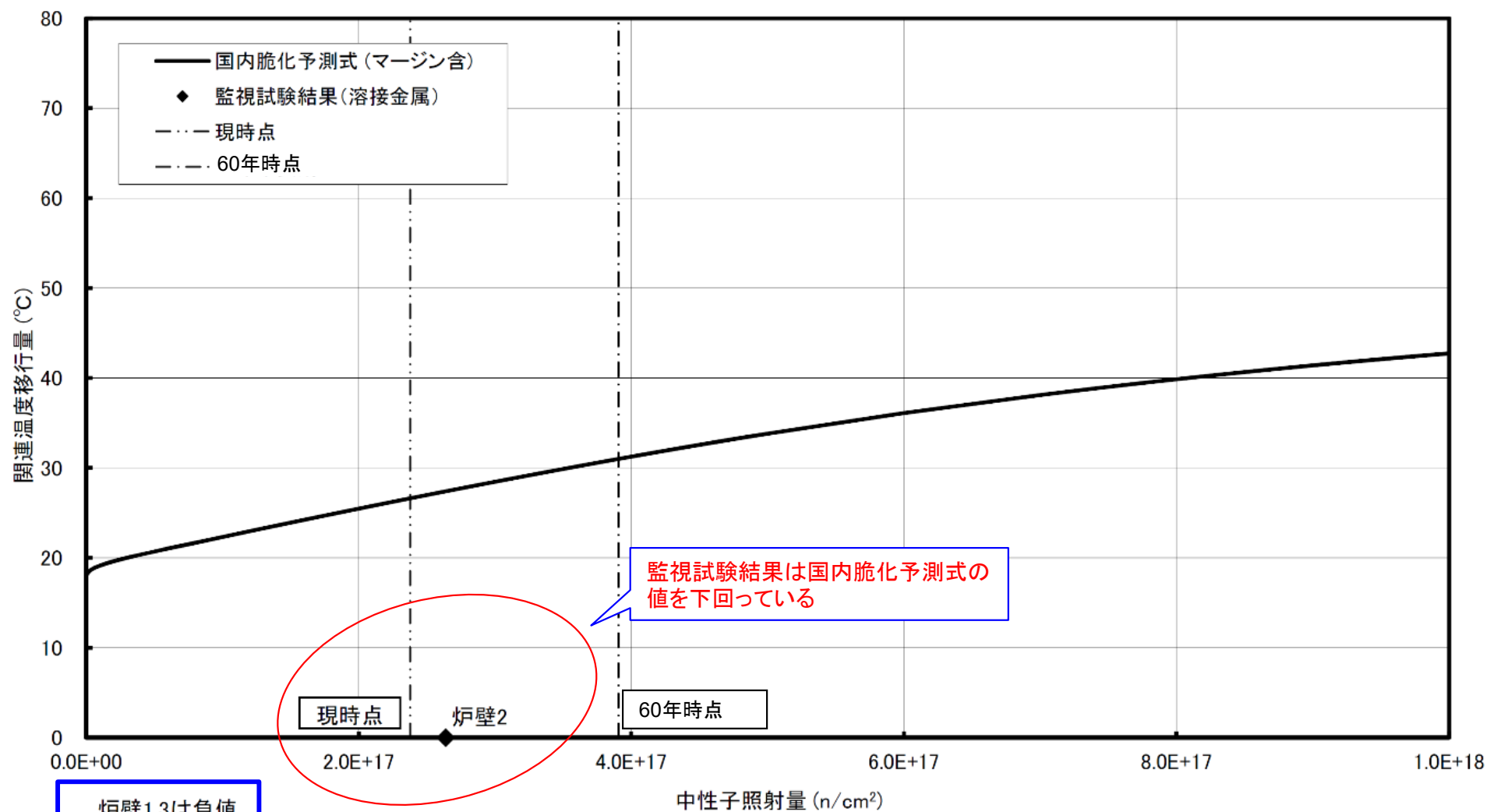
- 監視試験結果と関連温度予測値の結果から、原子炉圧力容器の各部位(母材, 溶接金属, 熱影響部)について、中性子照射脆化は国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認している。



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

2.3 中性子照射脆化

—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(2/3)

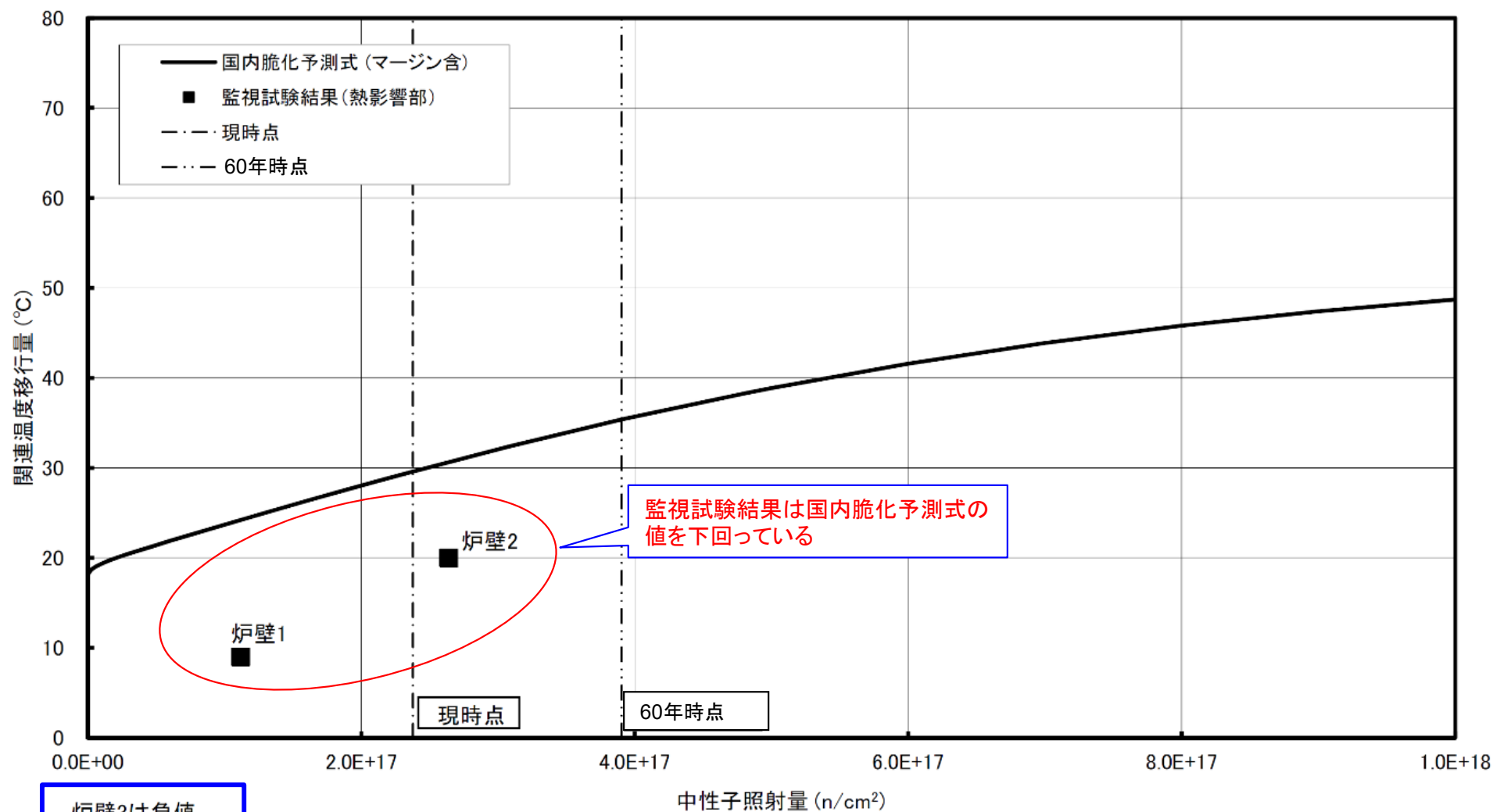


炉壁1の中性子照射量: 1.12×10^{17} n/cm²
炉壁3の中性子照射量: 2.88×10^{17} n/cm²

JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(溶接金属)

2.3 中性子照射脆化

—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(3/3)



炉壁3の中性子照射量: 2.88×10^{17} n/cm²

JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(熱影響部)

2.3 中性子照射脆化

—監視試験結果に基づく60年時点における胴の最低使用温度



○前頁に示した監視試験結果と国内脆化予測法の関係より、試験結果を包含する国内脆化予測法を用いて原子炉圧力容器胴部の最低使用温度を算出する。(別紙2参照)

○原子炉圧力容器の胴の関連温度は、2016年11月時点で約5°C、**運転開始後60年時点で約11°C**。これにより、胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージンとして**余裕26°Cを考慮して**、2016年11月時点で31°C、**運転開始後60年時点で37°C**となった。

監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の評価結果(国内脆化予測法)

部位		A 関連温度 初期値(°C)	B 関連温度 移行量(°C)*	C=A+B 関連温度(°C)	D 余裕* T-RT _{NDT} (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
2016年 11月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11	26	37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

*：保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

※関連温度移行量については、保守的に小数点以下を切り上げて評価している。
 <2016年11月時点> 母材:30.0 °C, 溶接金属:26.6 °C, 熱影響部:29.6 °C
 <運転開始後60年時点> 母材:35.7 °C, 溶接金属:31.0 °C, 熱影響部:35.3 °C

2.3 中性子照射脆化 —60年時点の最低使用温度評価

○監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用しているが、原子炉圧力容器や溶接金属の部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分量は異なるため、**部位ごとの関連温度移行量を規格*に基づき算出し、最低使用温度を評価する。**

<母材>

部位		識別番号
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B, C	11035-1-3*2

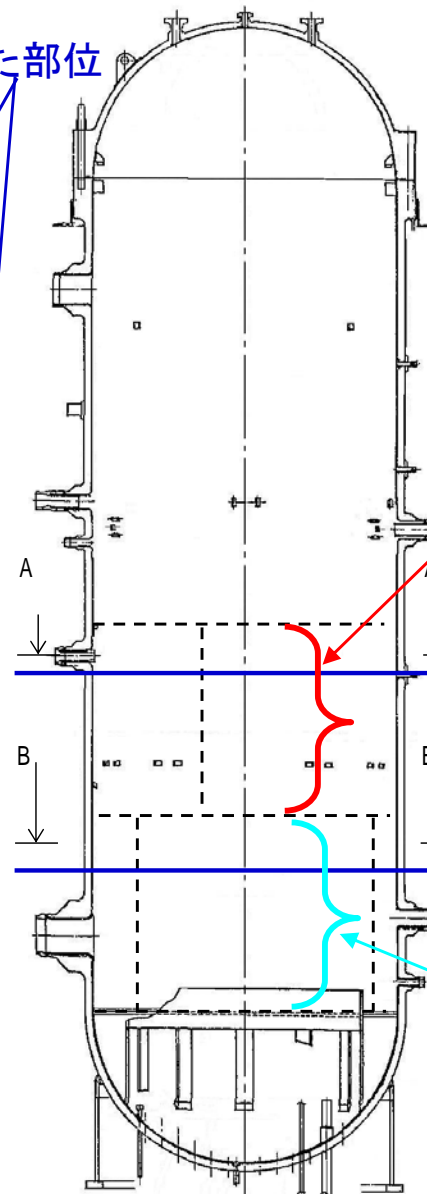
*1:ノズルコーナー部は 1.0×10^{21} n/m²未満

*2:Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

<溶接金属>

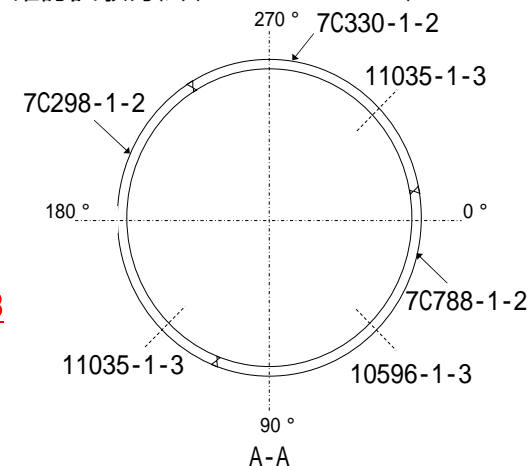
部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205

監視試験片を取り出した部位



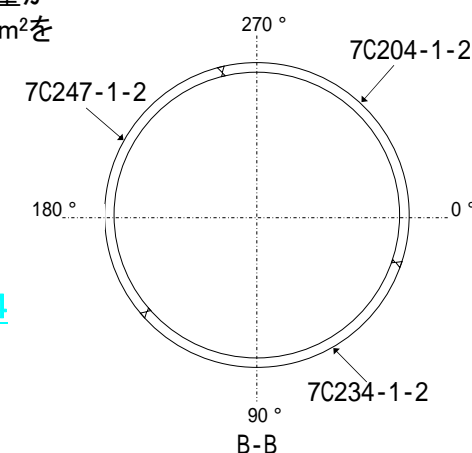
*:日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),

日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)



炉心領域3

中性子照射量が
 1.0×10^{21} n/m²を
超える範囲



炉心領域4

2.3 中性子照射脆化 —各部位の材料成分

○各部位の材料成分は以下のとおりであり、最低使用温度の評価に適用している。

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(母材)

部位	チャージNo	化学成分 (mass%) *				
		Cu	Ni	P	Si	
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低圧注水ノズル	A	10596-1-3				
	B,C	11035-1-3				

*1: Bノズル及びCノズルは同一チャージであり、Bノズルを代表として実施

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(溶接金属)

部位	溶接材料		化学成分 (mass%) *			
	Y-204	YF-200	Cu	Ni	P	Si
原子炉圧力容器胴	D51852	2X23-02205				
	D53040	1810-02205				
	D57310	2X23-02205				
	D57310	3330-02205				
低圧注水ノズル	D53040	3818-02205				
	D60468	3818-02205				

監視試験片を取り出した部位
(関連温度の評価は全ての部位で実施。)

※原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分は、比較的不純物が少ない。
JISによる化学成分は以下のとおり。

	Cu	Ni	P	Si
SS400*2				
SQV1A*3				

*2: 一般構造用圧延鋼材(JIS G 3101(2015))

*3: 圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板(JIS G 3120(2014))

2.3 中性子照射脆化

—60年時点の関連温度の算出



○評価手法: 炉心領域にある全ての部位について60年時点の関連温度を算出した。

○評価結果: 低圧注水ノズル(コーナー部)が最も高い部位(最高値27℃)として抽出された。

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	51	19
	3-3	7C330-1-2	-32	36	4
	4-4	7C788-1-2	-25	42	17
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	40	8
	4-2	7C234-1-2	-32	56	24*3
	4-3	7C247-1-2	-32	55	23
低圧注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	52	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	55	27*3

部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11*3
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値, ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値
(JEAC4201-2007/2013, JEAC4206-2007)

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり, Bノズルを代表として実施

*3: 部位ごとに最も高い関連温度を用いて最低使用温度を評価する。

2.3 中性子照射脆化

—60年時点の評価結果まとめ



- 評価手法: 炉心領域にある全ての部位*について最低使用温度を算出した。
- 評価結果: 下表に示す通り, 60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53°Cと算出された。
- 保守性 : 監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて, 材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し, 最も高い最低使用温度を算定するとともに, 特別点検において炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったものの, き裂が発生したことを仮定した評価を行っていることから, 評価には保守性を有する。

*: 中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と, 中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

部位ごとの原子炉圧力容器の最低使用温度の評価結果(まとめ)

部位			識別番号	A 関連温度 初期値(°C)	B 関連温度 移行量(°C)	C=A+B 関連温度 (°C)	D 余裕* T-RT _{NDT} (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	原子炉圧力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお, 特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

2.3 中性子照射脆化

—最低使用温度の選定と運転管理への反映



○(1)の監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴部の評価結果と、(2)の監視試験の代表性及び保守性の比較により、**運転開始後60年時点の最低使用温度は、(2)の部位ごとの評価結果に基づく53°Cが最も高いことを確認した。**

○本結果に基づき、**原子炉圧力容器等の最低使用温度を53°Cと決定している。**

○今後の発電所の運転管理において、プラントの起動時・停止時等で原子炉圧力容器温度が低温かつ原子炉圧力の昇圧前又は降圧後において*、**この最低使用温度(53°C)を上回る温度管理は十分に可能であることを確認している。(次頁参照)**

*原子炉圧力が高圧の運転期間中は冷却材温度が100°Cを上回り、原子炉圧力容器温度は最低使用温度を十分上回る。

60年時点の原子炉圧力容器の最低使用温度の
監視試験結果に基づく評価結果と部位ごとの評価結果の比較

	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量(°C)	関連温度 (°C)	余裕 $T-RT_{NDT}$ (°C)	最低使用温度 (°C)
監視試験結果に 基づく評価結果 (母材, 熱影響部)	-25	36	11	26	37
部位ごとの評価結果 (低圧注水ノズル (コーナー部))	-28	55	27	26	53

2.3 中性子照射脆化

ープラントの起動時における最低使用温度管理について



- 東海第二発電所はBWRであり、原子炉水の温度上昇に伴い昇圧することから、最低使用温度が100°C未満であれば管理可能であるが、原子炉起動時は原子炉圧力容器(原子炉水)の加熱に長時間を要する場合が想定される。
- 至近の運転サイクルの起動曲線実績より、原子炉水温度の実績は60年時点の最低使用温度53°Cを上回る約58°C～約60°Cに上昇できていることから、今後最低使用温度53°Cを設定しても運用上問題ないと判断する。

2.3 中性子照射脆化

－5回目の監視試験を行う場合の対応方針



○今後の50年目の高経年化技術評価の実施にあたり、5回目の監視試験については、試験済みの監視試験片を再生して実施*する。

* 日本電気協会電気技術規程「JEAC4201－2007 原子炉構造材の監視試験方法」に基づき実施

○5回目の監視試験の実施時期については、保守管理に関する方針に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画とする。

○なお、最も照射を受けた4回目の監視試験結果より、母材の方が熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものと考える。

最も照射を受けた4回目の監視試験結果等より、母材、溶接金属及び熱影響部の評価については母材の評価で代表することが妥当と判断している。

○(1)に示した監視試験結果のとおり、関連温度移行量は、4回目(炉壁3)の溶接金属及び熱影響部について負の値であり、脆化の影響を受けていない。

○(1)に示した60年時点の関連温度評価より、熱影響部の関連温度移行量が母材より小さいことを確認していることから、熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられる。

○熱影響部の監視試験結果は、ばらつく傾向もあるが、他プラントのデータからも母材の監視試験結果にて包絡される傾向が得られている。

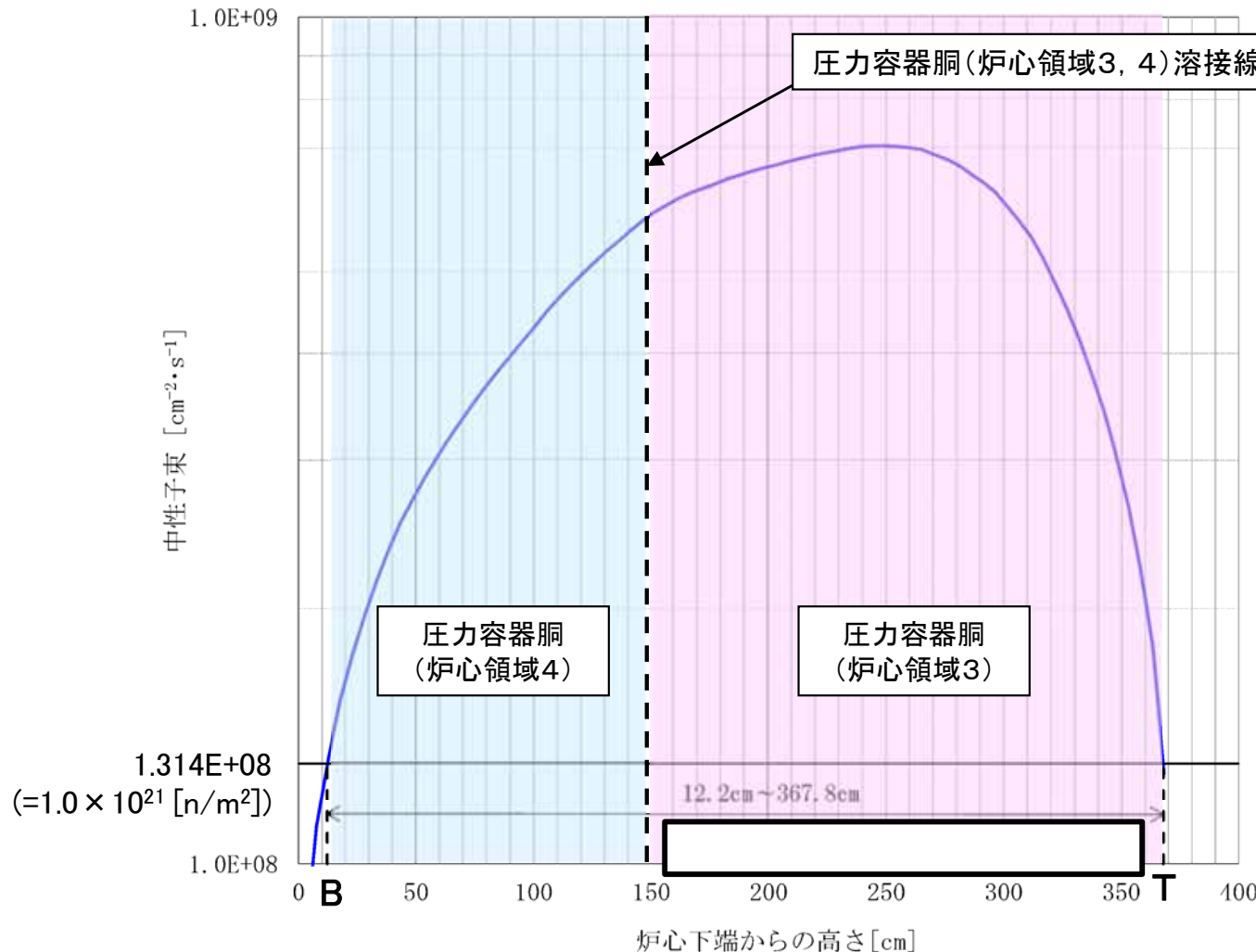
○関連温度及び最低使用温度の評価には保守性(別紙4)を見込んでおりプラントの管理上問題はない。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

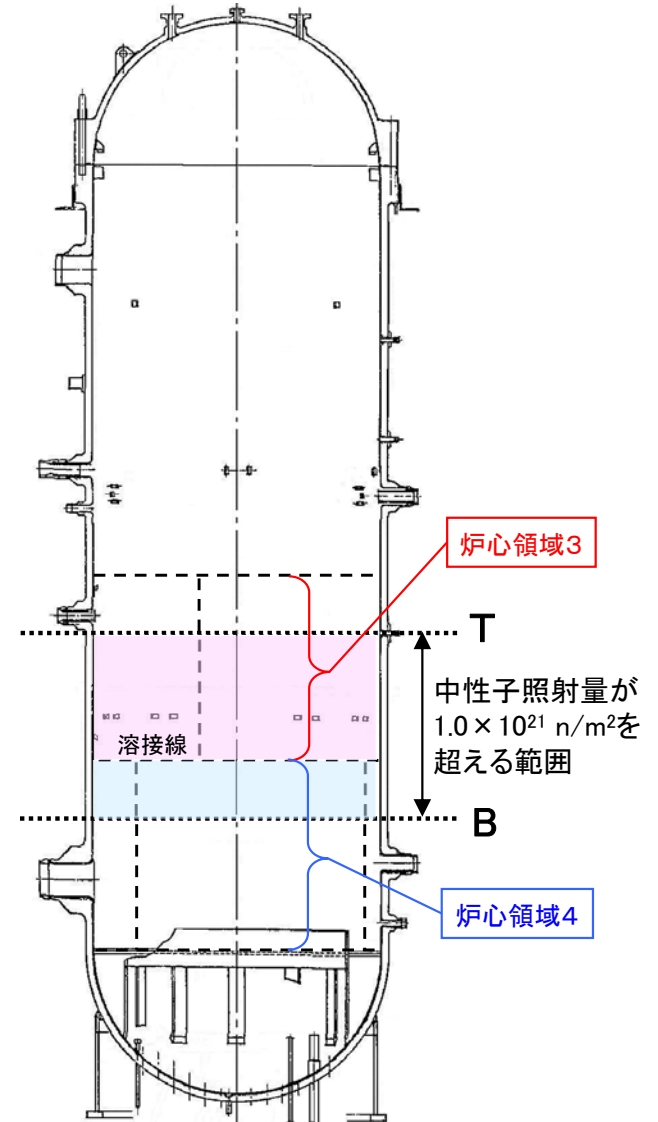
2.3 中性子照射脆化－燃料有効長頂部位置データ不整合の影響 (原子炉圧力容器内の中性照射量分布(軸方向)と評価上の扱い)



- 原子炉圧力容器内表面における中性子束(中性子照射量)は、監視試験片の照射量実測値に基づく解析評価により、監視試験片が取り付けられている圧力容器胴(炉心領域3)において最大となる。
- 圧力容器胴の中性子照射量の評価では燃料有効長頂部位置データを用いておらず、また保守的に圧力容器胴(炉心領域3)の最大値を一律適用していることから、軸方向の燃料有効長頂部位置データの不整合が評価に影響することはない。



原子炉圧力容器内表面における中性子束($E > 1$ MeV)の上下方向分布
(運転開始後60年時点で 1.0×10^{21} n/m²を超える範囲)



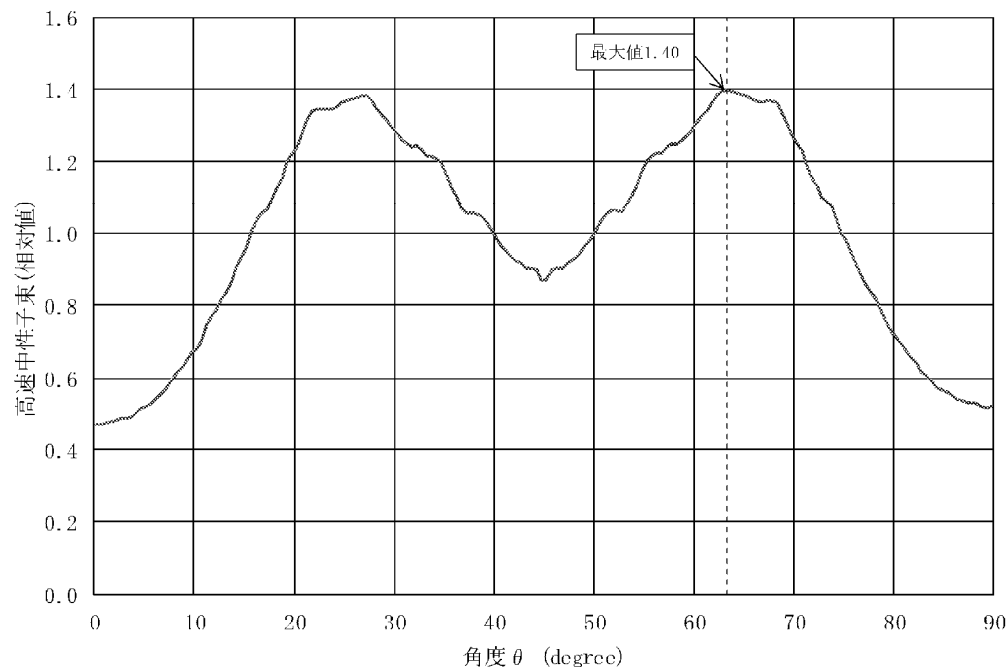
2.3 中性子照射脆化－燃料有効長頂部位置データ不整合の影響 (原子炉圧力容器内の中性照射量分布(円周方向)及びまとめ)



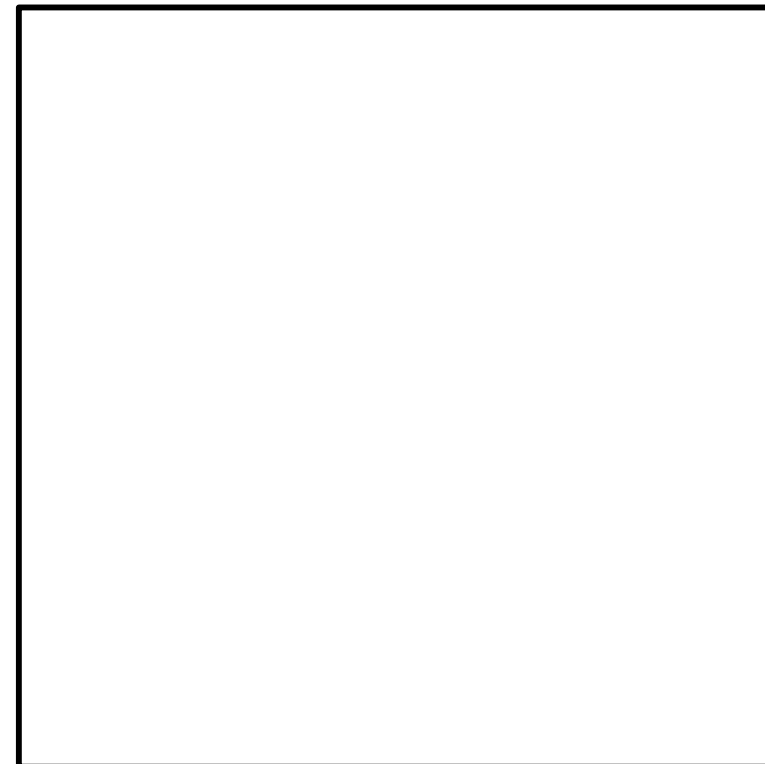
- 原子炉圧力容器内面の円周方向の中性子束分布は、燃料集合体が原子炉圧力容器・シュラウドに近い位置では中性子束は高くなり、遠い位置では低くなる。
- 燃料集合体上下方向の燃料有効長範囲では燃料集合体の形状及び配置は同じであるため、燃料集合体位置と中性子束分布の相対的な大小関係は、炉心中央部及び炉心上部で傾向として変わることはない。これにより、円周方向の中性子照射量についても、当該データの不整合が評価に影響することはない。



以上のとおり、中性子照射量評価では燃料有効長頂部位置データを用いておらず、保守的に軸方向最大値を適用しており、円周方向の照射量への影響もないことから、燃料有効長頂部位置データの不整合に伴う監視試験の代表性への影響はない。

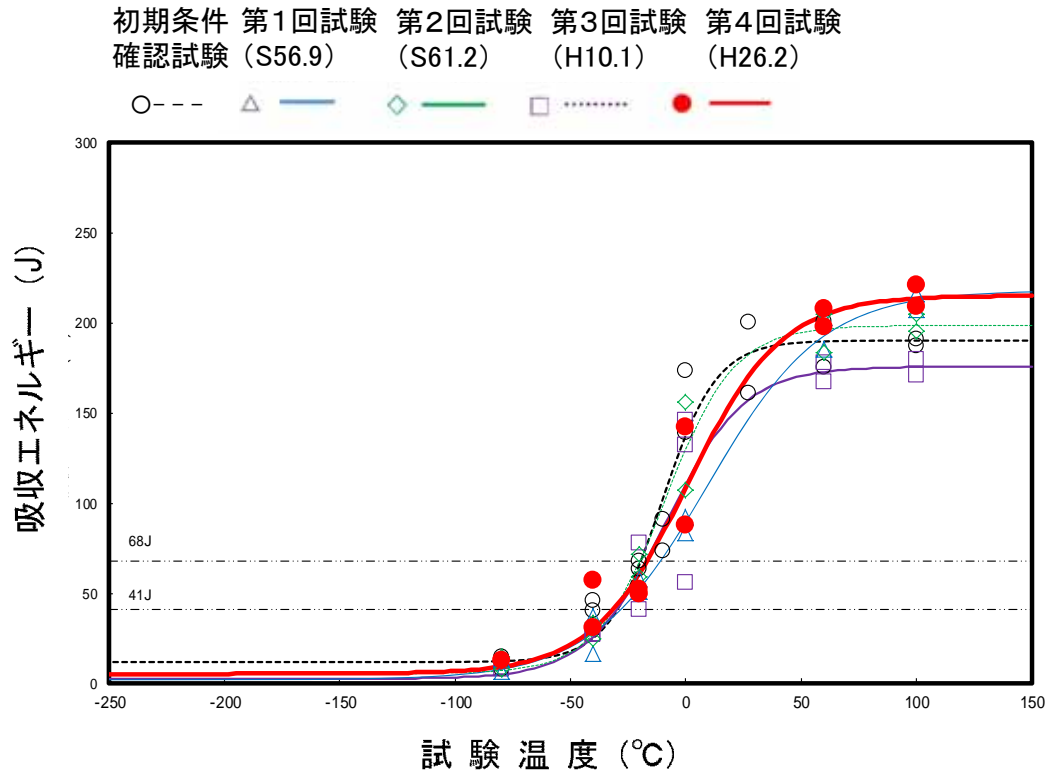


原子炉圧力容器内面における周方向の中性子束計算値
(相対分布)

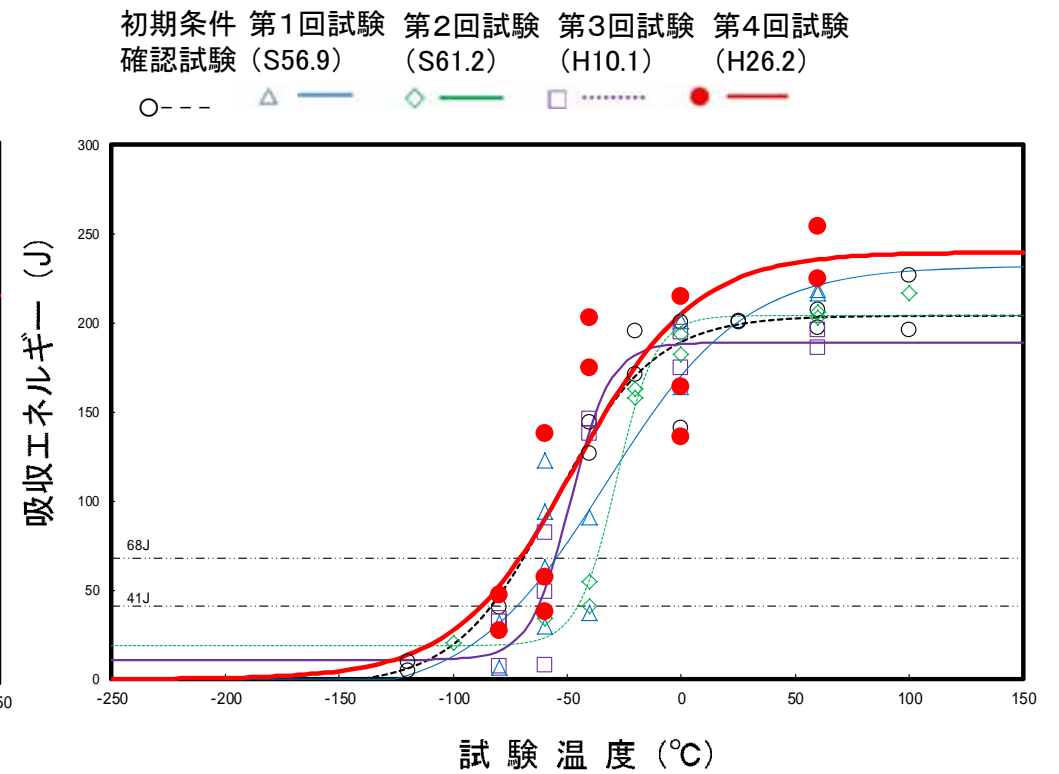


R-θ 計算用の炉心チャンネル毎の相対線源強度

○ 監視試験片の実測結果



実測結果(溶接金属)



実測結果(熱影響部)

○規格*1には、供用期間中の原子炉圧力容器材料の破壊靱性の要求について関連温度を基準として規定されているとともに、関連温度予測値の算出方法についても規定されている。

○圧力容器胴の最低使用温度算出にあたっては、60年時点の関連温度を算出した上で、供用期間中の圧力容器胴の破壊靱性要求を満足する温度(最低使用温度)を算出する。流れを以下に示す。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),
日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

① 圧力容器胴の60年時点の関連温度を算出 (JEAC4201-2007/2013)・・・(C=A+B)

60年時点の関連温度(C) = 関連温度初期値(A) *² + 60年時点の関連温度移行量予測値(B) *³

*2: JEAC4206-2007附属書Eに基づき算出 *3: JEAC4201-2007/2013附属書Bに基づき算出



② 圧力容器胴に仮想的に欠陥を想定した際の破壊靱性に対する要求温度を算出・・・(D)

(1) 関連温度を基準にした温度の関数として、破壊靱性値 K_{IC} が規定されている。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

(2) 最大仮想欠陥の深さとして「板厚 t の $1/4$ 」を想定した際の、応力拡大係数 K_I を算出する。

(3) 想定欠陥による脆性破壊が生じないためには、(2)で得た応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{IC} の関係は、 $K_I \leq K_{IC}$ を満足する必要がある。(1)の式を変形して $K_I \leq K_{IC}$ を満足する余裕 $(T - RT_{NDT})$ として算出する。

$$T - RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln((K_I - 36.48) / 22.78)$$



③ 胴の最低使用温度を算出・・・(C+D)

最低使用温度として、①で得た圧力容器胴の60年時点の関連温度と、②で得た圧力容器胴の破壊靱性に対する要求温度を足し合わせる。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(1/2)

○規格*に基づき, 中性子照射による関連温度移行量の予測方法が以下のとおり規定されている。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)

1. 関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + M_R
2. ΔRT_{NDT} 計算値を, 附属書表B-2100-2(沸騰水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値)を用いて、以下手順で求める。
 - ① 計算に使用する中性子束 Φ_c に最も近い中性子束 Φ_a, Φ_b ($\Phi_a < \Phi_c < \Phi_b$)の表を選定。
 - ② 両表に対して、計算に使用するEFPY $_c$ に最も近いEFPY $_1, \text{EFPY}_2$ (EFPY $_1 < \text{EFPY}_c < \text{EFPY}_2$)における ΔRT_{NDT} 計算値を計算。銅及びニッケルの含有量に対しては比例法で補完して計算。
 - ③ EFPY $_1, \text{EFPY}_2$ における中性子束 Φ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}, \Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}i,c} = \Delta RT_{\text{NDT}i,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}i,b} - \Delta RT_{\text{NDT}i,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

- ④ EFPY $_c$ に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\text{Log EFPY}_2 - \text{log EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1)$$

3. 求めた ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)に $+M_R$ を足し合わせる。(規格に基づき, $M_R = 22$)

次ページに、一例として、運転開始後60年時点における原子炉压力容器胴(炉心領域4: 部位4-2)の関連温度移行量の算出過程を示す。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(2/2)

評価条件及び附属書表B-2100-2の「EFPY」「Cu」読み値並びに「Ni」を比例補間した値は以下のとおり。

- ・EFPY: 38.94
- ・化学成分: Cu··%, Ni··%
- ・関連温度初期値: -32 °C
- ・板厚t: t= mm
- ・板厚t の1/4深さ位置a: mm
- ・板厚t の1/4深さ位置での中性子束: $\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$

JEAC4201[2013年追補版]の脆化予測評価表 (対応する中性子束 n/cm ² /s)		EFPY	Ni (mass%)		
			<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
附属書表 B-2100-2(3/14)	2×10^8 (ϕ_a)	32 (EFPY ₁)		$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$
		40 (EFPY ₂)		$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$
附属書表 B-2100-2(4/14)	4×10^8 (ϕ_b)	32 (EFPY ₁)		$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$
		40 (EFPY ₂)		$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}} (\text{°C})$

EFPY₁, EFPY₂における中性子束 ϕ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}$, $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を算出。

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}1,b} - \Delta RT_{\text{NDT}1,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi_c - \log \phi_a)$$

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \text{} + \frac{\text{>}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) = \text{}$$

同様に $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$ を計算。 $\Delta RT_{\text{NDT}2,c} = \text{}$

$$\begin{aligned} \Delta RT_{\text{NDT}c} &= \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1) \\ &= \text{} + \frac{\text{>}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) = \text{} \quad 34 \end{aligned}$$

よって、関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$) + $M_R = 34 + 22 = 56$

○評価部位の選定

⇒JEAC4201より監視試験の対象は中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ を超える範囲とされている。今回、そのしきい値未満の部位(低圧注水ノズル)も評価対象に加えている。

○脆化予測式の値の採用

＜本文「60年時点の最低資料温度評価」参照＞

⇒監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて関連温度を評価している。この時、実際に行った監視試験結果より厳しい国内脆化予測式に基づく値を採用している。

○関連温度の評価

＜本文「国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係」参照＞

⇒材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し、最も高くなる部位を抽出した。この部位は低圧注水ノズルであり、実際には中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ 未満である。

○最低使用温度の評価

＜本文「60年時点の最低使用温度評価」～「60年時点の評価結果まとめ」参照＞

⇒き裂(板厚の1/4(低圧注水ノズルは1/16)の深さの欠陥)が発生したことを仮定した場合の温度(余裕 $T-RT_{\text{NDT}}$)を算定し、これを関連温度に加え原子炉圧力容器の最低使用温度を評価した。なお、特別点検を実施し溶接金属、熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったことを確認している。

＜本文「60年時点の関連温度の算出」、「60年時点の評価結果まとめ」、別紙2 参照＞

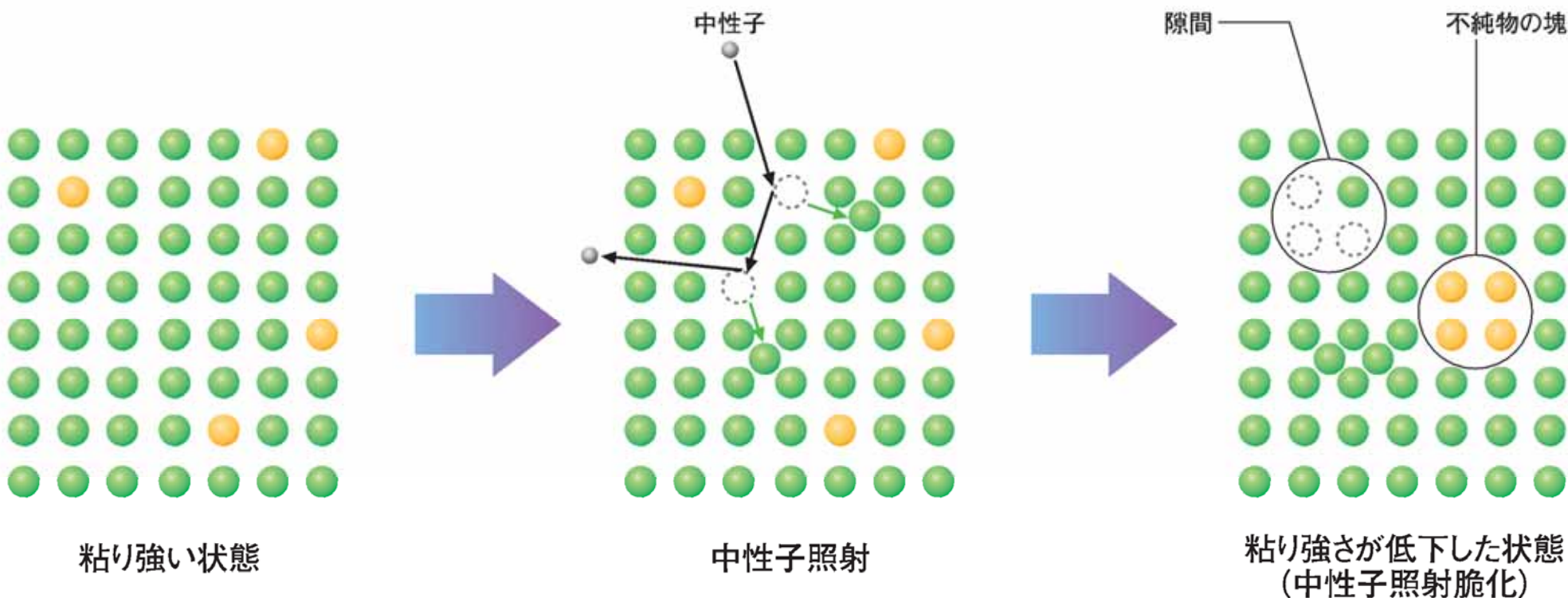
【補足】

実際に原子炉圧力容器内面から取り出した監視試験片の試験結果のばらつきについては、第4回の監視試験片の中性子照射量が比較的小さいことが要因の一つとして考えられる。中でも熱影響部は溶接により組織が複雑に変化していることが考えられ、試験結果のばらつきの傾向が高まることが考えられる。

鉄は、**中性子を受けると粘り強さが低下(脆化)**することがわかっています。これは、鉄を原子レベルで見ると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいますが、**中性子を受けると、鉄原子がはじき出されて隙間ができた**り、**不純物の塊**ができたことにより、規則正しさが乱れるためです。これを「中性子照射脆化」といいます。

中性子照射に伴う原子構造の変化(イメージ)

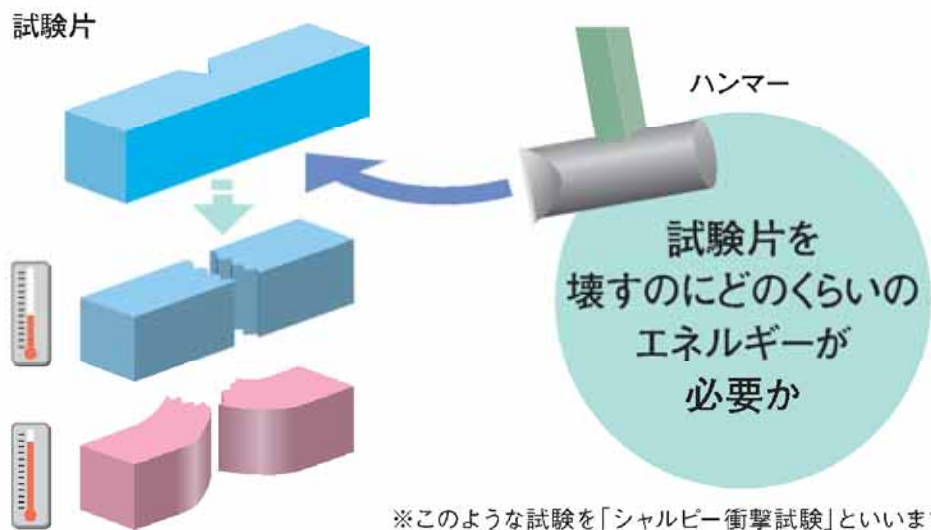
●鉄原子 ○空孔 ●銅原子(不純物原子)



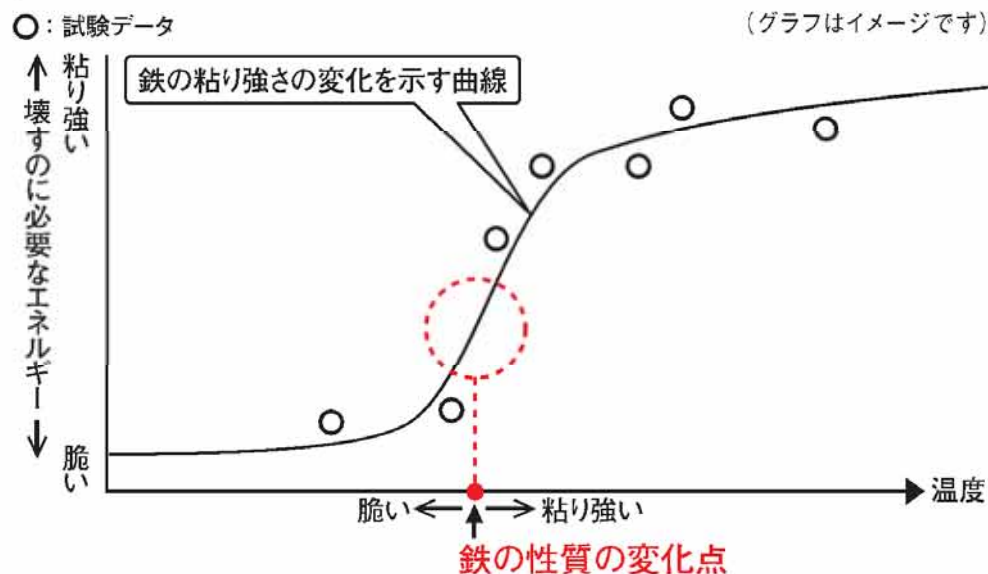
鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化を確認できます。

具体的には、取り出した試験片の温度を様々に変え、衝撃を加えて壊す試験※を行い、試験片を壊すのに必要なエネルギーの量を測定することで確認できます。

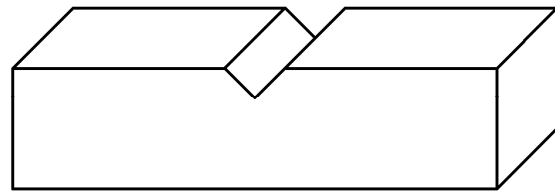
衝撃試験のイメージ



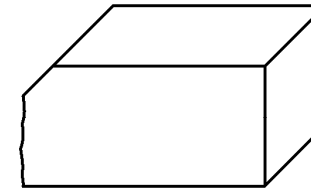
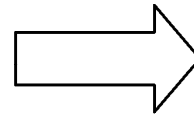
衝撃試験から得られた鉄の性質の変化



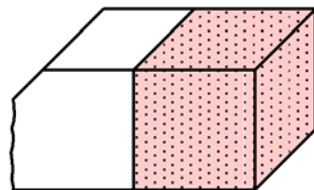
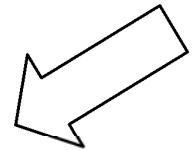
○日本電気協会電気技術規程「JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法」にて、監視試験片の再生が導入されている。再生例は以下のとおり。



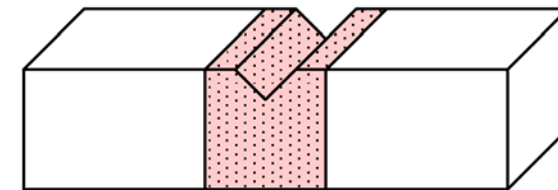
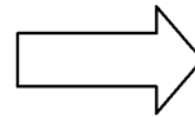
①照射済監視試験片



②試験後の残片を炉内に再装荷し、継続照射



③継続照射後の残片から、再生試験片用の部材を加工



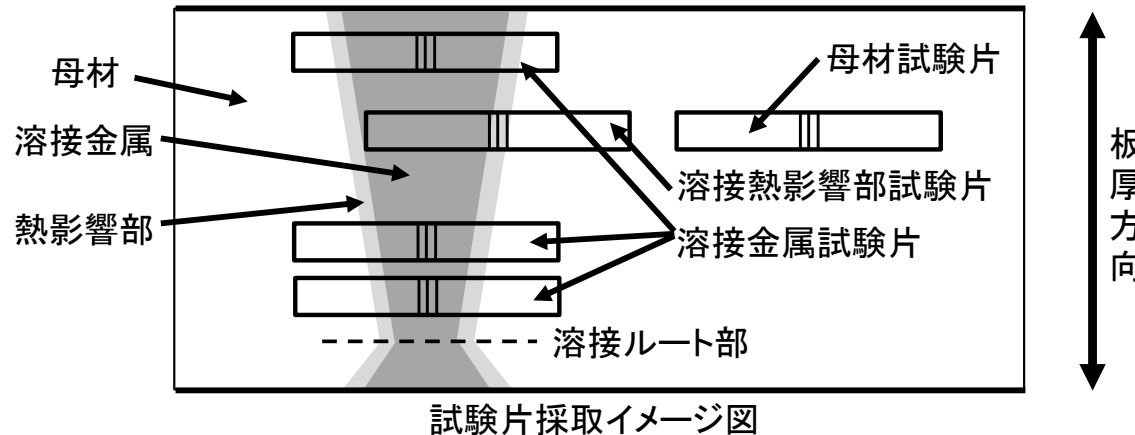
④当該部材の周囲に補完材を接合し、試験片を再生

※出典: JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

○第5回目の監視試験について

●第5回目の監視試験は、第3回の監視試験片の残材を再生して実施予定

第3回の試験後の母材，溶接金属，熱影響部の監視試験片から，**母材，溶接金属，熱影響部の監視試験片をそれぞれ再生可能**



●第5回目の監視試験は、第4回の監視試験結果がJEAC4201-2007(2013追補)の以下の規定に適合することから，**母材のみで実施する予定**であり，溶接金属及び熱影響部の試験が必要とは考えていない。

SA-2240 監視試験片の再生

(2) SA-2363に定める長期監視試験計画において再生試験片を用いる場合の監視試験は，引張試験は除外し，衝撃試験を対象とする。なお，以下の条件を満たす場合には，溶接金属，溶接熱影響部の試験片を除外し，母材の試験片で代表しても良い。

- 溶接熱影響部：監視試験の衝撃試験の吸収エネルギー41Jに対応する温度が母材に比べて溶接熱影響部の方が低い場合。
- 溶接金属：監視試験のRTNDT調整値が母材に比べて溶接金属の方が低い場合。

注：JEAC記載の「溶接熱影響部」は本資料中の「熱影響部」に相当する。

<参考> 監視試験片の再生について(3/4)

○監視試験について母材で代表できることに関する知見

- JEAC4201-2007では、以下のとおりとしている。

(解説-SA-1130-1) 溶接熱影響部試験片

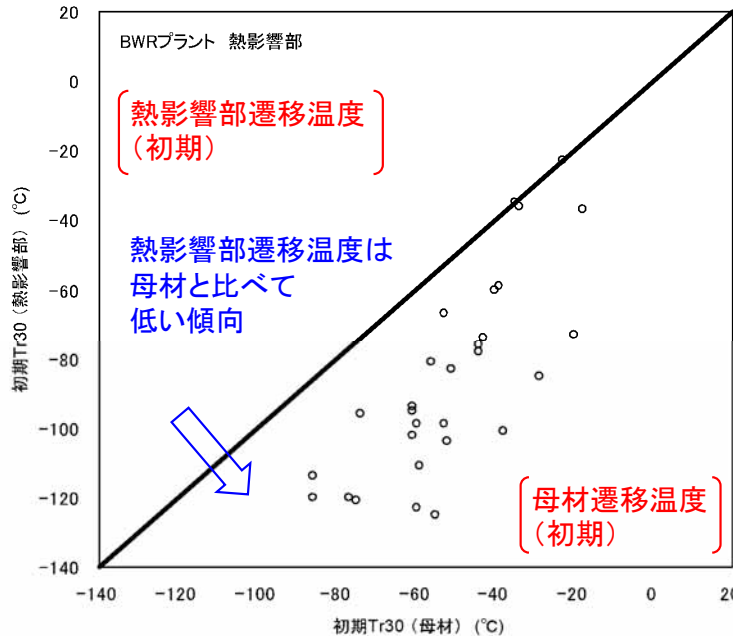
一般に、**溶接熱影響部**は溶接時に加熱・急冷され、その後の溶接後熱処理により再加熱されるため、材料の焼入れ・焼戻しと同様の熱履歴が付与されることから、**母材より良好な破壊靱性を示す傾向**にある。現在までに得られている国内軽水炉原子炉压力容器の監視試験データの実績においても、**溶接熱影響部の照射前の破壊靱性は、母材と比較して同等以上**となっており、また中性子照射による遷移温度の移行量も母材とほぼ同等であることから、**溶接熱影響部は母材で評価を代表できる**ので、附属書BのB-2000の国内脆化予測法では**溶接熱影響部の脆化予測法は規定していない**。

注1: JEAC記載の「溶接熱影響部」は本資料中の「熱影響部」に相当する。

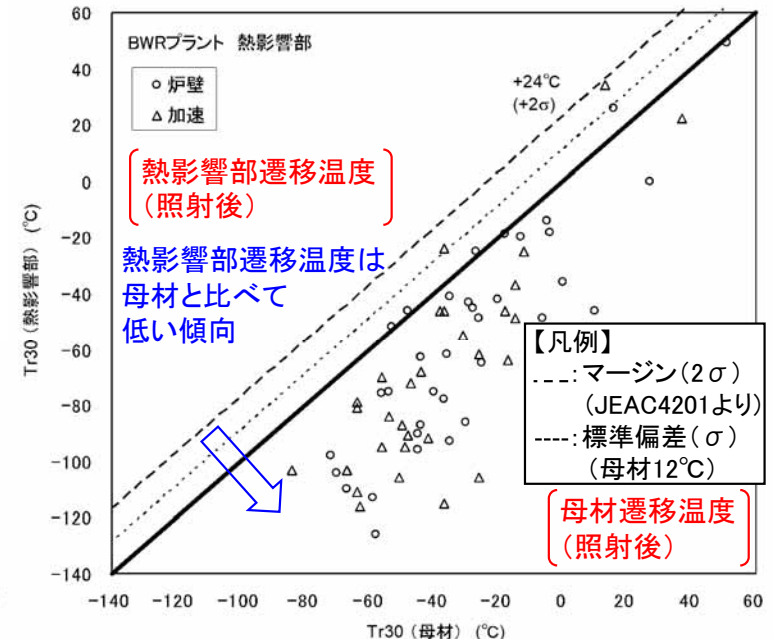
注2: 当社にて一部を朱書き

● 国内プラントの監視試験データの実績

熱影響部の遷移温度 (Tr30) は基本的に母材の遷移温度よりも低く、熱影響部の照射脆化は母材の照射脆化により代表できると考えられる。



(a) 初期 Tr30 の母材と溶接熱影響部の比較



(b) 照射後 Tr30 の母材と溶接熱影響部の比較

注: 当社にてグラフに記載追加

<グラフ出典>

「軽水炉压力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究-照射脆化予測法の開発- 研究報告: Q06019」(平成19年4月 財団法人 電力中央研究所)

<参考> 監視試験片の再生について(4/4)

○監視試験について母材で代表できることに関する知見

● 米国等海外プラントの動向

ASTM*¹ E185などにおいても、**熱影響部の監視試験片は不要**とされている。

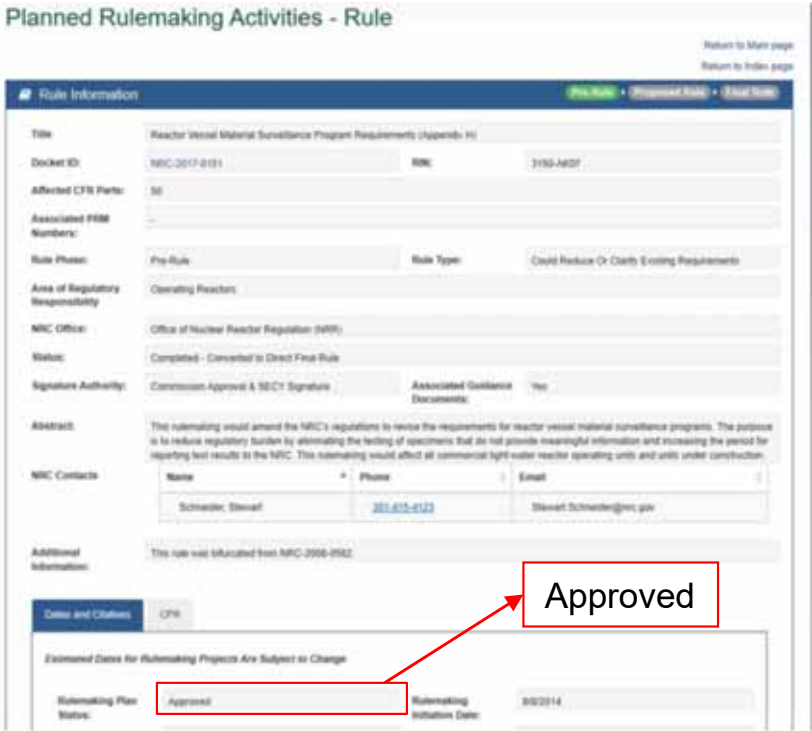
(米国では、米国プラントの監視試験データにおいて熱影響部が母材に比べ高靱性であり、また、熱影響部材料は不均一な性質であるため、熱影響部のシャルピー試験データに有意なばらつきがあることを考慮し、熱影響部の試験を除外し母材で代表する方向で規格改訂され、NRC*²にエンドースされている。)

*¹ASTM規格：国際標準の工業規格

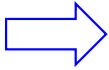
*²NRC：NUCLEAR REGULATORY COMMISSION(原子力規制委員会)

Final Rule Publication Date: 12/15/2020

Planned Rulemaking Activities - Rule



ASTM E185 - 1982
Beltline Base, Weld and HAZ



ASTM E185 - 1993
Beltline Base, Weld

NRC: Planned Rulemaking Activities
 - Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements (Appendix H)

【NRC結論(本文)】
 The heat-affected zone has been shown to exhibit superior fracture toughness compared to the base metal. In addition, test results from surveillance specimens have shown significant scatter of the heat-affected zone Charpy test data because of the inhomogeneous nature of the heat-affected zone material. This was the basis for eliminating the requirement for heat-affected zone specimens after the 1994 edition of ASTM E 185; thus, it is no longer prudent to require

2.4 照射誘起型応力腐食割れ－評価対象

以下のとおり、部位ごとに割れの可能性について評価した結果、炉心シュラウドH4周溶接継手の内面については、可能性を否定できないことから、詳細に評価することとした。

炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価結果

炉内構造物	照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響部含む)内面	<u>しきい照射量を超えるものの</u> 、内面には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして、局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため、 <u>照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さいものの</u> 、将来にわたって発生することが否定できない。
炉心シュラウド 中間胴 H4周溶接継手(熱影響部含む)外面	<u>しきい照射量を超えるものの</u> 、外面にはウォータージェットピーニング施工による <u>残留応力の改善</u> を行っていることから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。
炉心シュラウド中間胴 の母材部	<u>しきい照射量を超えるものの</u> 、溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する <u>引張応力成分が低い</u> ことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。
上部格子板の グリッドプレート	<u>しきい照射量を超えるものの</u> 、溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する <u>引張応力成分は低い</u> ことから、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないと評価する。

2.4 照射誘起型応力腐食割れ—評価手法及び評価条件

評価手法: これまでの点検で割れを確認していないが, 割れが発生したことを仮定して, 応力拡大係数を算出し, 破壊靱性値を下回ることを確認する。

評価条件: 維持規格*に基づき, 適切な破壊靱性値を設定するため, 共同研究の成果である破壊靱性評価式を適用した。

*: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

1. 国内外より, 軽水炉環境(中性子照射, 温度), 材料(SUS304系, SUS316系)を考慮し試験データを収集



2. NUREG/CR-7027を参考に破壊靱性評価式のモデル式を策定

$$\text{モデル式: } J_{IC} = A + (B - A) * \exp(-C * \text{dpa}^D)$$

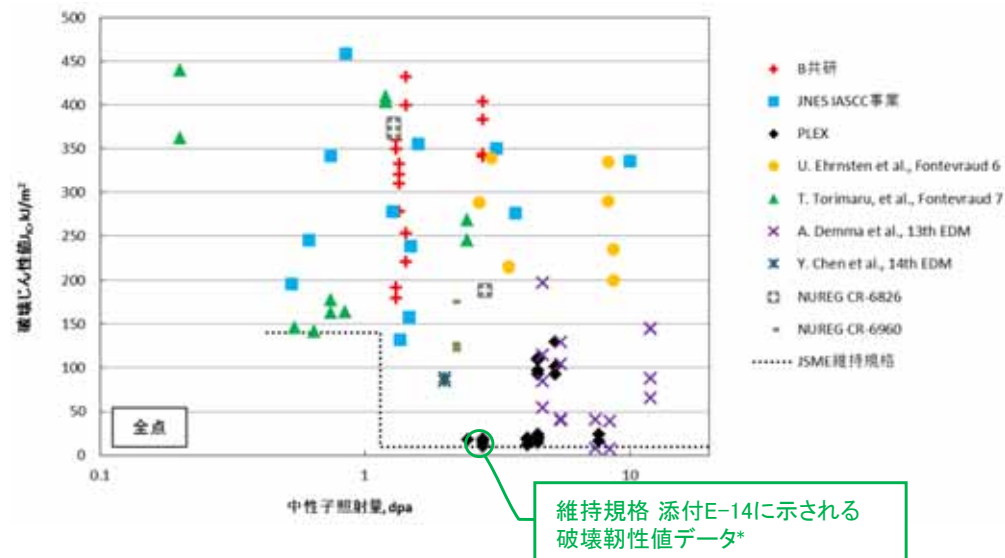
注) NUREG/CR: US Nuclear Regulatory Commission Regulation



3. モデル式に基づき, 試験データの全データの下限值を包絡する破壊靱性評価式を策定



中性子照射量に応じた破壊靱性値の算出が可能



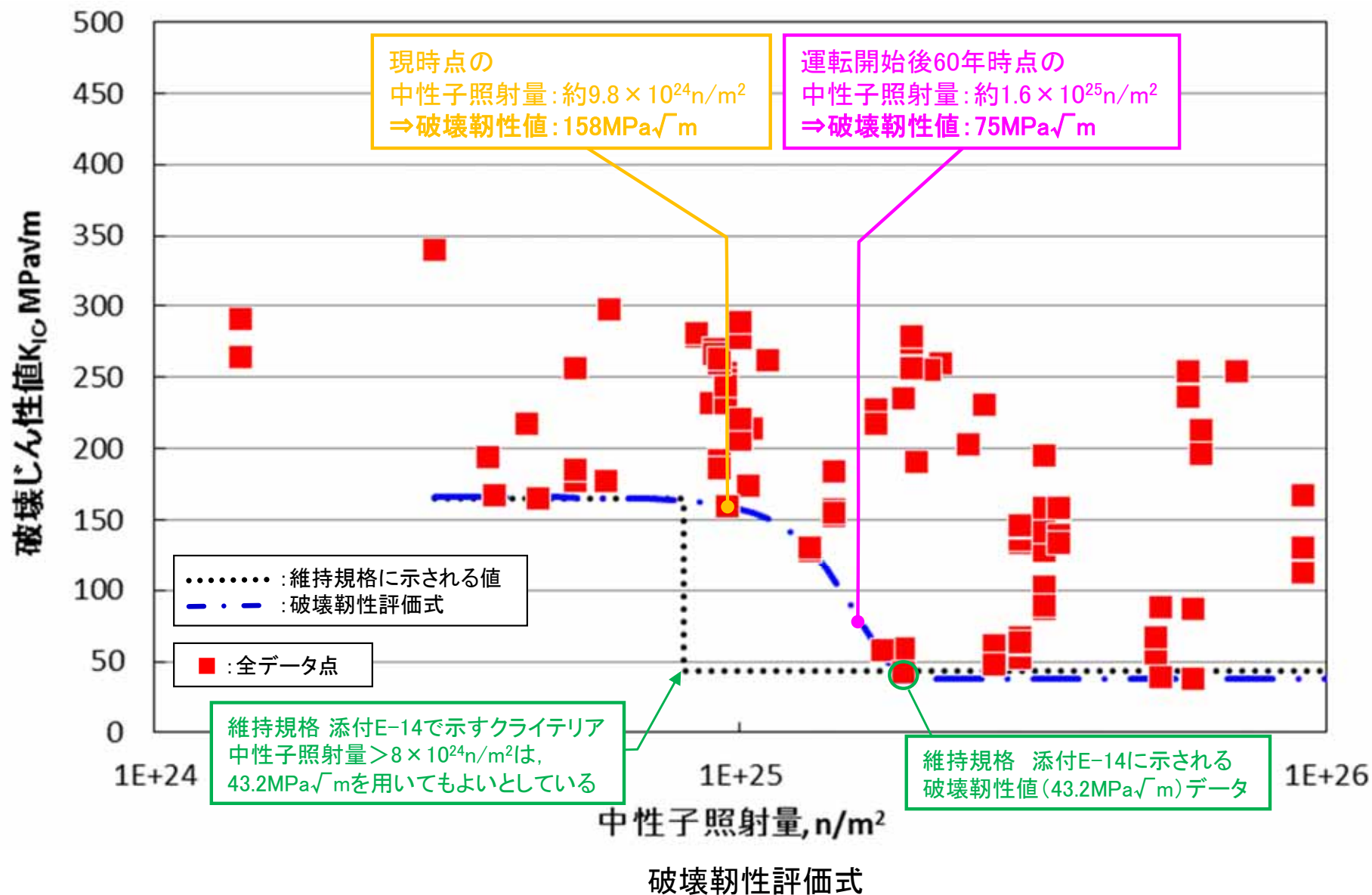
*: 発電設備技術検査協会「原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成3年度)」

収集された破壊靱性値の試験データ群

共同研究における破壊靱性評価式の策定方法

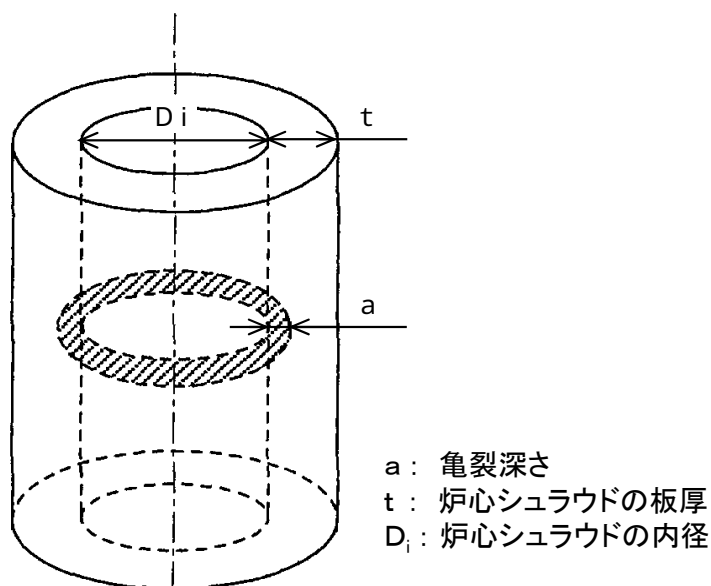
2.4 照射誘起型応力腐食割れ—評価条件

下図のとおり、国内外から集めたデータの下限包絡線を破壊靱性評価式とした。評価式より60年時点の破壊靱性値は $75\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ と評価した。



2.4 照射誘起型応力腐食割れ—評価結果

溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、表面は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定されること及び周方向に複数の応力腐食割れの発生を想定し、**内表面全周亀裂を想定した評価**を実施する。



炉心シュラウドH4周溶接継手の内表面全周に初期亀裂を想定 深さ $a_0=1.0$ [mm]

亀裂想定位置及び評価モデル

<応力拡大係数の算出>

維持規格(2012)の添付-5に基づく式を用いて応力拡大係数を算出

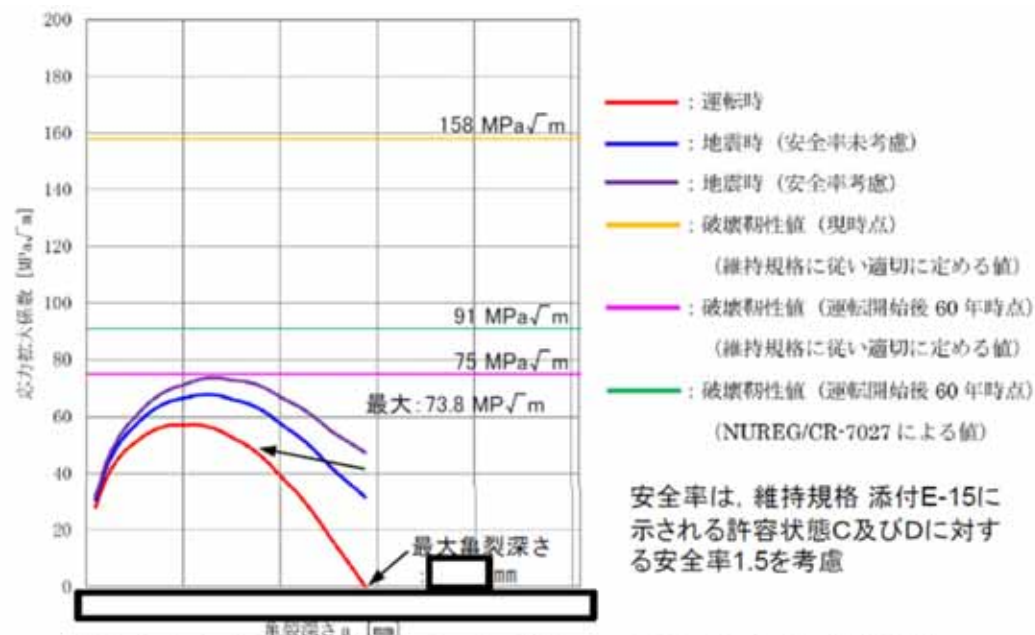
$$K = \left[(\sigma_0 + \sigma_p)G_0 + \sigma_1 G_1 \left(\frac{a}{t}\right) + \sigma_2 G_2 \left(\frac{a}{t}\right)^2 + \sigma_3 G_3 \left(\frac{a}{t}\right)^3 + \sigma_4 G_4 \left(\frac{a}{t}\right)^4 \right] \sqrt{\pi a}$$

a : 亀裂深さ[m]

t : 炉心シュラウドの板厚

$\sigma_0 \sim \sigma_p$: 板厚方向の応力分布を四次多項式(板厚で規格化)で与えたときの係数
ただし、 σ_1 は円筒内表面の欠陥に作用する膜応力

$G_0 \sim G_4$: 管厚比(内半径/板厚)及び欠陥深さ(亀裂深さ/板厚)から決定される補正係数



内面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

応力拡大係数(73.8MPa√m)は、安全率を考慮した場合でも運転開始後60年時点の破壊靱性値(75MPa√m)を下回ることを確認した。

① 点検状況（炉心シュラウド）

表1 維持規格に基づく点検内容

点検対象		点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド 周溶接継手H4	内面	MVT-1	運転時間で5～15年	第24回定期検査 (2009年)	良
	外面	MVT-1	運転時間で5～15年	第25回施設定期検査 (2015年)	良
炉心シュラウド		VT-3	10年	第25回施設定期検査 (2015年)	良

表2 維持規格に基づく点検に加えて実施する点検内容

点検対象	点検方法	点検頻度	至近の点検実績	点検結果
炉心シュラウド周溶接 継手H4内面	MVT-1	4定期検査毎	第24回定期検査 (2009年)	良

<判定基準>

MVT-1: 表面について、摩耗、き裂、腐食、浸食等の異常がないこと。

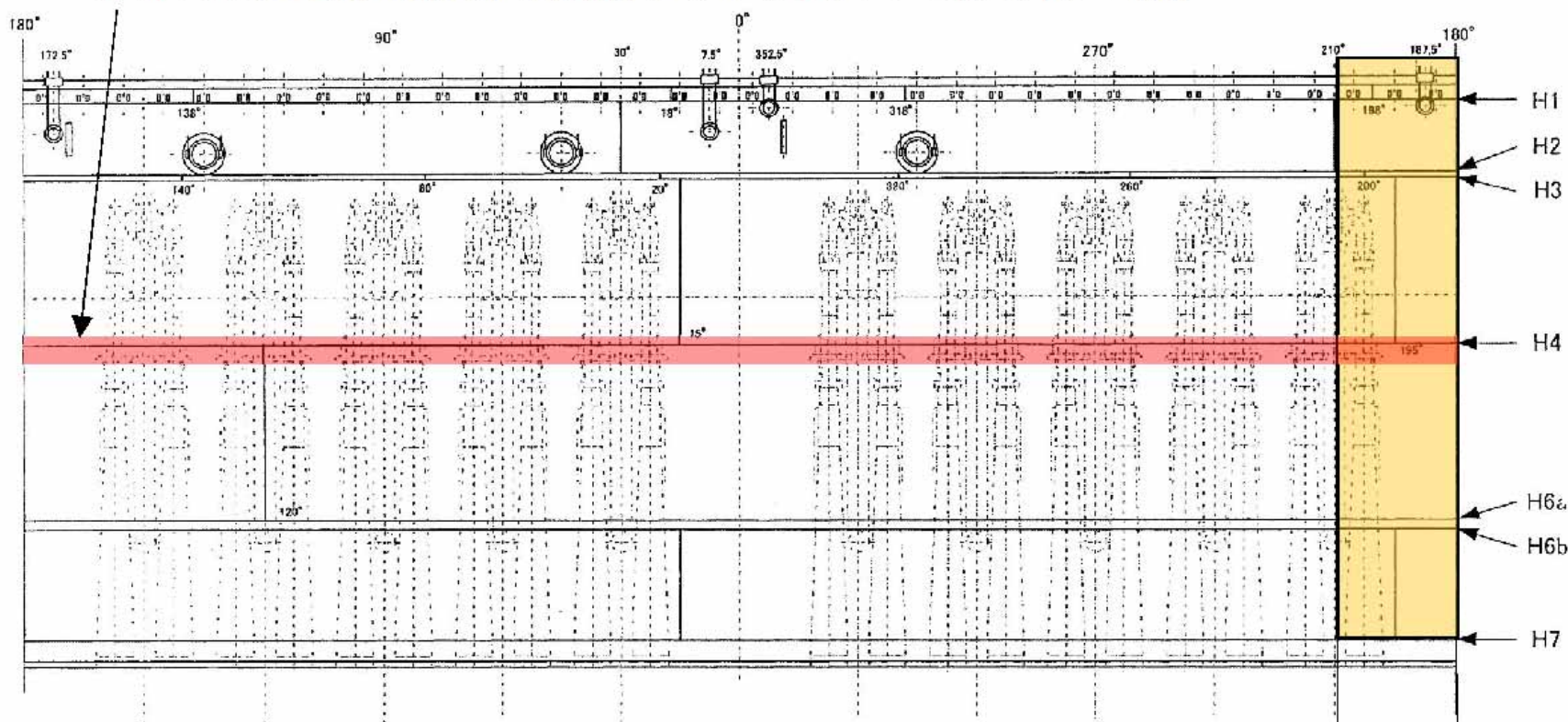
VT-3 : 過度の変形、心合わせ不良、傾き、部品の破損及び脱落がないこと。

① 点検状況(炉心シュラウド)(続き)

炉心シュラウド周溶接継手 H4 MVT-1 点検範囲

内面：全長の100%（第24回定期検査）

外面：全長の100%（第25回定期検査）ジェットポンプを取り外して点検



炉心シュラウド
VT-3 点検範囲
周方向 7.5%
(180～210°)
(第25回定期検査)

図 炉心シュラウド展開図と点検範囲

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

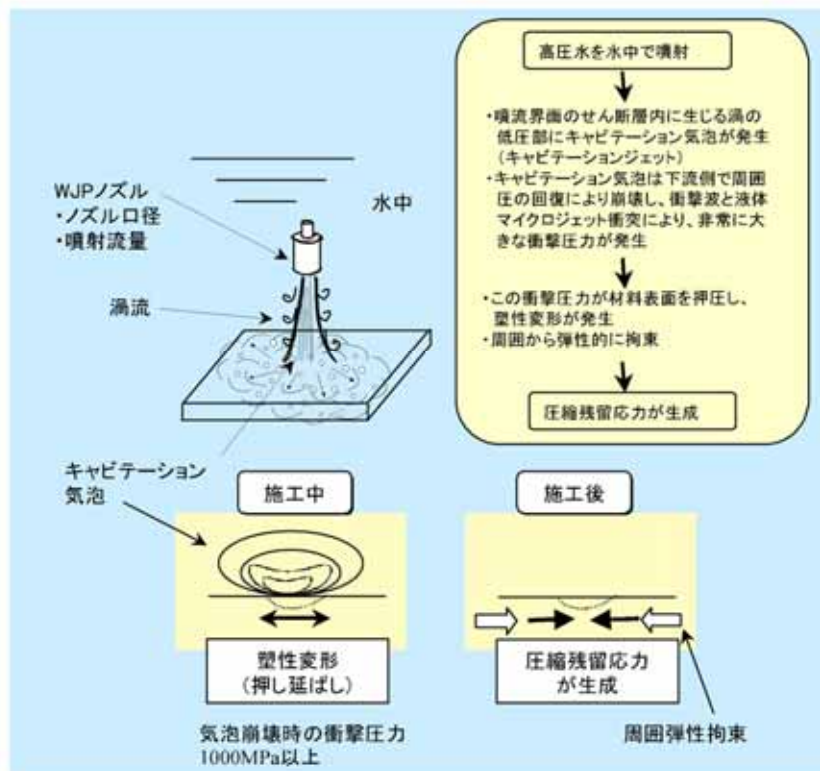
発生因子	炉心シュラウド
応力	➤ ウォータージェットピーニング施工による溶接残留応力の改善(1999年) (外面)
材料	➤ 低炭素ステンレス鋼SUS304Lを使用(全体)
環境	➤ 水素注入による腐食電位の低減(1997年1月～)(全体) ➤ 貴金属コーティング施工による腐食環境の改善(1999年)(内面)

2.4 照射誘起型応力腐食割れ—現状保全 (4/5) WJP施工について

ウォータージェットピーニング施工(WJP)とは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより、発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングすることにより、材料表面の引張残留応力を圧縮側に改善する方法である。

(解説 2-1) W J P (Water Jet Peening) の原理

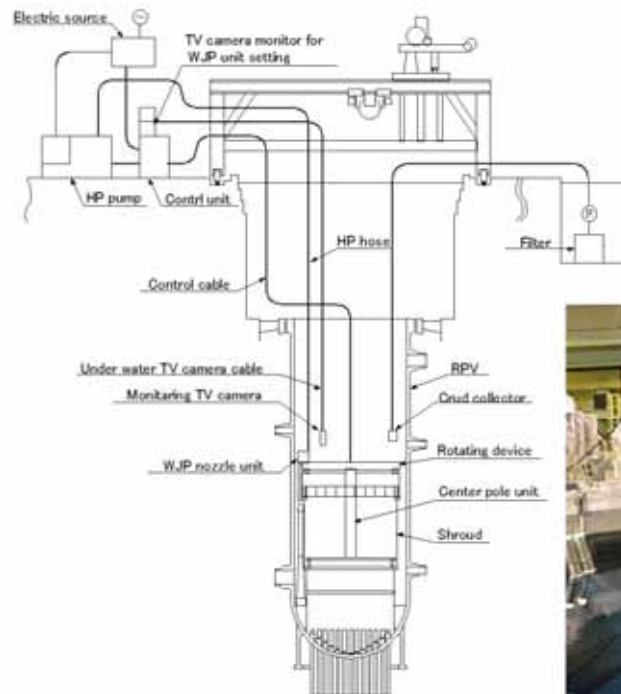
W J Pは、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーションを含むジェットで、機器表面をピーニングする技術である。このW J Pの原理を、解説図 2-1 に示す。



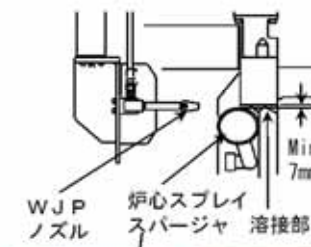
解説図 2-1 W J P の原理

WJPによる引張残留応力改善の原理*

*: 日本原子力技術協会 予防保全工法ガイドライン[ピーニング工法]より



炉心シュラウド適用時の装置の配置



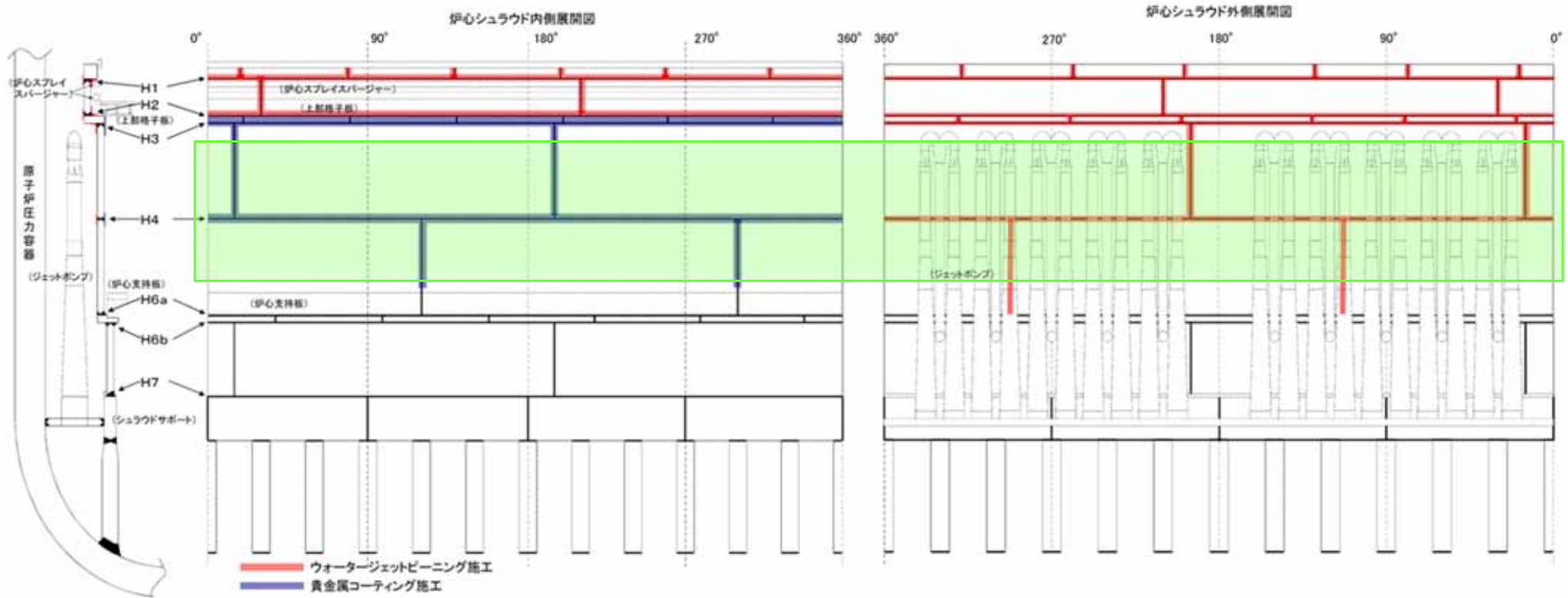
炉心スプレー配管と炉心シュラウド上部リング 隙間への施工模式図とモックアップ試験状況



センターポールユニット

W J P の現場施工の概要

② 応力腐食割れに対する予防保全対策(続き)



しきい照射量 約 $5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ [$E > 1\text{MeV}$]の照射量を超える範囲

図 炉心シュラウド 応力・環境改善箇所概要図(1999年第17回定期検査)

- ① 中性子照射量と照射誘起型応力腐食割れの感受性の関係
- ・制御棒に使用されているオーステナイト系ステンレス鋼は、しきい照射量 (SUS304: 約 5×10^{24} n/m², SUS316: 約 1×10^{25} n/m²) 以上の中性子照射量を受けた場合に照射誘起型応力腐食割れの感受性が現れると考えられている。
- ② 高い照射量を受ける制御棒上部の使用材料は、一部を除きステンレス鋼である。
(東海第二の制御棒は、ボロン・カーバイド型)

部位	A社製	B社製
制御材被覆管	SUS304相当	SUS304相当 SUS304L相当
シース	SUS304相当	SUS316L
タイロッド	SUS304相当	SUS316L
ピン	コバルト基合金	ステンレス鋼
上部ハンドル	SUS304相当	SUS316L

③制御棒の照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性評価

• **制御棒は**, 核的寿命に対して保守的に定めた**運用基準** (取替基準: 2.0×10^{25} n/m² (熱中性子), 取替目標値: 1.5×10^{25} n/m² (熱中性子)) **に基づき取替を実施**している。

➡照射量の観点から, 照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。

• 制御材被覆管, シース, タイロッド, ピン, 上部ハンドルは溶接熱影響部に引張残留応力が存在する。また, 制御材被覆管には, 制御材の熱中性子捕獲による $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応によるHe発生に伴う内圧上昇, 並びに制御材の体積膨張によって引張応力が作用する。

➡応力の観点から, 照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。

• 制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れが発生した場合, 内部のボロン・カーバイドの流出によって原子炉水のトリチウム濃度が上昇する。

➡定期的にトリチウム濃度の測定(3か月に1度)を実施。**トリチウム濃度の急上昇はなく, 制御材被覆管に照射誘起型応力腐食割れによるボロン・カーバイドの流出がないことを確認**している。

(2) 現状保全

① 点検状況

- 定期検査毎に実施している原子炉停止余裕検査, 制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査により, 制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを確認している。

② 応力腐食割れに対する予防保全対策

発生因子	対策
応力	<ul style="list-style-type: none"> 溶接部の残留応力低減 (取替品) 製造時の不純物管理, 上部ハンドルガイドローラのピン穴に通水溝 (取替品) (右図)
材料	<ul style="list-style-type: none"> 低炭素ステンレス鋼SUS316L, SUS304Lを使用 (取替品)
環境	<ul style="list-style-type: none"> 水素注入による腐食電位の低減 (1997年1月～)

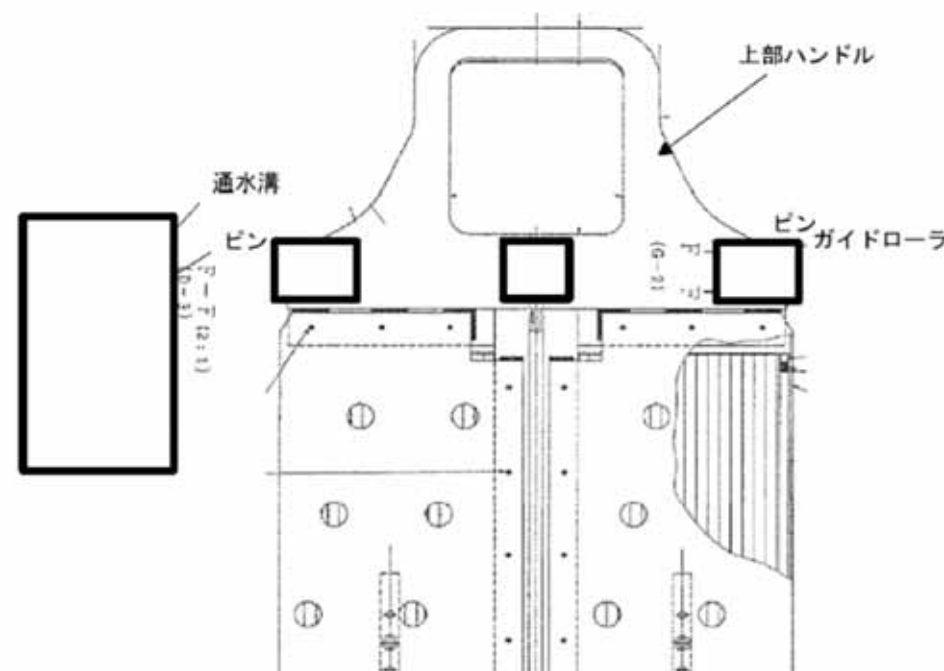


図 上部ハンドルガイドローラのピン穴長穴構造化

(3) 総合評価

- 制御棒は、照射量及び応力の観点から、ステンレス鋼を使用している上部に位置する部位について照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。
- しかしながら、**運用基準に基づく制御棒の取替、定期検査毎の原子炉停止余裕検査、制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機構機能検査を実施していくことで、機能上の観点から健全性の確認は可能と判断する。**
- また、定期的なトリチウム濃度の測定によって、制御材被覆管の照射誘起型応力腐食割れによる**ボロン・カーバイドの流出がないことを確認**している。
- したがって、照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を前提としても、これらの運用を継続することで、技術基準規則第36条及び第59条に定める制御棒の機能は維持できることから、技術基準規則に定める基準に適合するものと判断する。
- なお、新制御棒については、製造時の不純物管理を徹底するとともに、応力腐食割れ対策品とすることで、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性を低減できると考える。

(4) 高経年化への対応

- 制御棒の照射誘起型応力腐食割れに対しては、高経年化対策の観点から現状保全の内容に追加すべき項目はない。

評価対象は以下のとおりとした。

- 使用温度が250 °C以上
- 使用材料が2相ステンレス鋼（ステンレス鋼鋳鋼）

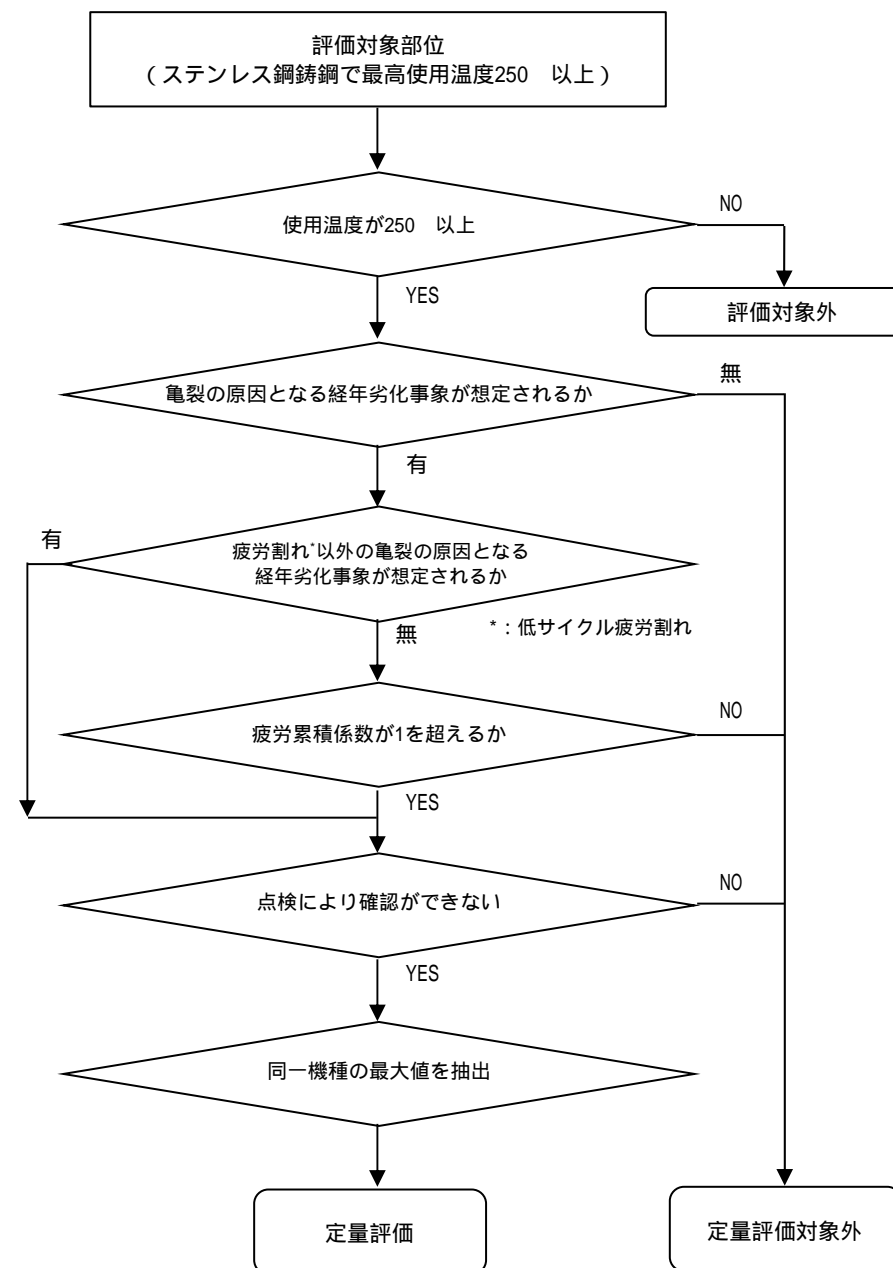
以下について定量評価を行うこととした。

- 亀裂の原因となる経年劣化事象の発生が想定される

フローにすると右図のようになるが、低サイクル疲労を想定する部位であっても疲労累積係数は1以下であり、その他亀裂の原因となる経年劣化事象がないため、**定量評価の対象となる部位は抽出されなかった。**

このため、**保守的に低サイクル疲労を想定する部位について評価を行うこととした。**

次ページに全評価対象と評価要否を示す。



2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－評価対象の選定（2／3）



全評価対象

*1: 図1の熱時効スクリーニングフローによるスクリーニング結果を記載している。

*2: 劣化状況評価書にて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としている部位を示している。

機種分類	機器名称	対象部位	評価結果 ^{*1}	最高使用温度 【 °C 】	使用温度 【 °C 】	亀裂の原因となる 経年劣化事象 ^{*2}	疲労累積係数	備考
ポンプ	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285			
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285			
	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		ケーシングカバー	定量評価対象外	302	285			
		ケーシングリング	定量評価対象外	302	285			
		羽根車	定量評価対象外	302	285			
		水中軸受	定量評価対象外	302	285			
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285			
	原子炉再循環ポンプ出口弁（代表機器）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	代表機器として、疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285			
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285			
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285			
	原子炉隔離時冷却系注入弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285			
	原子炉冷却材浄化系隔離弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
		弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285			
	原子炉冷却材浄化系吸込弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい
弁ふた, 弁体		定量評価対象外	302	285				
原子炉圧力容器底部ドレン弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
	弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285				
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 管側入口弁（代表機器以外）	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ		代表機器と比較して条件が同等であるため、疲労割れ発生の可能性は小さい	
	弁ふた, 弁体	定量評価対象外	302	285				
玉型弁	残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
	残留熱除去系シャットダウン注入弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
	原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
	原子炉冷却材浄化吸込弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
	原子炉圧力容器底部ドレンバイパス弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁	弁箱, 弁ふた	定量評価対象外	302	285			
逆止弁	ほう酸水注入系テスト逆止弁	弁箱, アーム	定量評価対象外	302	285			
	残留熱除去系ヘッドスプレイライン逆止弁	弁箱, アーム	定量評価対象外	302	285			
	残留熱除去系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁箱, アーム	定量評価対象外	302	285			
	原子炉隔離時冷却系外側テスト逆止弁	弁箱, アーム	定量評価対象外	302	285			
	原子炉戻り配管逆止弁	弁箱	定量評価対象外	302	285			
安全弁	残留熱除去系停止時冷却入口ライン安全弁	弁箱	評価対象外	302	250 未満			運用上、使用温度が250 未満
	排ガス復水器側安全弁	弁箱	評価対象外	538	250 未満			熟流動解析の結果、使用温度が250 未満
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	定量評価対象外	302	285	疲労割れ	1以下	疲労割れを評価し、許容値を満たすことを確認
		弁ふた, ボールシャフト	定量評価対象外	302	285			
機械設備	制御棒	落下速度リミッタ	定量評価対象外	302	285			
	制御棒駆動機構	コレットピストン, コレットリティナチューブ	評価対象外	302	250 未満			冷却流路に設置されているため、使用温度は250 未満
	ディーゼル機関本体	過給機ノズル	評価対象外	250 以上	250 以上			運転時間（時効時間）が短い
炉内構造物	燃料支持金具（中央, 周辺）	中央燃料支持金具	定量評価対象外	302	285			
	制御棒案内管	ベース	定量評価対象外	302	285			
	炉心スプレイ配管・スパージャ	ノズル	定量評価対象外	302	285			
		インレットミキサ	定量評価対象外	302	285			
	ジェットポンプ	ディフューザ	定量評価対象外	302	285			
	リストレーナブラケット	定量評価対象外	302	285				

代表の選定

機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約24.3	285	146.7	無し	○
			F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
			F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約12.9	285	65.2	有り	
			F009	約11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	F100	約13.1	285	126.8	無し	
			F106	約14.1	285	115.1	無し	
	原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し	
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器管側入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	—	無し		
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

①評価対象期間の脆化予測

脆化予測モデル(「Proceeding of ASME PVP 2005-71528」で公開されたH3Tモデル*1)を用いて、熱時効後のステンレス鋼鑄鋼の亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測した。

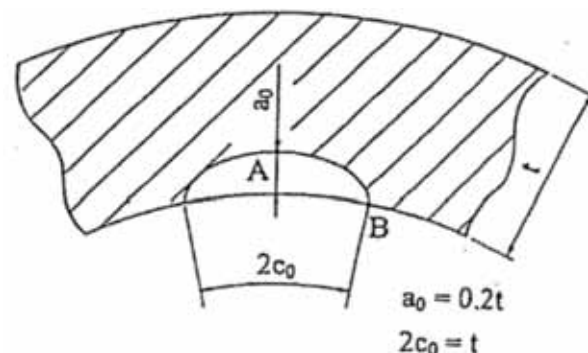
亀裂進展抵抗(破壊靱性値: J_{IC} , J_6)評価結果

対象機器・部位	J_{IC} [kJ/m ²]	J_6 [kJ/m ²]
原子炉再循環ポンプのケーシング	64.2	234.3
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	47.4	178.1

*1: H3Tモデルは、熱時効により低下する亀裂進展抵抗(破壊靱性値)を予測するために開発されたものであり、複数の鋼種や製造方法の材料により取得された材料データに基づき、フェライト量から熱時効後の材料の亀裂進展抵抗を予測するものである。本評価では保守的にばらつきの下限線(-2S)を用いて、運転開始後60年時点における亀裂進展抵抗を予測している。

②-1 想定亀裂の評価(1/3)

初期欠陥は、社団法人 日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG 4613-1998)」及び原子炉安全基準専門部会報告書の『配管の破断に伴う「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」について』を参考に設定している。



初期欠陥の形状

②-1 想定亀裂の評価 (2/3)

ポンプケーシング内面及び弁箱内面に仮定した初期欠陥がプラント運転時に生じる応力サイクルにより運転開始後60年時点までに進展する量を算出した。

$$da/dN = 8.17 \times 10^{-12} \cdot t_r^{0.5} \cdot (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{2.12}$$

$$\Delta K = K_{\max} - K_{\min} \quad (R \geq 0 \text{ の場合})$$

$$\Delta K = K_{\max} \quad (R < 0 \text{ の場合})$$

da/dN	: 疲労亀裂進展速度[m/cycle]	ΔK	: 応力拡大係数の変動範囲[MPa \sqrt{m}]
t_r	: 負荷上昇時間[s]	R	: 応力比[K_{\min}/K_{\max}]
$t_r = 1$ ($t_r < 1$ の場合)		K_{\max}, K_{\min}	: 最大及び最小応力拡大係数[MPa \sqrt{m}]
$t_r = 1000$ (t_r が定義できない場合)			

疲労亀裂進展速度は、BWR環境中を考慮した式であり、保守的な評価となる社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」に規定されているオーステナイト系ステンレス鋼のBWR環境中の疲労亀裂進展速度を用いて算出している。

応力サイクルは、実績過渡回数に基づいて、運転開始後60年時点までを想定したものであるが、2020年9月以降の期間は実績より保守的*な過渡回数を想定した。

応力拡大係数は、供用状態A、B及び地震荷重を考慮した内圧・熱応力・曲げモーメント荷重を用いて算出している。

*: 評価条件として、2011年3月から2020年8月末まで冷温停止状態、2020年9月以降の発生頻度は実績の1.5倍以上を想定。

②-1 想定亀裂の評価 (3/3)

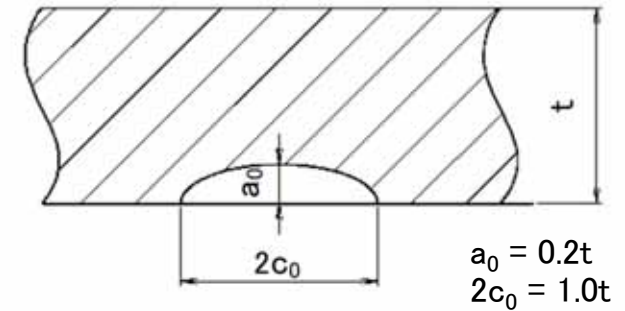
疲労亀裂進展解析の結果は下表のとおりであり、運転開始後60年時点までの進展を想定しても貫通に至らない。

疲労亀裂進展解析結果

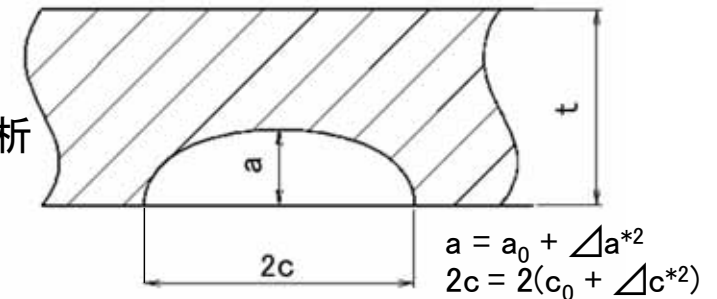
原子炉再循環ポンプのケーシング(吸込側ノズル部)[板厚*1 : $t=33.4$ mm]

	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 6.7$	$2c_0 = 33.4$	—
60年 想定時	$a = 9.8$	$2c = 35.6$	$\Delta a^{*2} = 3.1$ mm $2\Delta c^{*2} = 2.2$ mm

評価用初期欠陥



疲労亀裂進展解析



原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱(入口側)[板厚*1 : $t=37.0$ mm]

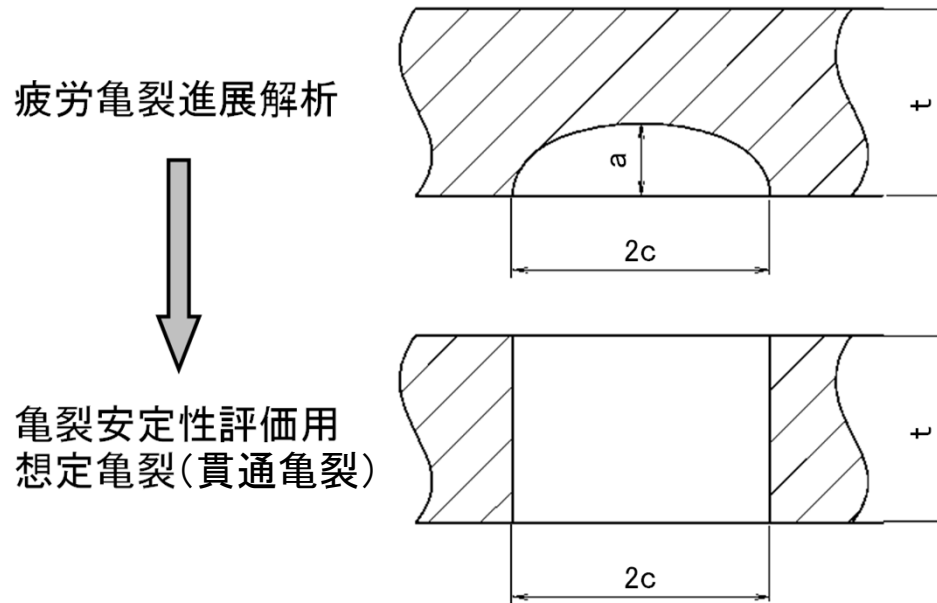
	亀裂深さ[mm]	亀裂長さ[mm]	備考
初期	$a_0 = 7.4$	$2c_0 = 37.0$	—
60年 想定時	$a = 9.1$	$2c = 38.2$	$\Delta a^{*2} = 1.7$ mm $2\Delta c^{*2} = 1.2$ mm

*1: 初期亀裂長さ($2c_0$)である板厚(t)は、評価に用いる応力を保守的に評価するため、評価対象部位の公称板厚及び実測値のうち、最小板厚部(断面積が小さい)の値を用いている。

*2: Δa , Δc は供用期間中の疲労亀裂進展量

②-2評価用想定亀裂

評価では、安全側に評価するため、4.(2)項で算出した疲労亀裂を貫通亀裂に置き換える。



亀裂安定性評価用想定亀裂

対象機器・部位	亀裂長さ[mm]	板厚[mm]
原子炉再循環ポンプのケーシング	$2c = 35.6$	$t = 33.4$
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	$2c = 38.2$	$t = 37.0$

③亀裂進展力(J_{app})の評価(1/2)

亀裂進展力を評価する際に想定する発生応力は、破壊に寄与する荷重である一次応力(内圧, 自重, 地震(S_s))に、安全側に二次応力の熱膨張荷重を加えたものである。評価に用いた発生応力の詳細を以下に示す。

発生応力の詳細

対象機器・部位	応力分類	一次応力			二次応力の熱膨張荷重	合計
		自重	内圧	地震(S_s)		
原子炉再循環ポンプのケーシング	膜応力[MPa]	—	34.0	—	—	34.0 (43.2)*1
	曲げ応力[MPa]	4.7	—	133.3	26.5	164.5 (207.3)*1
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	膜応力[MPa]	—	42.4	—	—	42.4 (45.0)*1
	曲げ応力[MPa]	6.5	—	70.1	27.7	104.3 (109.6)*1

*1:表中の()内は、最小板厚部での発生応力を示している。

(4) 亀裂進展力(J_{app}) の評価(2/2)

亀裂進展力は、評価部位の応力と亀裂長さが板厚の1倍、3倍、5倍及び亀裂進展解析結果(60年想定亀裂)の亀裂安定性評価用想定亀裂を用いて、「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPRI NP-6301-D(1989)のvolume1の1章2項2.1～2.3節にあるJ積分の解析解により算出する。

亀裂進展力の評価結果

対象機器・部位		初期欠陥 (板厚の1倍)	60年想定亀裂 進展解析結果	亀裂想定 (板厚の3倍)	亀裂想定 (板厚の5倍)
原子炉再循環ポンプ のケーシング	亀裂長さ 2c[mm]	33.4	35.6	100.2	167.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	44	47	172	398
原子炉再循環ポンプ 入口弁の弁箱	亀裂長さ 2c[mm]	37.0	38.2	111.0	185.0
	亀裂進展力 J_{app} [kJ/m ²]	7	8	25	53

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－フェライトの算出方法



○フェライト量は、下表に示す製造時の材料成分を用いて、「Standard Practice for Steel Casting, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof (ASTM A800/A800M-14)」に示される線図(図1)より決定した。

表 ミルシートによる材料成分

対象機器・部位	材質	化学成分(溶鋼分析)[%]								Cr _e /Ni _e	フェライト量 F[%]
		C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb*	N*		
原子炉再循環ポンプのケーシング	ASME SA351 CF8M							—	—	約1.41	約21.1
原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	ASTM A351 CF8M							—	—	約1.45	約24.3

*: Nb, Nの化学成分は規格上の規定値がなく、製造時のミルシートに記載がないため、当該化学成分値を0%として評価している。
(参考) Nb, Nの化学成分による影響は、文献値や他プラントの材料データを用いて試算するとフェライト量が少なくなることを確認。⇒ **保守的な評価を目的としてフェライト量が多くなる0%に設定。**

○図1のとおり、フェライト量は上・下限値がありばらつきが発生し得る。

これを踏まえ、各フェライト量毎の靱性値(熱時効時間無限大時)係数の算出に際しては、図2のとおり各材料データに基づく係数の**平均値(実線) - 2S (Sは標準偏差)の下限値(破線)を用い評価を行うことで、保守性を確保している。**

- ・平均値(実線) : Predicted Ave.Value
- ・下限値(破線) : Lower bound(-2S)

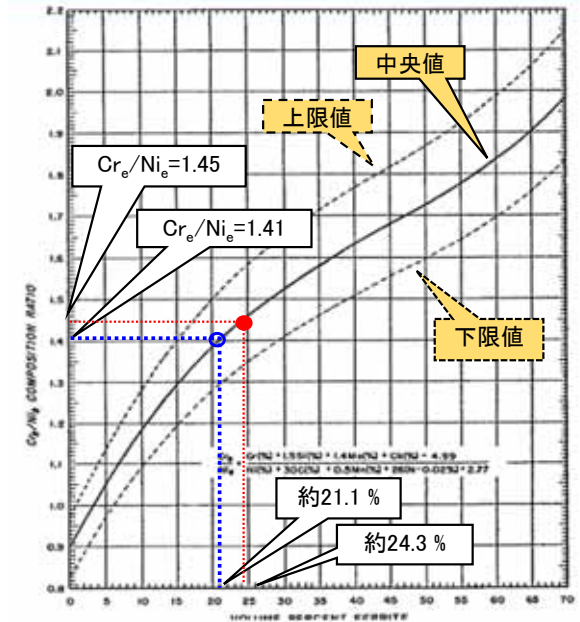


図1 フェライト量導出図

- : 原子炉再循環ポンプケーシング
- : 原子炉再循環ポンプ入口弁

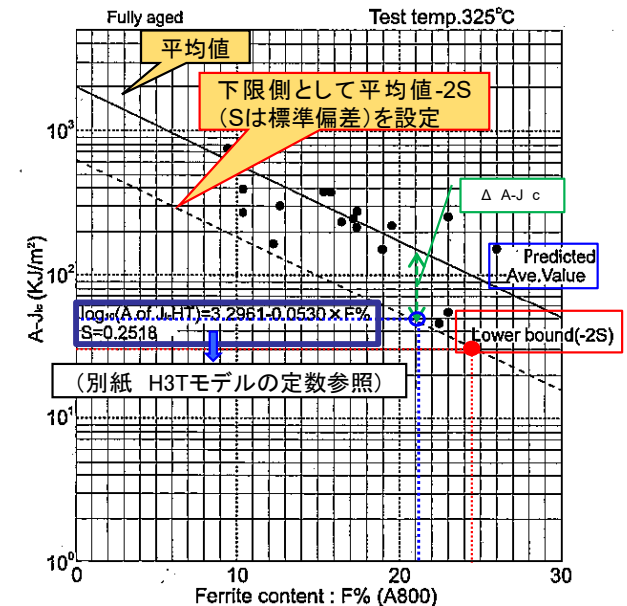


図2 靱性値(熱時効時間無限大時)

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効－フェライトの算出結果



○フェライトの算出結果は下表のとおりとなり、**フェライト量が最も多いのは「原子炉再循環ポンプ入口弁」となり、また、発生応力が最も大きいのは「原子炉再循環ポンプケーシング」となった。**

熱時効の代表評価対象部位の選定表

機種分類	対象機器	対象部位	機器番号	フェライト量 [%]	使用温度 [°C]	発生応力 [MPa]	重大事故等時の機能要求	選定結果
ポンプ	原子炉再循環ポンプ	ケーシング	C001A	約21.1	285	198.5	無し	○
			C001B	約19.6	285	190.7	無し	
仕切弁	原子炉再循環ポンプ入口弁	弁箱	F023A	約24.3	285	146.7	無し	○
			F023B	約20.1	285	142.6	無し	
	原子炉再循環ポンプ出口弁	弁箱	F067A	約19.3	285	119.4	無し	
			F067B	約22.6	285	128.4	無し	
	残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁	弁箱	F008	約12.9	285	65.2	有り	
			F009	約11.6	285	67.2	有り	
	残留熱除去系停止時冷却ライン手動弁	弁箱	F090A	約14.7	285	39.9	有り	
			F090B	約13.0	285	41.6	有り	
			F091	約8.5	285	63.5	有り	
	原子炉隔離時冷却系注入弁	弁箱	F013	約12.6	285	111.0	有り	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁	弁箱	F001	約13.8	285	158.3	無し	
			F004	約14.3	285	195.9	無し	
	原子炉冷却材浄化系吸込弁	弁箱	F100	約13.1	285	126.8	無し	
			F106	約14.1	285	115.1	無し	
原子炉圧力容器底部ドレン弁	弁箱	F101	約12.0	285	146.9	無し		
原子炉冷却材浄化系再生熱交換器管側入口弁	弁箱	F105	約8.4	285	—	無し		
ボール弁	原子炉再循環ポンプ流量制御弁	弁箱	F060A	約23.1	285	140.1	無し	
			F060B	約15.9	285	155.8	無し	

○上記に基づく評価対象部位の選定の結果、**フェライト量が最も多い原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱をフェライト量の代表評価対象部位として選定した。**

○また、**発生応力が最も大きい原子炉再循環ポンプのケーシングを発生応力の代表評価対象部位として選定した。**

2.5 2相ステンレス鋼の熱時効—フェライト量による靱性への影響



○フェライトとは、酸化鉄(Fe_2O_3)を主成分とする磁性酸化物であり、溶接時の高温割れ防止のため金属組織中に含有させる。一般に、フェライト含有量が多い材料は、温度が上昇すると硬くなり、粘り強さが低下する。これを靱性が低下するという。

○フェライト含有量による靱性への影響

・図3のとおり、靱性への影響はグラフの凡例記載のF23 > F15 > F8の順。F8は靱性の顕著な低下が認められない。

→フェライト含有量が 高い=靱性の感受性が高く、機械的性質(シャルピー衝撃値)が低下する。

ただし、靱性低下単体の劣化では、材料に亀裂の発生・進展がなければ問題とはならない。

⇒設備の保全にて、亀裂の有無を確認していく。

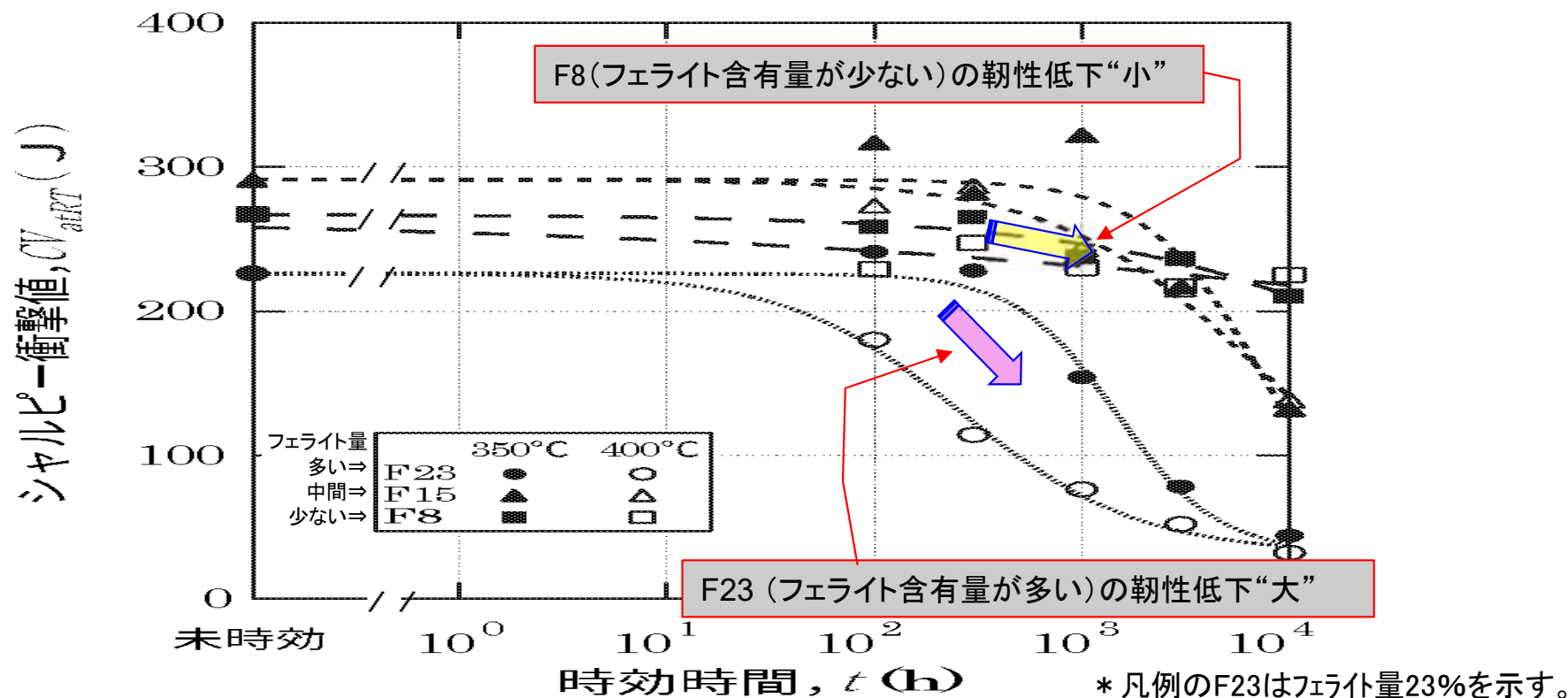


図3 時効時間によるシャルピー衝撃値の変化

○フェライト含有量による脆性予測モデルへの影響

- ・熱時効評価は「図4 熱時効評価の流れ」により実施する。
 - ・破壊靱性値の評価においてフェライト量が支配的に影響するのは「亀裂進展抵抗」の算出が該当。(図4の赤枠部)
- 亀裂進展抵抗の予測式(H3Tモデル)にて、フェライト量は破壊靱性値を低下させる定数として考慮されている。

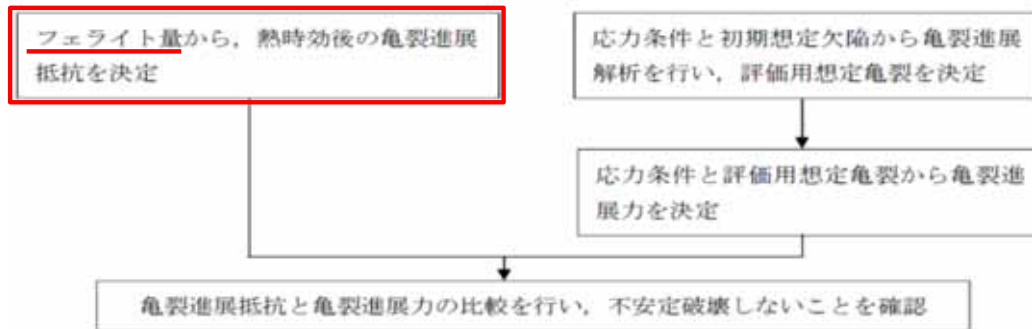


図4 熱時効評価の流れ

$$M_K = A + \frac{B_i \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}{t + (t_{F1} + C_i) \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right] - t_{F1} \exp\left[\frac{F}{R}\left(\frac{1}{T_k} - \frac{1}{T_i}\right)\right]}$$

- M_k : 熱時効時間 t 後の破壊靱性値 [kJ/m^2]
- (J_{IC} : 破壊靱性値, J_6 : $\Delta a = 6 \text{ mm}$ における破壊靱性値)
- A : 熱時効時間無限大での靱性値 [kJ/m^2]
- B_i : 温度 T_i ($325 \text{ }^\circ\text{C}$) における熱時効温度に関連する定数
- t : 熱時効時間 [h] (= $341,079 \text{ h}$)
- T_k : 評価対象の使用温度 [K] (= $285 \text{ }^\circ\text{C} + 273.2 = 558.2 \text{ K}$)
- $t_{F1}, t_{F1} + C_i$: 温度 T_i ($325 \text{ }^\circ\text{C}$) における時間定数
- Q, F : 活性化エネルギー [kJ/mol] (= $100 \text{ kJ}/\text{mol}$)
- R : ガス定数 [$\text{kJ}/(\text{mol} \cdot \text{K})$] (= $0.008368 \text{ kJ}/\text{mol} \cdot \text{K}$)
- Δa : 亀裂進展量 [mm]

H3Tモデルの定数 * 1 (J_{IC} の箇所<抜粋>)

		Predicted equation	S
J_{IC-HT} (J_{IC} at 325°C , kJ/m^2)	A	$\text{Log}_{10}(A \text{ of } J_{IC-HT}) = 3.2961 - 0.0530 \times F\%$	0.2518
	B_{325}	$\text{Log}_{10} B_{325} = 5.7869 + 0.9256 \times Mn$	0.1514
	t_{F325}	$\text{Log}_{10} t_{F325} = 4.3047 - 19.1095 \times N$	0.2732
	$(t_{F+C})_{325}$	$\text{Log}_{10} (t_{F+C})_{325} = 1.5354 + 0.2062 \times Ni$	0.1417

S: 標準偏差

亀裂進展抵抗(破壊靱性値)の予測式(H3Tモデル)

2.6 コンクリートの強度及び遮蔽能力低下－評価対象(鉄骨構造物含む)

経年劣化事象に対する劣化要因毎の評価対象部位

構造種別		コンクリート構造物								鉄骨構造物		機械設備 (鉄骨部)	
		強度低下						遮蔽能力 低下	耐火能力 低下	強度低下		強度低下	
劣化要因		熱	放射線照射	中性化	塩分 浸透	アルカリ 骨材反応	凍結 融解	機械 振動	熱	火災など の熱	腐食	風などに よる疲労	風などに よる疲労
代表 構造 物	原子炉建屋 (非常用ディーゼル 発電機海水系 配管トレンチ, 廃 棄物処理棟及び 廃棄物処理建屋 含む)	原子炉圧力 容器 ペDESTAL ○	原子炉圧力 容器 ペDESTAL, 一次遮蔽壁 ○	○	○	△	▲	○	ガンマ線 遮蔽壁 ○	▲	△	▲	
	タービン建屋			外壁 (屋内面) ○	○	△	▲	タービン 発電機 架台 ○		▲	△	▲	
	取水口構造物			気中帯 ○	気中帯 干満帯 海中帯 ○	△	▲			▲			
	主排気筒												△
	非常用ガス処理 系排気筒												△

○ : 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△ : 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)

▲ : (同上) (日常劣化管理事象以外)

 : 評価対象部位

構造物の経年劣化事象，劣化要因に対して審査基準の要求事項を下表に示す。

審査基準	要求事項
实用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	(1) コンクリートの強度低下 ① 熱 ○評価対象部位のコンクリートの温度が制限値(貫通部は90 °C, その他の部位は65 °C)を超えたことがある場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ② 放射線照射 ○評価対象部位の累積放射線照射量が, コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ③ 中性化 ○評価対象部位の中性化深さが, 鉄筋が腐食し始める深さまで進行しているか又は進行する可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ④ 塩分浸透 ○評価対象部位に塩分浸透による鉄筋腐食により有意なひび割れが発生しているか又は発生する可能性が認められる場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。 ⑤ アルカリ骨材反応 ○評価対象部位にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は, 耐力評価を行い, その結果, 当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。

審査基準	要求事項
<p>实用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>⑥ 機械振動 ○評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>⑦ 凍結融解 ○評価対象部位に凍結融解による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>(2) コンクリートの遮蔽能力低下</p> <p>① 熱 ○中性子遮蔽のコンクリートの温度が88 °C又はガンマ線遮蔽のコンクリートの温度が177 °Cを超えたことがある場合は、評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の遮蔽能力が原子炉設置(変更)許可における遮蔽能力を下回らないこと。</p> <p>(3) 鉄骨の強度低下</p> <p>① 腐食 ○評価対象部位に腐食による断面欠損が生じている場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p> <p>② 風などによる疲労 ○評価対象部位に風などの繰り返し荷重による疲労破壊が発生している又は発生する可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。</p>

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

1. 電気・計装設備の絶縁低下についての要求事項

審査基準	要求事項
实用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	<ul style="list-style-type: none">○点検検査結果による健全性評価の結果, 評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。○環境認定試験による健全性評価の結果, 設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと。

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について



2. 低圧ケーブルの長期健全性評価試験結果

長期健全性評価試験の実施にあたっては、設計基準事故時は電気学会推奨案及びACAガイドにもとづき、重大事故等時は電気学会推奨案をもとに実施した。

(1) 電気学会推奨案による評価

1) CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時、重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	135°C × 149時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	760 kGy	設計基準事故時 約7.1 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約7.0 kGy) 重大事故等時 約101 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約100 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	設計基準事故時 0.001744 MPa(最高圧力) 重大事故等時 0.0069 MPa(最高圧力)	

2) 難燃CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時、重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121°C × 168時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	設計基準事故時 約7.1 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約7.0 kGy) 重大事故等時 約101 kGy(通常時 約80 Gy 事故時約100 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	設計基準事故時/重大事故等時 100 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	設計基準事故時 0.001744 MPa(最高圧力) 重大事故等時 0.0069 MPa(最高圧力)	

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について



3) KGBケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121°C × 168時間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	760 kGy	約530 kGy(通常時 約270 kGy 事故時260 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

4) 難燃PNケーブル

	試験条件	東海第二における15年, 30年間の通常運転時 及び重大事故等時条件	判定試験 (耐電圧試験)
加速熱劣化	121°C × 126時間*1 121°C × 251時間*2	電力用, 制御用は15年間, 計測用, 温度計測用は30年間の通常運 転期間相当の熱劣化	良
放射線(通常時+事故時)	988 kGy*1 1,175 kGy*2	約673 kGy(通常時 約33 kGy 事故時640 kGy) 約706 kGy(通常時 約66 kGy 事故時640 kGy)	
蒸気曝露試験(温度)	235 °C(最高温度)	235 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.62 MPa(最高圧力)	0.62 MPa(最高圧力)	

*1: 電力用, 制御用

*2: 計測用, 温度計測用

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

(2) ACAガイドによる評価

1) CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-89.3 Gy/h-805 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(事故時)	260 kGy	約7.0 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	100 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	

2) 難燃CVケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-99.3 Gy/h-2,500 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	100 kGy	約7.0 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	100 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.177 MPa(最高圧力)	0.001744 MPa(最高圧力)	

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について



3) KGBケーブル

	試験条件	東海第二における60年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-99.7 Gy/h-6,241 時間	60年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

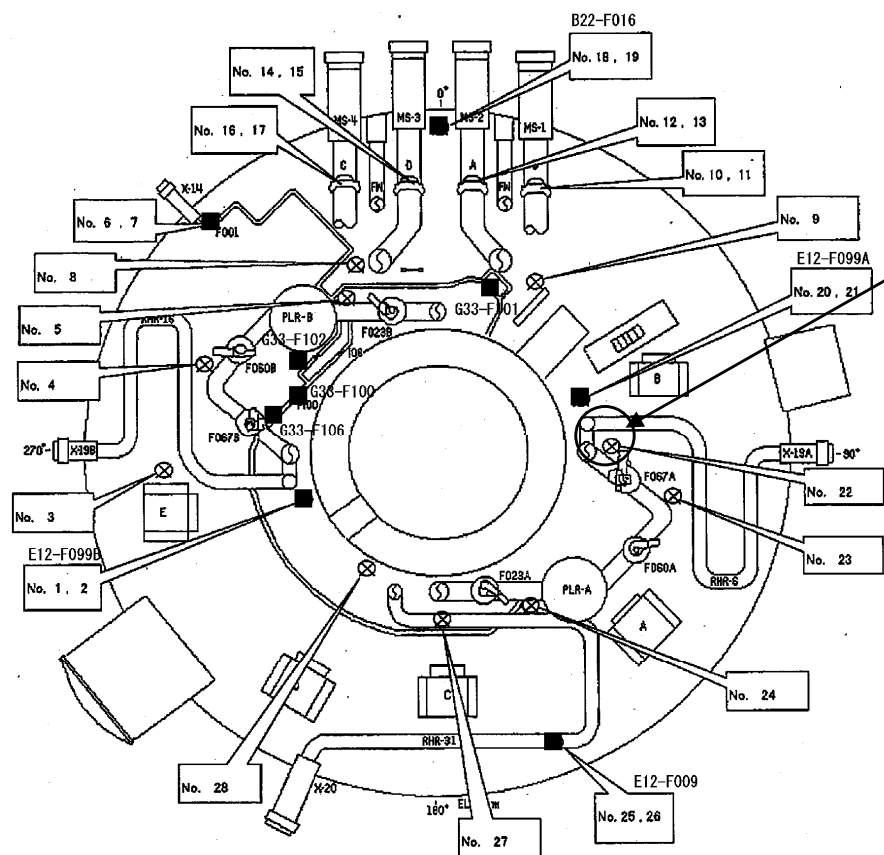
4) 難燃PNケーブル

	試験条件	東海第二における28年間の通常運転時 及び設計基準事故時条件	判定試験 (耐電圧試験)
熱・放射線同時劣化	100°C-94.7 Gy/h-6,990 時間	28年間の通常運転期間相当の熱・放射線劣化	良
放射線(通常時+事故時)	500 kGy	約260 kGy	
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)	
蒸気曝露試験(圧力)	0.427 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)	

3. 格納容器内環境測定

(1) 格納容器内環境測定状況

格納容器内設置の電気・計装設備の健全性評価にあたっては、「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査実施について」(平成19年10月30日付け, 平成19・07・30原院第5号)を受けて実施した格納容器内布設環境調査結果を用いている。



放射線量測定器

温度検出器

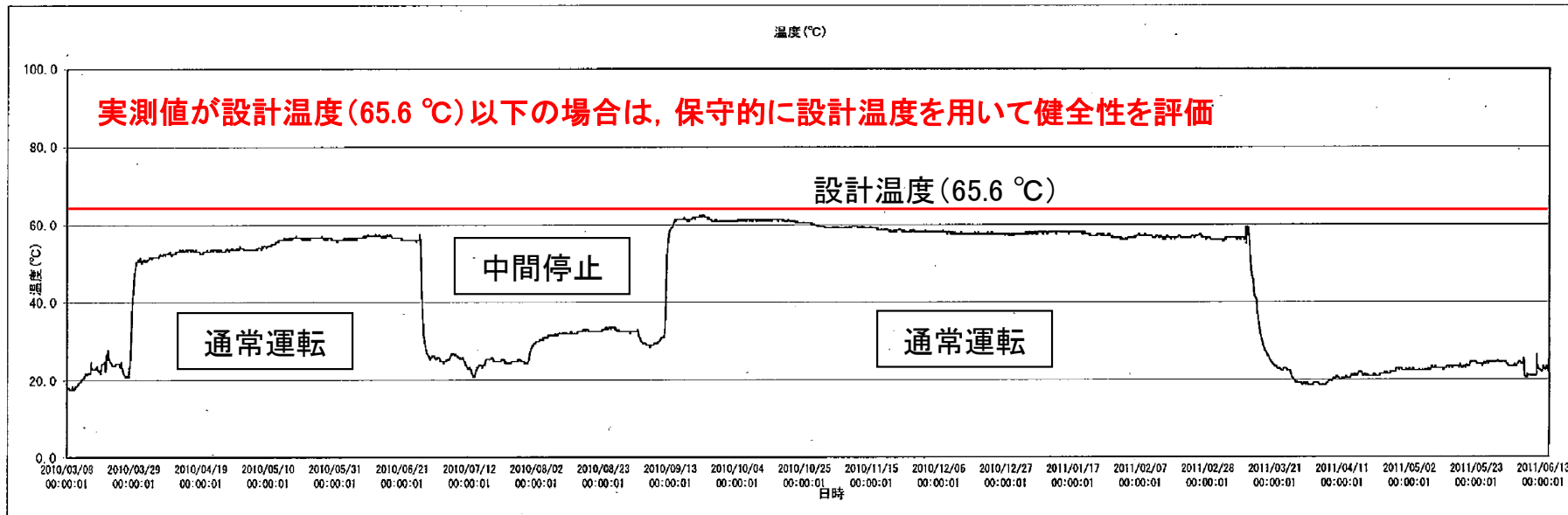
測定点(電線管)

格納容器内1階～6階(100箇所測定)

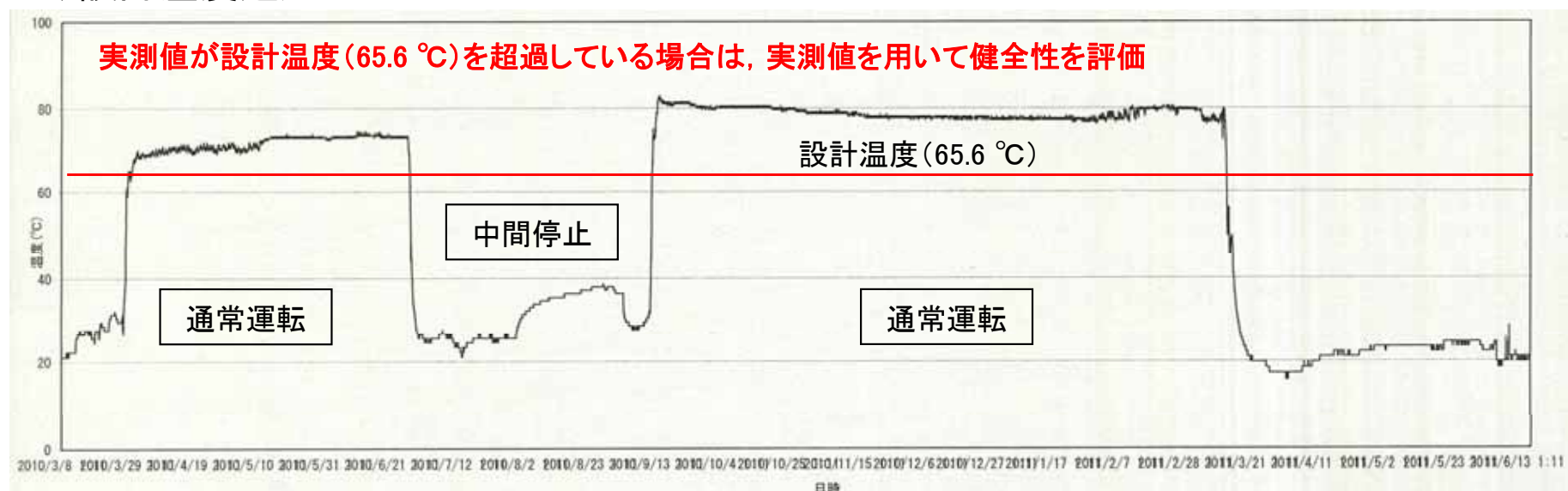
(2) 格納容器内通常運転時温度測定結果

1) 設計温度内

温度測定期間:平成22年3月30日から平成23年3月11日(中間停止期間中は除く)

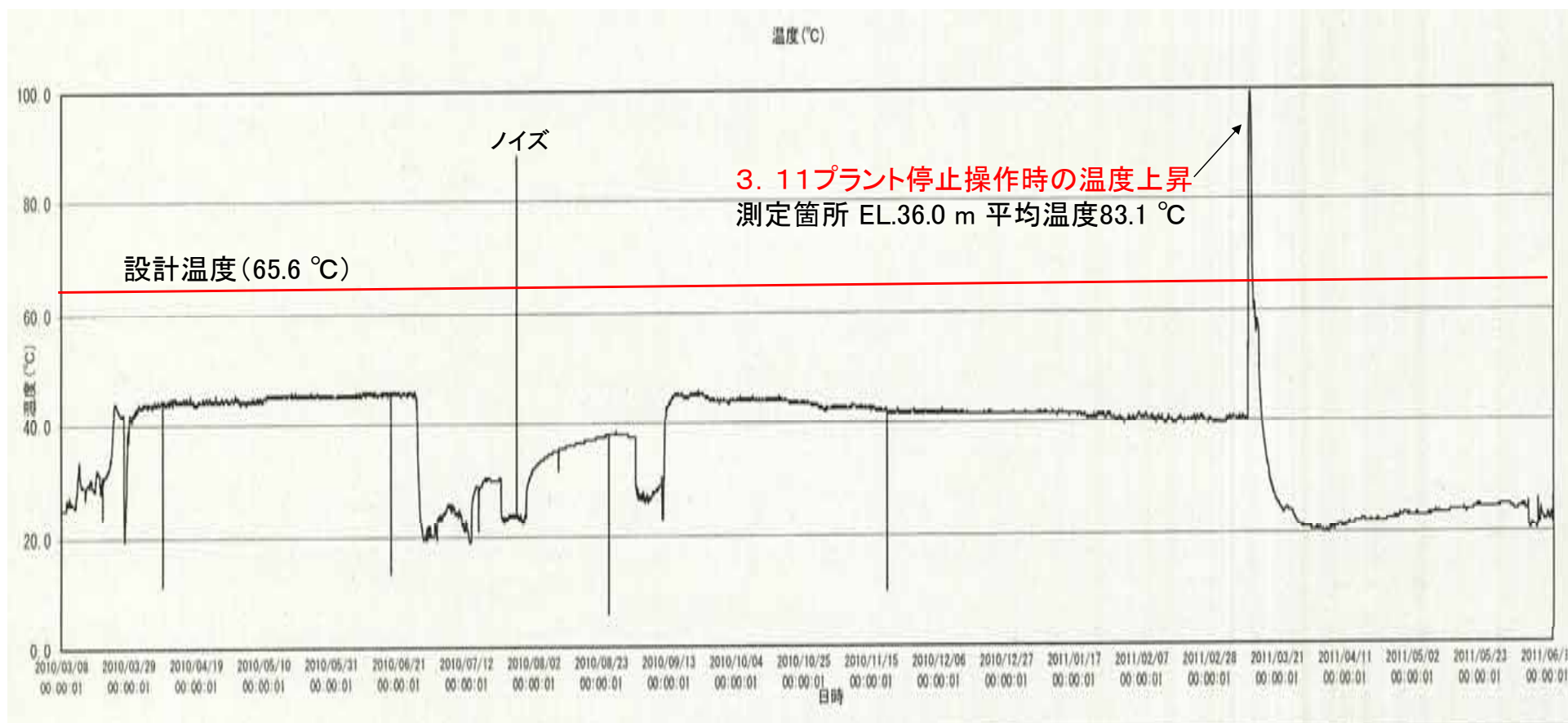


2) 設計温度超過



(3) 東北地方太平洋地震時の格納容器内温度測定結果

停止時に設計温度(65.6 °C)を超過している間の平均温度にて評価した結果、**超過時間は短時間**であり、**健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。**



停止操作時の格納容器内温度上昇(例)

4. 健全性評価結果

電気・計装設備の長期健全性試験による評価結果は下記のとおり。

設計設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
高圧ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系海水系ポンプモータ ・高圧炉心スプレイ系ポンプモータ ・低圧炉心スプレイ系ポンプモータ ・残留熱除去系ポンプモータ ・緊急用海水ポンプモータ 	固定子コイル 口出線・接続部品	長期健全性試験の結果、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物は、60年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験(直流吸収試験、交流電流試験、誘電正接試験及び部分放電試験)を実施し、有意な絶縁の変化が認められた場合は、洗浄、乾燥及び絶縁補修(絶縁物にワニス注入)又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施。	固定子コイル及び口出線・接続部品の有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、絶縁診断試験、目視確認及び清掃を実施することで、異常の有無を把握可能であり、現状の保全是点検手法として適切であると判断。	固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。 今後も点検時に絶縁抵抗測定、絶縁診断試験、目視確認及び清掃を実施していくとともに、必要に応じて洗浄、乾燥及び絶縁補修(絶縁物にワニスを注入)又は固定子コイル及び口出線・接続部品の取替を実施する。
電動弁用駆動部	・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(内側)駆動部	固定子コイル 口出線・接続部品 電磁ブレーキコイル	新品の電動弁モータを供試体に、長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び動作試験を実施し、有意な絶縁低下が認められた場合には、モータの補修又は取替を実施。 主蒸気トンネル室に設置している事故時動作要求のある電動弁モータについては、今停止期間中に原子炉格納容器内仕様の電動弁モータへ取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認のされている50年を加えると、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの有意な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、動作試験を実施することで、異常の有無を把握可能であり、現状の保全是点検手法としては適切であると判断。	固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。 今後も点検時に絶縁抵抗測定、動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて補修又は取替を実施する。
	・残留熱除去系注入弁駆動部		新品の電動弁モータを供試体に、長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、50年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・残留熱除去系シャットダウンライン隔離弁(外側)駆動部	固定子コイル 回転子コイル 口出線・接続部品 電磁ブレーキコイル	38年間使用した実機モータを供試体に、22年の劣化付与を行い、60年を想定した長期健全性試験を実施した結果、固定子コイル、回転子コイル、口出線・接続部品及び電磁ブレーキコイルの絶縁物は、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(2/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
電気ペネトレーション	<ul style="list-style-type: none"> ・核計装用電気ペネトレーション ・制御用電気ペネトレーション ・計測用電気ペネトレーション ・制御棒位置指示用電気ペネトレーション ・低圧動力用電気ペネトレーション ・高圧動力用電気ペネトレーション 	シール部 電線	長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。	シール部及び電線の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁測定及び機器の動作試験を実施し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、補修等を実施。	シール部及び電線の絶縁特性低下の可能性は低く、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 点検時に絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて補修を行うこととする。
高圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧難燃CVケーブル 	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、電動機用ケーブルについては点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験、その他負荷用ケーブルについては絶縁抵抗測定を行い許容範囲に収まっていることの確認を行うとともに、系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の有意な絶縁低下の可能性は低く、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することで、絶縁低下は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると判断。	絶縁体の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(3/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
同軸ケーブル	<p>・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン)(原子炉格納容器内)</p>	絶縁体	<p>電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を実施し、30年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。</p>	<p>絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。</p>	<p>絶縁体の急激な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。</p> <p>難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリエチレン)は、運転開始後31年に取替えており、長期健全性試験で確認のとれている30年間を加えると、運転開始後60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できると評価。</p> <p>難燃六重同軸ケーブルは、運転開始後21年に取替えており、長期健全性試験で確認のとれている30年間を加えると、運転開始後51年時点において絶縁を維持できると評価。運転開始後51年を迎える前に難燃六重同軸ケーブルを取替えることで、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できると評価。</p>	<p>絶縁体の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。 今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。</p> <p>絶縁体の絶縁低下に対しては、今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行う。 なお、難燃六重同軸ケーブル(原子炉格納容器内)については、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。</p>
	<p>・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)</p>		<p>電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、41年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を実機相当品(架橋ポリエチレンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル)により実施し、30年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。</p>			

 : 60年を迎える前に取替が必要となる機器

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(4/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
同軸ケーブル	・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)	絶縁体	電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、37年間実機環境下で使用した実機同等品によるACAガイドに従った長期健全性試験で、23年間の健全性が確認できていることから運転開始後60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁体の絶縁低下に対して、点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の点検時に実施する動作試験においてケーブルの絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、ケーブルの取替を実施。	絶縁体の急激な絶縁低下の可能性は小さく、また、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。 系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁体の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はない。 今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施し、絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を実施する。
	・難燃三重同軸ケーブル		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、37年間実機環境下で使用した実機相当品(架橋ポリオレフィンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル)によるACAガイドに従った長期健全性試験で、23年間の健全性が確認できていることから運転開始後60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			
	・難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン)(原子炉格納容器外)		電気学会推奨案に基づく長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。 また、ACAガイドに従った評価を実施し、60年間の通常運転とその後の設計基準事故後において絶縁を維持できると評価。			
	・難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外)					
	・難燃二重同軸ケーブル					

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(5/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・端子台接続(原子炉格納容器内)	絶縁部	端子台接続(原子炉格納容器内)は、38年間使用した端子台に設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果、38年時点において絶縁を維持できると評価。また、重大事故等時条件は、長期健全性試験条件に包絡されていることから重大事故等時雰囲気においても絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。原子炉格納容器内に設置している事故時動作要求のある端子台接続については、今停止期間中に取替を行う計画としており、長期健全性試験で確認の取れている38年間を加えると、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	端子台接続(原子炉格納容器内)の絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。 なお、事故時動作要求のある端子台接続(原子炉格納容器内)は、今停止期間中に全数の取替を行う計画としている。
	・電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内)		長期健全性試験の結果、45年間の通常運転期間及び設計基準事故時において絶縁を維持できると評価。電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内)は、運転開始18年目に設置しており、長期健全性試験で確認のとれている45年間を加えると、電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内)は、運転開始後60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。	
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器内)		長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価。			

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(6/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ケーブル接続部	・スプライス接続(原子炉格納容器内)	絶縁部	長期健全性試験の結果, 60年間の通常運転期間, 設計基準事故時及び重大事故時時雰囲気において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては, 点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し, 点検で有意な絶縁低下が認められた場合は, 取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが, 現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで, 異常の有無は把握可能であり, 点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては, 高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も, 点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに, 必要に応じ取替を行うこととする。
	・端子台接続(原子炉格納容器外)		端子台接続(原子炉格納容器外)は, 12年間使用した端子台に48年分の劣化付与を行い, 設計基準事故時を想定した長期健全性試験を実施した結果, 60年時点において絶縁を維持できると評価。			
	・電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器外)		長期健全性試験の結果, 60年間の通常運転期間及び設計基準事故時において絶縁を維持できると評価。			
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(放射線計測用)(原子炉格納容器外)		長期健全性試験の結果, 60年間の通常運転期間及び設計基準事故時において絶縁を維持できると評価。			

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について－健全性評価結果(7/7)



評価対象設備	評価対象機器	部位	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応		
ケーブル接続部	<div style="border: 2px solid red; padding: 5px;"> ・同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外) </div>	絶縁部	長期健全性試験の結果、6年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。	絶縁部の絶縁低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び点検時に実施する動作試験において絶縁の健全性を確認し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合は、取替を実施。	絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。 同軸コネクタ接続(放射線計測用)(原子炉格納容器外)は、評価期間を迎える前に同軸コネクタを取替えることで60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価。	今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。なお、追加保全項目として、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を行うことを継続していくこととする。		
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器内)		長期健全性試験の結果、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時において絶縁を維持できると評価。				絶縁部の絶縁低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁の低下は把握可能。点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると判断。	絶縁低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。
	・同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器外)							
	・スプライス接続(原子炉格納容器外)							

: 60年を迎える前に取替が必要となる機器

5. 長期健全性試験方法等の出典先について

電気・計装設備の長期健全性試験の実施にあたり用いたガイド等は以下のとおり。

評価対象設備	ガイド名称
低圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月) ・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
高圧ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月)
同軸ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」 ・原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案(電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月) ・原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)
ケーブル接続部	<p>【端子台接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-2003「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std. 572-1985「IEEE Standard for Qualification of Class 1E Connection Assemblies for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」 <p>【電動弁コネクタ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」 <p>【同軸コネクタ, スプライス接続】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」
電動弁用駆動部	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」
電気ペネトレーション	<ul style="list-style-type: none"> ・IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」 ・IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」
高圧ポンプモータ	<ul style="list-style-type: none"> ・長期健全性試験の実施内容等については、製造メーカーと協議の上決定

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(1/4)



【電気学会推奨案にもとづく実機ケーブルの評価】*:格納容器内より搬出のためシースを撤去した絶縁体みのケーブル

原子炉格納容器内にて、27年使用した高圧ケーブル*を電気学会推奨案にもとづき60年相当となる劣化を追加付与し、事故時蒸気曝露試験後の耐電圧試験にて絶縁性能を維持できることを確認する。

【電気学会推奨案にもとづく環境試験の条件について】

約27年使用した原子炉格納容器内の**実機ケーブルの環境試験条件設定にあたっては、熱、放射線とも実測値を包絡する東海第二発電所の環境条件(設計値)を保守的に設定している。**

温度環境条件		放射線環境条件		60年運転時線量		事故時線量	60年運転時線量 + 事故時線量	環境試験 照射総線量
設計値*1	実測値*2	設計値*3	実測値*4	設計値	実測値	設計値*5		
72℃	> 71℃	0.25 Gy/h	> 0.018 Gy/h	132 kGy	9.5 kGy	260 kGy	392 kGy(設計値) 269.5 kGy(実測値)	1005.8 kGy

*1: 東海第二発電所の通常運転時における格納容器内環境温度66℃(設計値)にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値

*2: 東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測温度65℃にケーブル通電時の温度上昇分を加えた値

*3: 東海第二発電所の通常運転時における格納容器内の放射線量(設計値)

*4: 東海第二発電所の通常運転時における当該ケーブル敷設箇所付近の実測放射線量

*5: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線照射線量

実機ケーブルに熱及び放射線の劣化条件を付与して環境試験を実施した。

評価対象	追加劣化 付与期間	熱加速劣化条件		放射線劣化条件		
		加速温度*1	加速時間*2	60年運転時 放射線量*3	事故時 放射線量*4	環境試験 照射総線量*5
高圧架橋ポリエチレン絶縁 クロロプレンゴムシース ケーブル(27年使用)	33年	121℃	381 hr	745.8 kGy	260 kGy	1005.8 kGy

*1: 電気学会推奨案提示の加速温度

*2: アレニウス法(加速温度 121℃, 環境温度 72℃(設計値)及び架橋ポリエチレンの活性化エネルギー)を用いて算出した加速時間

*3: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの60年相当の放射線量(750 kGy)から実機ケーブルの使用期間(27年)分の線量(4.2kGy)を引いた値

*4: 電気学会推奨案のBWRプラント用ケーブルの設計基準事故時における放射線量

*5: 環境試験で照射した総線量

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

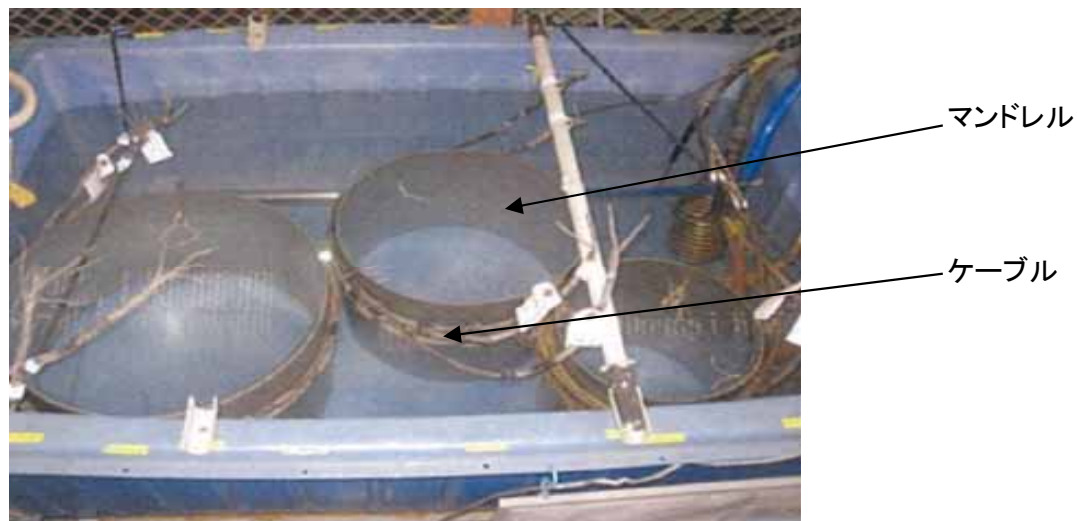
－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(2/4)



【実機ケーブルの絶縁性能の確認方法】

絶縁体の絶縁性能確認は、事故時蒸気曝露試験後に屈曲浸水耐電圧試験により確認する。

屈曲浸水耐電圧試験は、供試体を一旦、真直ぐに伸ばした後、**マンドレルに巻付け水中に浸した曲率の高い厳しい条件**で規定電圧を印加する。



屈曲浸水耐電圧試験状況

【実機ケーブルの絶縁性能確認結果】

高圧ケーブルは、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験*	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径(28.0mm)の約40倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し1時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良

*:「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」にもとづく試験(上記劣化付与+蒸気曝露試験後に実施)

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

—実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(3/4)



【ACA研究*1の成果による実機ケーブルの評価】

東海第二発電所の原子炉格納容器内にて**23.7年使用した低圧ケーブル**の絶縁体伸び値の測定結果より, ACA研究で得られた架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)の絶縁体引張試験に基づく**マスターカーブ**をもとに評価した結果, 実機環境条件(57.8°C-0.0341Gy/h)にて, **絶縁機能を維持できる期間として約73年の評価**となった。

*1: 原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究(独立行政法人 原子力安全基盤機構)

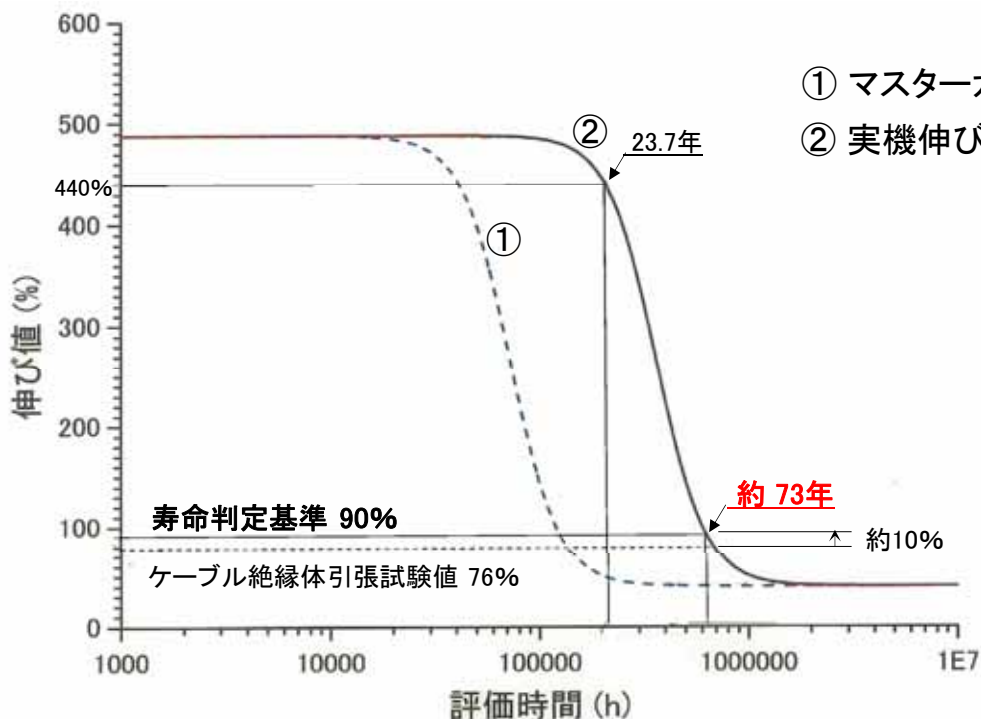
架橋ポリエチレン絶縁ケーブルの耐電圧試験結果

JIS耐電圧試験 AC 1500V/1分*2	IEEE耐電圧試験 AC 2600V/5分*3	屈曲浸水 耐電圧試験*4
良	良	良

*2: JIS C3605-2000(原子力発電所のケーブル経年劣化評価試験ガイドの試験条件 (JNES-RE-2013-2049))

*3: IEEE Std.383-2003 IEEE Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations

*4: 電気学会推奨案による耐電圧試験方法



① マスターカーブ*5の劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

② 実機伸び値データの劣化カーブ(57.8°C-0.0341Gy/h)

*5: マスターカーブの作成方法については, 別紙1「架橋ポリエチレン 絶縁ケーブルの劣化カーブについて」参照

ケーブル絶縁体引張試験値*6

ACA研究で実施した蒸気暴露試験に合格したケーブルの事前劣化条件における破断時の伸び値

寿命判定基準*6

ケーブル絶縁体引張試験の破断時伸びに対してばらつきを考慮して約10%大きい値を設定

*6 出典: 原子カプラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書(原子力安全基盤機構)

架橋ポリエチレンケーブルの絶縁体劣化カーブ

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

－実機サンプルを用いた加速試験方法の保守性(4/4)



【環境試験の保守性について】

- 環境試験の加速劣化条件の設定にあたっては、実環境条件よりも厳しい、東海第二発電所の**環境条件設計値(温度, 放射線)**を保守的に用いて評価している。

【実機を用いた環境試験について】

- 実環境下において27年使用した実機ケーブルを用いた環境試験の結果、実環境条件よりも厳しい設計環境条件を追加付与しても、運転開始から合計60年間に渡りケーブルの絶縁性能が維持できることが確認されたことから、**十分な保守性はある**と評価する。
- ケーブルの他に電動弁モータ、端子台は実機品による環境試験を行い、**絶縁性能に問題ないことを確認**している。
- より実環境下に近いかたちで評価を行うため、**電気・計装設備の実環境データ(温度, 放射線)の収集, 実機品による環境試験を計画**していく。
- 東海発電所の実機品を用いた環境試験の実施については、設置されている機器の仕様、環境条件等が違うため**反映できる知見等はない**。

【ケーブルの保全対応】

- ・安全機能を有する機器に使用している非難燃ケーブルについては、防火対応のため、今停止期間中に、難燃ケーブルに取替えることとしているが、ケーブル取替えに伴い安全上の課題が生じる箇所(トレイ中, 下段)については、トレイに難燃シートを巻く防火対策を行うこととしている。
・安全上の課題が生じない、トレイ最上段敷設(高圧ケーブル)、電線管敷設、コンクリートピット内敷設のケーブルは、**今停止期間中に難燃ケーブルへの取替を実施**する予定。
- 低圧ケーブルの絶縁性能の傾向管理に係る非破壊劣化診断技術については、実機適用性に関する調査等を研究中であり、今後、**技術開発の動向を見定めながら導入を検討**していく。

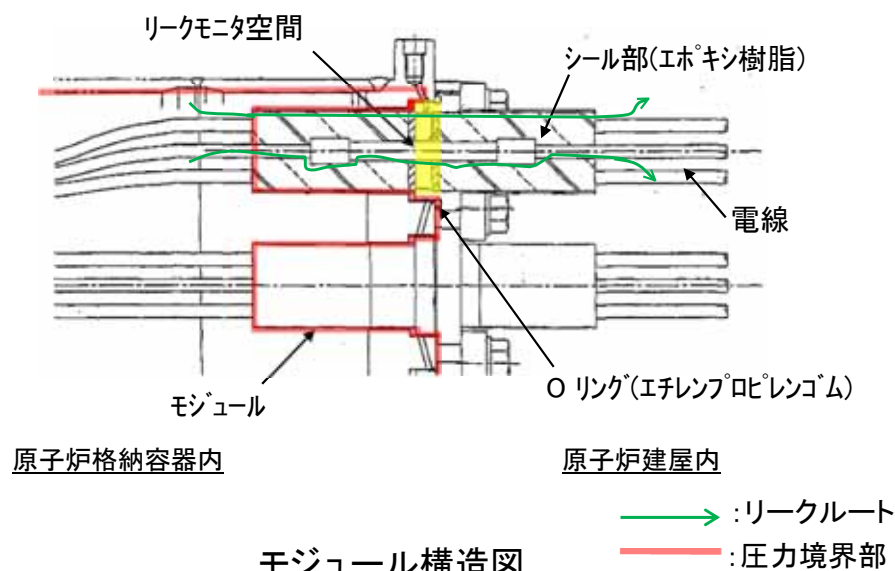
2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

－電気ペネトレーション気密試験方法及び試験結果

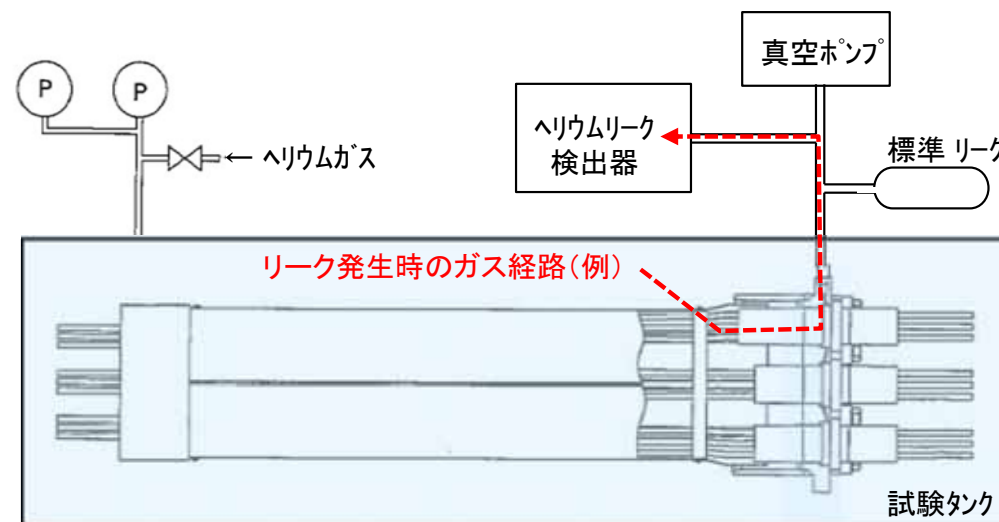
【試験方法】

電気ペネトレーションの気密試験は、IEEE Std.317-1976*等をもとに**通常運転期間相当の熱及び放射線を加え加速劣化させ**、その後**事故時雰囲気環境下に曝したモジュール**を気密試験装置に収め、リークモニタ空間部を真空引きし、圧力境界部からの**ヘリウムガスリーク量が判定基準値内であることを確認**する。長期健全性評価試験の条件については、別紙2「長期健全性評価試験の条件について」を参照。

*: IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations



モジュール構造図



ヘリウムリーク試験装置構成図

【試験結果】

リーク量の試験結果は判定基準を十分下回る結果が得られた。これより**電気ペネトレーションは重大事故環境を経験しても気密性を確保できることを確認**した。

判定基準*	測定値	判定	備考
$1.0 \times 10^{-6} \text{ cc/sec}$	$\gg 6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$	良	最大検出感度 $6.8 \times 10^{-9} \text{ cc/sec}$

*: 判定基準はIEEE Std.317-1976に基づく

【電気ケーブル等に係る現状の劣化状況】

- 電気学会推奨案, ACA研究結果をもとに経年劣化評価を行い, **60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認**
一部の電気ケーブル等は, **評価期間を迎える前に取替えることで60年の通常運転期間, 設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認**
- 電気ケーブル等の絶縁特性低下事象に対しては, **点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験にて確認**しており, 絶縁特性低下事象が確認された場合, **点検・清掃, 補修により絶縁の回復作業を行い絶縁性能を維持**している。
高圧ケーブル等については, 点検時に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験に加え, **絶縁診断により絶縁の状態を傾向管理**している。
- 東海第二発電所建設時の電気ケーブル敷設作業時に生じた, ケーブルの損傷事象に対しては, 損傷程度に応じて適切な処置(取替又は補修)を施しており, **絶縁低下特性への影響はない**。
(「ケーブル敷設時の損傷事象について」参照)

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

―敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(2/3)



【高経年化に係る評価上の考慮】

- 環境試験(加速劣化)の試験条件設定にあたっては、東海第二発電所の**環境条件(設計値)を保守的に設定し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 通常運転時の原子炉格納容器内環境測定結果で、原子炉格納容器内設計温度の66°Cを上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- 東北地方太平洋沖地震発生に伴う発電所停止操作の過程で、原子炉格納容器内設計温度の66°Cを上回る箇所に敷設された電気ケーブル等については、**実測値による個別評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブル等の保全計画(引替え計画等)を立案**
- ケーブルの高経年化評価にあたっては、電気学会推奨案をもとにした評価に加え、最新知見である**ACA研究の成果をもとにケーブルの評価を実施し**、算出した評価期間から**電気ケーブルの保全計画(引替え計画)を立案**
- ケーブルの劣化評価研究において、**発電所内のケーブル敷設(ケーブルの曲げ敷設、段積敷設)状態を模擬した環境試験を実施し**、絶縁特性低下に影響しないことを確認
- 複合体(ケーブル及びケーブルトレイを防火シートで覆ったもの)の形成が、**ケーブル通電機能及び絶縁機能へ影響しないこと**、高経年化評価結果に影響を及ぼさないことを確認
- 格納容器外電動弁モータ、格納容器内・外端子台については、**実機品を用いた環境試験(加速劣化)を実施し**、絶縁特性に問題ないことを確認

2.7 電気・計装設備の絶縁低下について

—敷設済みの電気ケーブル等に係る現状の劣化状況(3/3)



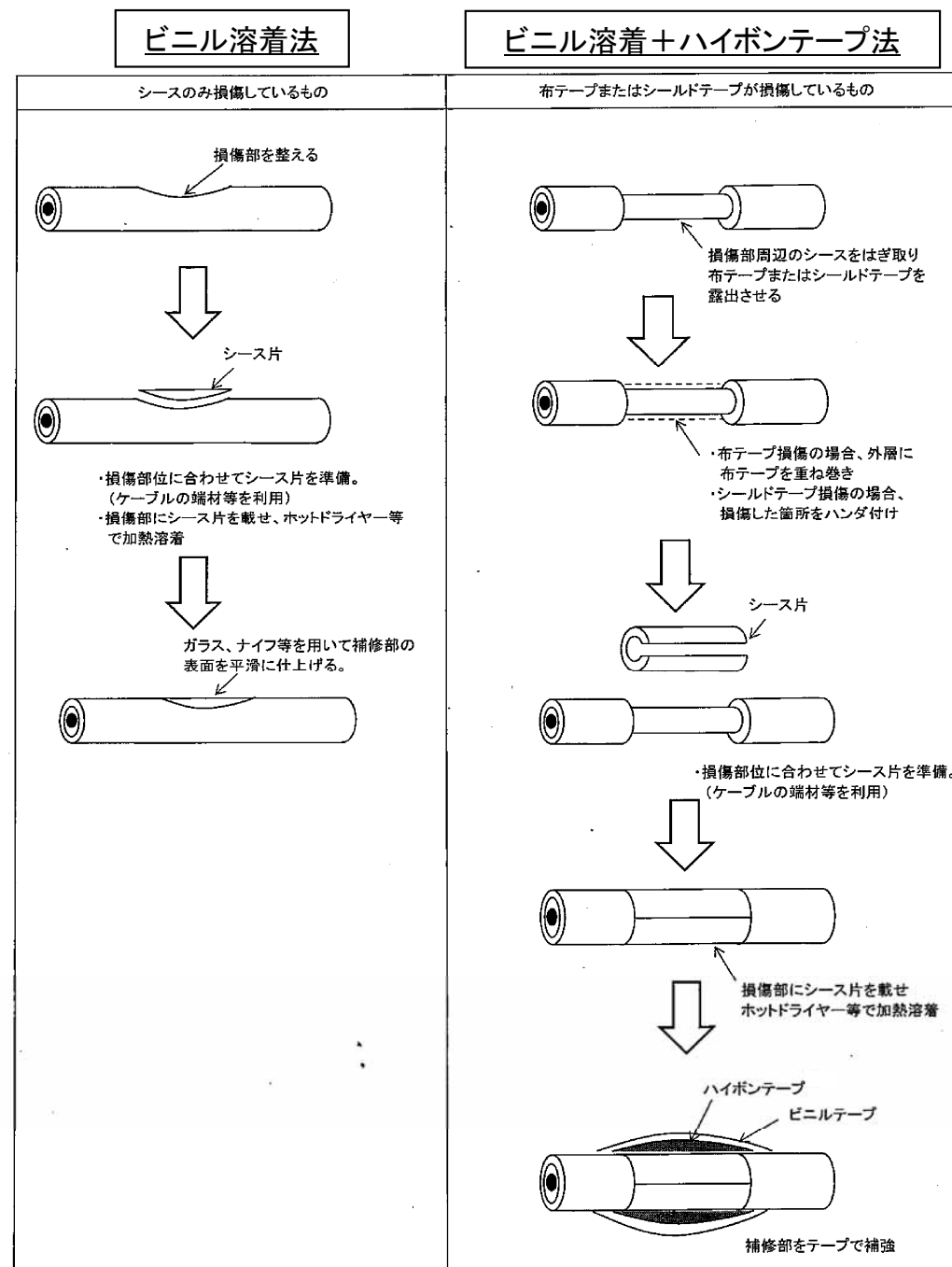
【ケーブル敷設時の損傷事象について】

○東海第二発電所建設時のケーブル敷設作業時に生じたケーブルの損傷事象に対しては、下記の対策を実施しており、**絶縁特性低下への影響はない。**

[損傷ケーブルの補修状況]

- ・ **絶縁体が損傷したものは、新ケーブルと取替**
- ・ シースのみが損傷したものは、シース片を加熱溶着しテープ補強 [ビニル溶着法]
- ・ 布テープまたはシールドテープが損傷したものは、損傷部を補修の後、シース片を加熱溶着し、補修部をテープにて補強 [ビニル溶着+ハイボンテープ法*]

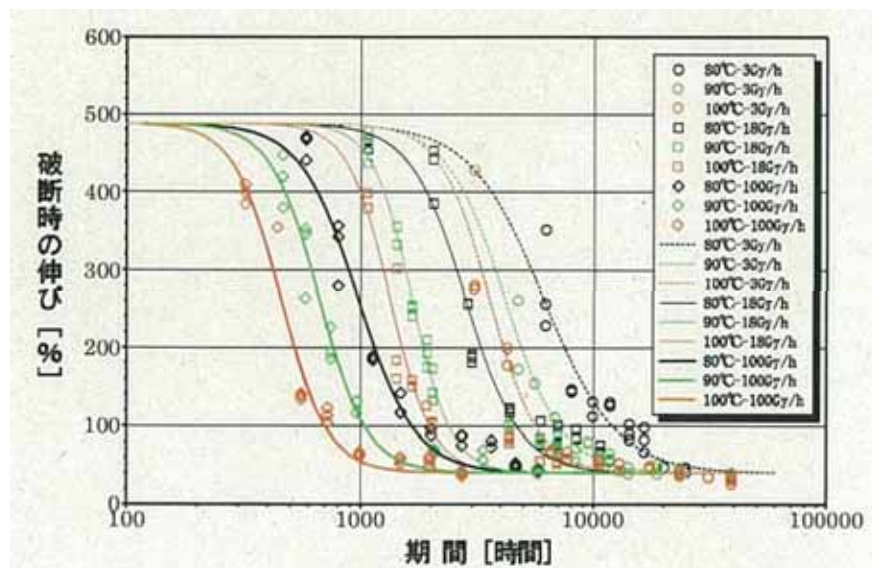
* : ケーブルの絶縁機能は、絶縁体が健全であれば維持されるが、念のため熱による劣化を付与し、耐電圧試験により、絶縁が維持されていることを確認



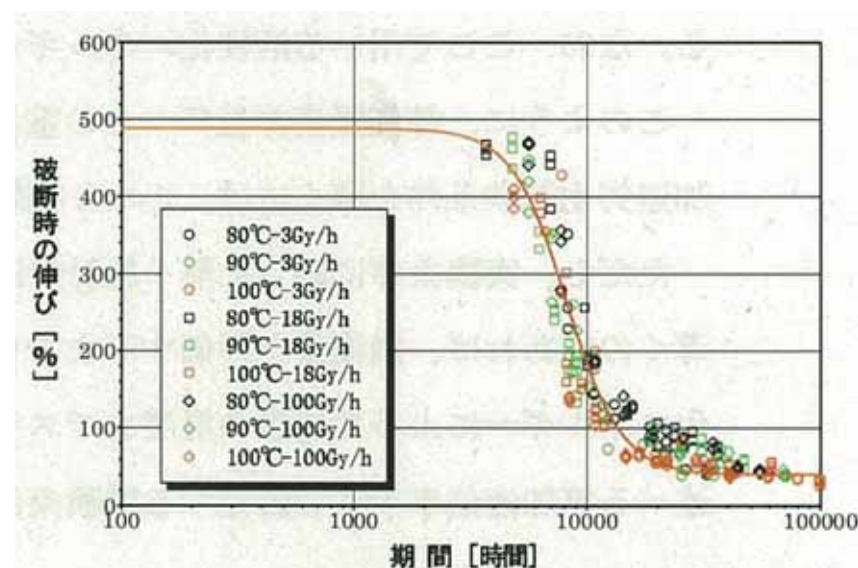
① マスターカーブの劣化カーブ (57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・ACA研究にて東海第二発電所で使用している架橋ポリエチレン絶縁ケーブル(新品)に数種類の熱, 放射線を加えたケーブルの絶縁体引張試験を行い, 結果を「時間依存データの重ね合わせ手法^{*}」を用いて重ね合わせのマスターカーブを作成する。
- ・マスターカーブの劣化カーブ (57.8°C-0.0341Gy/h) は, 重ね合わせマスターカーブに実機ケーブルの環境条件を加え算出した劣化カーブ。

^{*}: 数種類の異なる温度と線量率の条件で得られた劣化特性を1つの劣化特性に重ね合わせる手法 (IEC1244-2, IAEA-TECDOC-1188で提案されている手法)



架橋ポリエチレン絶縁体の熱・放射線同時劣化特性



架橋ポリエチレン絶縁体の時間依存データ
重ね合わせのマスターカーブ

② 実機伸び値データの劣化カーブ (57.8°C-0.0341Gy/h)

- ・原子炉格納容器内よりサンプリングしたケーブル(5本)の中で, 一番環境条件が厳しいケーブルの使用条件を重ね合わせのマスターカーブを用いて算出したカーブ

長期健全性評価試験の条件は、東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時の条件を包絡している。

試験項目	長期健全性評価試験条件	東海第二発電所における60年間の通常運転時及び設計基準事故時条件(設計値)
加速熱劣化	121 °C × 7日間	60年間の通常運転期間相当の熱劣化
熱サイクル	120 回	110 回
放射線(通常時+事故時)	800 kGy	281 kGy (通常時:21 kGy 事故時:260 kGy)
蒸気曝露試験(温度)	171 °C(最高温度)	171 °C(最高温度)
蒸気曝露試験(圧力)	0.43 MPa(最高圧力)	0.31 MPa(最高圧力)
加振	1.36 G(20G) *	9.69 G

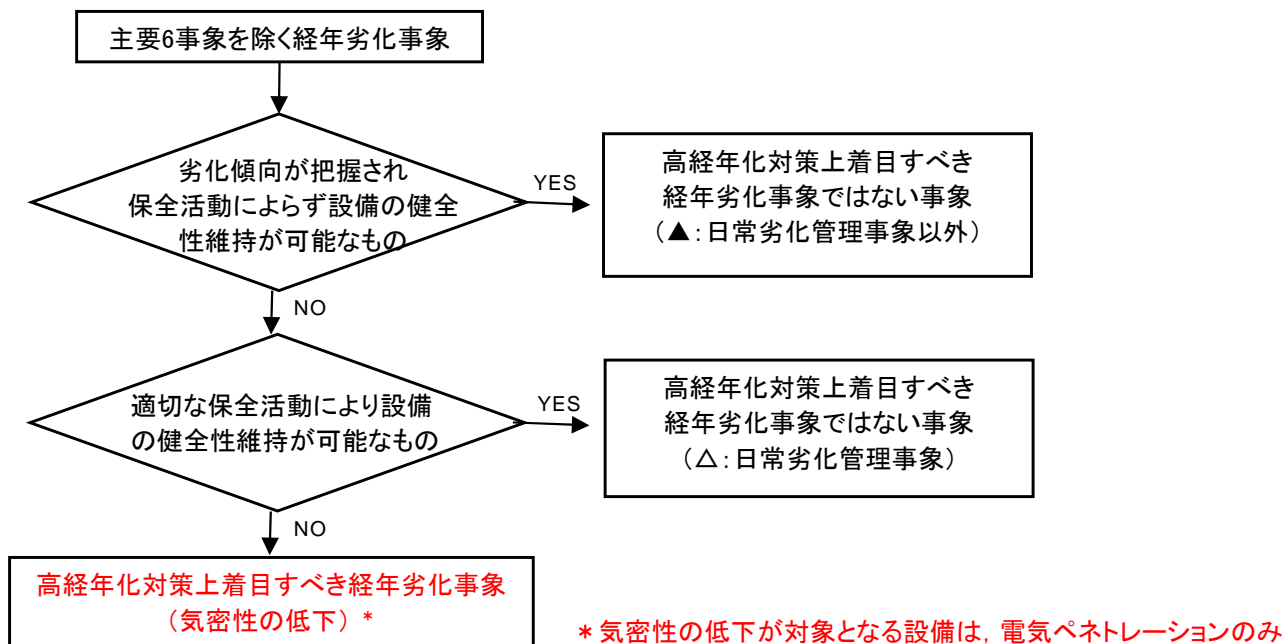
*: 想定される最大応答加速度9.69 Gに対しては、同等の電気ペネトレーションによる加速度20 Gの加振試験にて健全性を確認している。

【電気ペネトレーションの保全について】

低圧, 高圧電気ペネトレーションは, 保全計画に従い, 今停止期間中に取替を行う計画としている。

1. 6事象以外の劣化事象

6事象以外の劣化事象抽出フローに従い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出を行った結果、**気密性の低下事象**が抽出された。



6事象以外の劣化事象抽出フロー

2. 6事象以外の劣化事象についての要求事項

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の 期間の延長の審査基準	○劣化傾向監視等劣化管理がなされていない事象について、当該事象が発生又は進展している若しくはその可能性が認められる場合は、その発生及び進展を前提とした健全性評価を行い、その結果、技術基準規則に定める基準に適合すること。

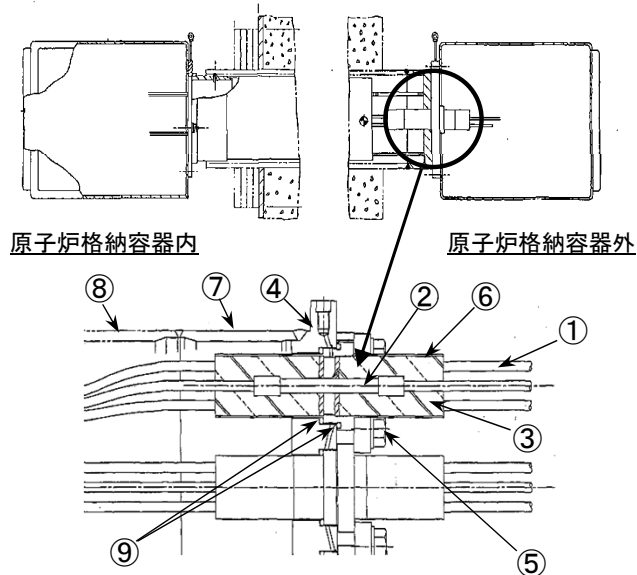
3. 電気ペネトレーションの使用材料, 使用条件

低圧, 高圧用電気ペネトレーションの使用条件

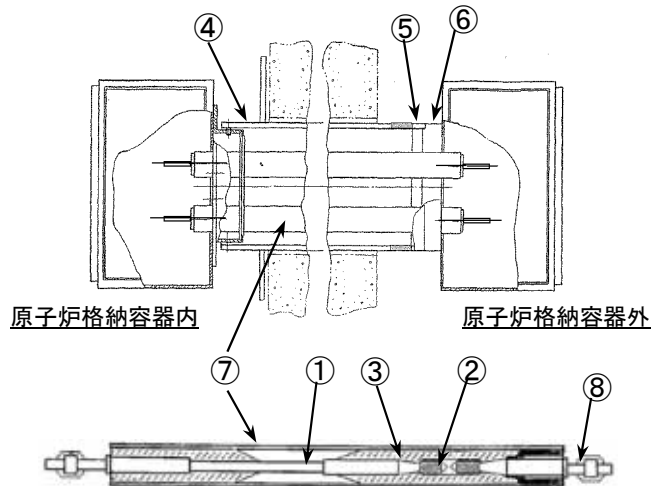
	通常運転時	設計基準事故時*1	重大事故等時*2
周囲温度	65.6 °C (最高)	171 °C (最高)	235 °C (最高)
最高圧力	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.62 MPa
放射線	0.040 Gy/h (最大)	260 kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

*1: 設計基準事故時における原子炉格納容器内の環境条件設計値

*2: 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件解析値



低圧用電気ペネトレーション構造図



高圧用電気ペネトレーション構造図

低圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

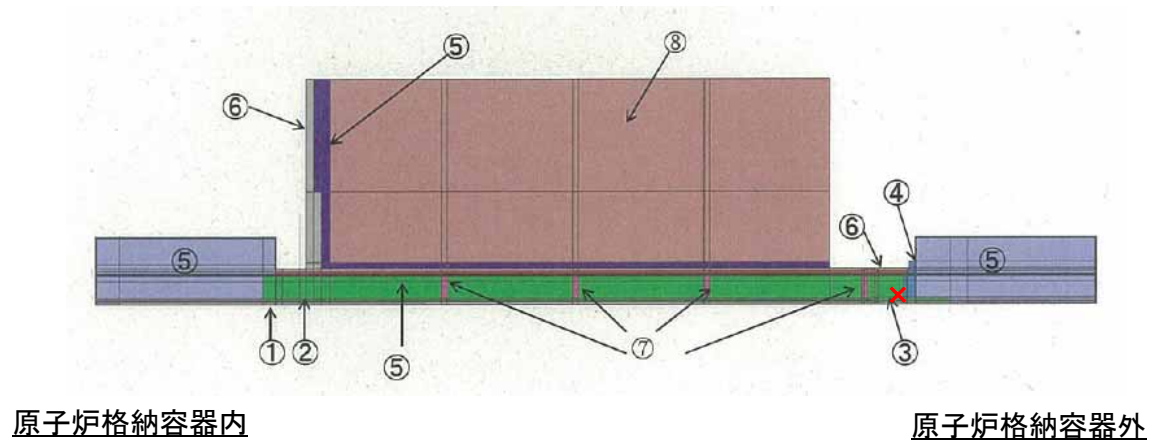
No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	銅, 架橋ポリエチレン	⑥	モジュール	ステンレス鋼
②	接続部	銅	⑦	アダプタ	炭素鋼
③	シール部	エポキシ樹脂	⑧	スリーブ	炭素鋼
④	ヘッド	ステンレス鋼	⑨	Oリング	エチレンプロピレンゴム
⑤	取付ボルト	ステンレス鋼			

高圧用電気ペネトレーション主要部位の使用材料

No.	部位	材料	No.	部位	材料
①	電線	銅, エチレンプロピレンゴム	⑤	アダプタ	炭素鋼
②	接続スリーブ	銅	⑥	ヘッド	ステンレス鋼
③	シール部	エチレンプロピレンゴム	⑦	パイプ	ステンレス鋼
④	スリーブ	炭素鋼	⑧	導体	銅

4. 電気ペネトレーションの温度解析による健全性評価(重大事故等時)

温度解析は、低圧用電気ペネトレーションの構造体の解析モデルを作成し、各部位の物理特性値(熱伝導率, 比熱, 密度, 表面放散熱抵抗)を用いて重大事故等時の解析入力条件に対する評価部位の温度を解析により算出する。



×: 評価部位(シール部)

番号	項目	番号	項目	番号	項目	番号	項目
①	銅	③	エポキシ	⑤	空気	⑦	ベークライト
②	ポリエチレン	④	ステンレス	⑥	鉄	⑧	コンクリート

5. 温度解析による健全性評価(重大事故等時)

a. 解析条件

原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価で想定した重大事故等時条件を包絡する重大事故等時の解析入力条件は以下のとおり。

重大事故等時条件 1

大LOCA+循環冷却(DW)

重大事故等時条件 2

重大事故等時条件 3

【重大事故等時条件 1 解析入力条件】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	
原子炉格納容器外の温度は、 <input type="text"/> ～ <input type="text"/> 時間の間 <input type="text"/> °C	

【重大事故等時条件 2 解析入力条件】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	
原子炉格納容器外の温度は、 <input type="text"/> ～ <input type="text"/> 時間の間 <input type="text"/> °C	

【重大事故等時条件 3 解析入力条件】

時間[h]	
原子炉格納容器内温度[°C]	
原子炉格納容器外の温度は、 <input type="text"/> 時間～ <input type="text"/> 時間は <input type="text"/> °C、 <input type="text"/> 時間から <input type="text"/> 時間は <input type="text"/> °C	

○耐震安全性評価

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の 運転の期間の延長の 審査基準	<ul style="list-style-type: none"> ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果，耐震設計上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力，亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果，想定亀裂(欠陥)に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。 ○経年劣化事象を考慮した，地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果，機能確認済加速度以下であること。 ○経年劣化事象を考慮した，地震時の燃料集合体の変位を評価した結果，機能確認済相対変位以下であるか又は，同様に制御棒挿入時間を評価した結果，安全評価上の規定時間以下であること。

○耐津波安全性評価

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の 運転の期間の延長の 審査基準	<ul style="list-style-type: none"> ○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について，津波時に発生する応力等を評価した結果，許容限界を下回ること。

2.9 耐震安全性評価－評価対象

評価対象機器は、安全機能を有する機器より抽出※し、以下の種別に分類する。

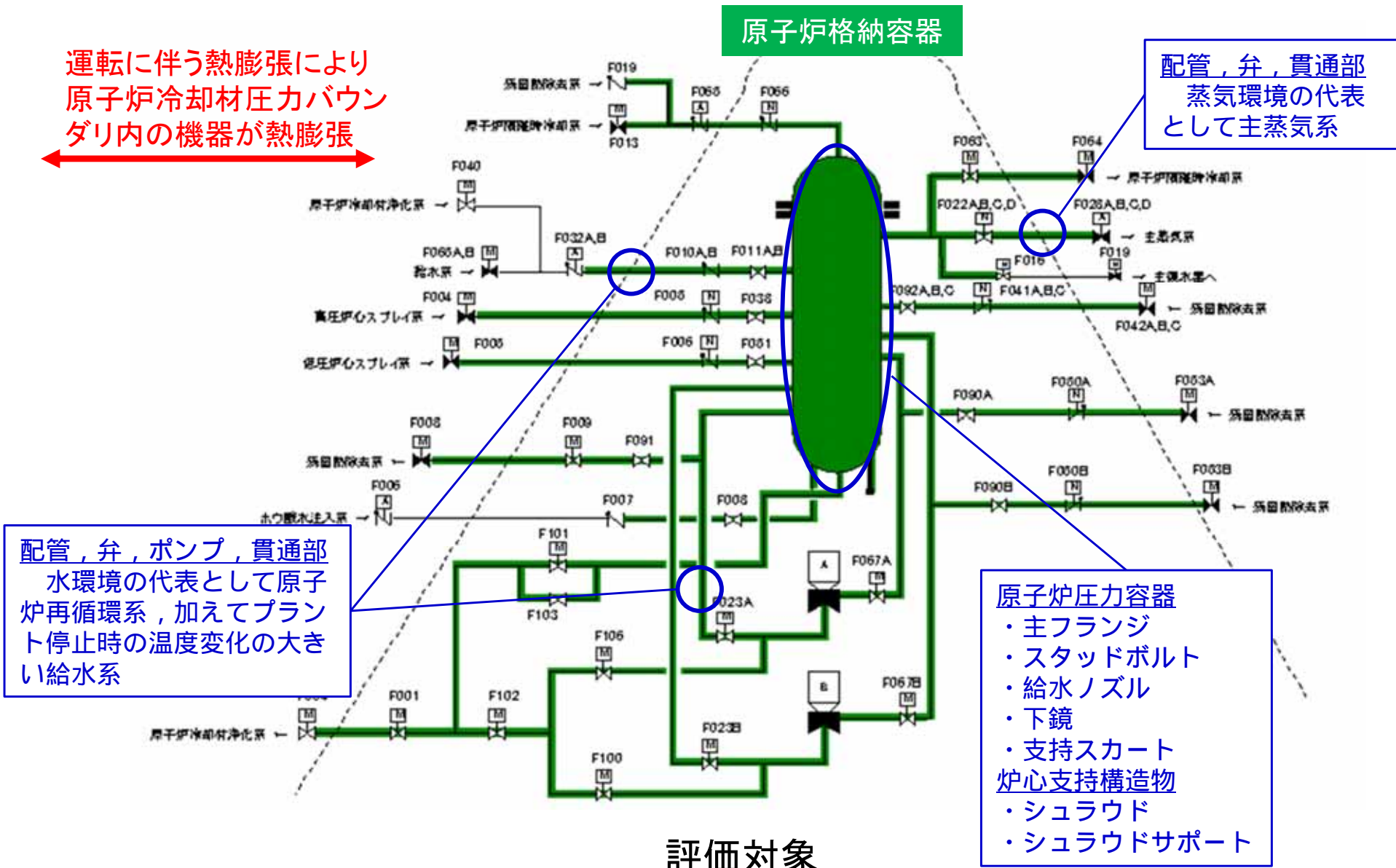
機器・構造物	対象機器・構造物名称
ポンプ	原子炉再循環ポンプ, 留熱除去系ポンプ 他
熱交換器	残留熱除去系熱交換器, 給水加熱器 他
ポンプモータ	残留熱除去系ポンプ 他
容器	原子炉圧力容器, 原子炉格納容器 他
配管	原子炉再循環系配管, 給水配管 他
弁	主蒸気隔離弁, 主蒸気逃し安全弁 他
炉内構造物	炉心シュラウド, ジェットポンプ 他
ケーブル	低圧CV ケーブル 他
タービン設備	主タービン, 原子炉隔離時冷却系タービン 他
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	原子炉建屋, 取水構造物 他
計測制御設備	原子炉圧力計測装置 他
空調設備	原子炉建屋ガス処理系 他
機械設備	制御棒, 非常用ディーゼル機関 他
電源設備	主発電機, 主変圧器 他

※: クラス1, 2及び最高使用温度が95℃を超える, 又は最高使用圧力が1, 900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器(浸水防護施設を含む), 並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。

2.9 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価(評価対象の抽出)



評価対象: 低サイクル疲労評価と同様に, 原子炉冷却材圧力バウンダリ内機器について, 代表機器を抽出(原子炉圧力容器, 炉心支持構造物, 原子炉再循環ポンプ, 配管, 弁)



運転に伴う熱膨張により
原子炉冷却材圧力バウ
ンダリ内の機器が熱膨張



2.9 耐震安全性評価－低サイクル疲労評価(代表以外の機器の評価)



評価対象機器・部位について、**全て許容値1を下回ることを確認**した。

評価対象機器・部位		60年時点の疲労 累積係数	地震動による疲労累積 係数(基準地震動 S_S)	合計 (許容値:1以下)	
原子炉再循環ポンプ	ケーシング入口ノズルー配管との溶接部	0.0000	0.0033	0.0033	
容器	原子炉圧力容器	主フランジ	0.0177	0.0000	0.0177
		スタッドボルト	0.2526	0.0000	0.2526
		給水ノズル	0.6146*	0.0002	0.6148
		下鏡	0.4475*	0.0002	0.4477
		支持スカート	0.5691	0.0002	0.5693
	機械ペネトレーション	主蒸気系配管貫通部	0.0071	0.0001	0.0072
		給水系配管貫通部	0.0064	0.0001	0.0065
配管	ステンレス鋼配管	原子炉再循環系配管	0.1182*	0.1455	0.2637
	炭素鋼配管	原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	0.6558	0.7411
		原子炉系(純水部)配管	0.5799*	0.0259	0.6058
弁	原子炉給水止め弁(弁箱)	0.5373*	0.0000	0.5373	
	原子炉再循環ポンプ出口弁(弁箱)	0.0338*	0.0001	0.0339	
	原子炉給水逆止弁(弁箱)	0.8848*	0.0000	0.8848	
	原子炉再循環ポンプ流量制御弁(弁箱)	0.0738*	0.0001	0.0739	
	主蒸気隔離弁(弁箱)	0.2278	0.0000	0.2278	
炉内構造物	炉心シュラウド	0.0351	0.0007	0.0358	
	シュラウドサポート	0.0647	0.0000	0.0647	

*: 環境を考慮

○60年時点の腐食代(0.3mm)の設定について

東海第二発電所に隣接し、環境条件が同じである東海発電所のプラント建設当初から使用(34年使用)している基礎ボルトについて、以下3つの環境区分毎に調査した。

- ①屋外埋設部(屋外の基礎コンクリート埋設部)
- ②屋内埋設部(地面に接している最下階のコンクリート埋設部)
- ③屋内埋設部(最下階以外のコンクリート埋設部)

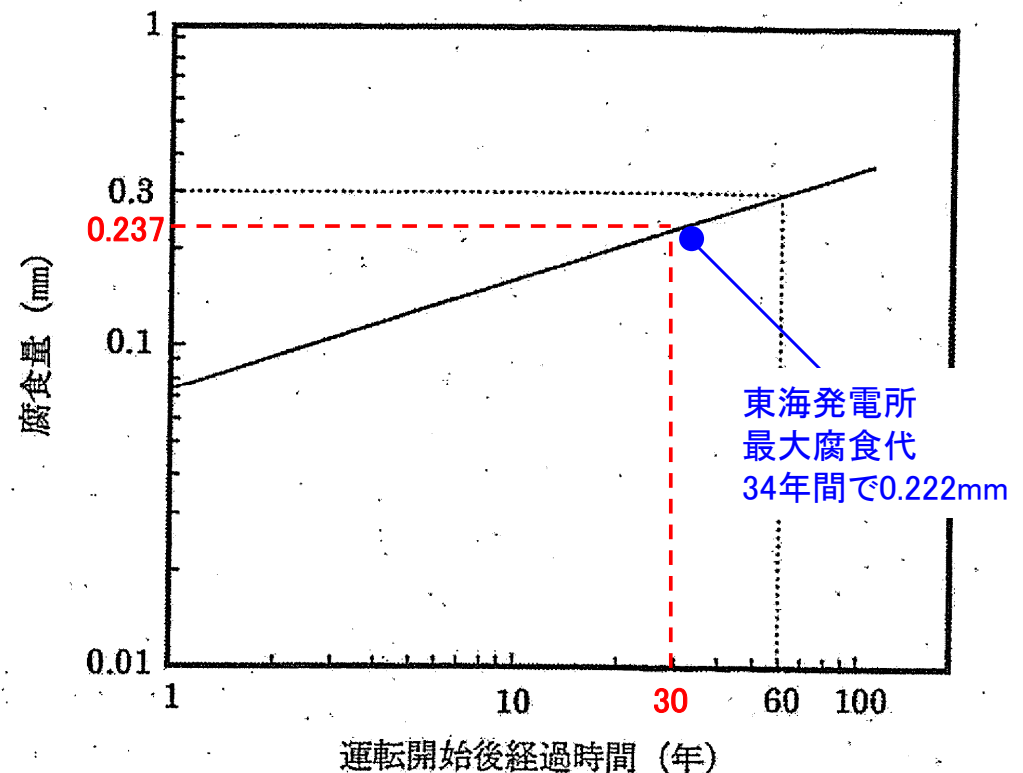
調査の結果、最も腐食代が大きい屋外設置機器で**最大0.222mm(実績値)**であった。

この値は、右図※の炭素鋼の大気腐食量として想定される**30年時点の0.237mm**を下回ることから、この外挿により**60年時点の腐食代は0.3mm**を下回ると推定できる。

※:(社)腐食防食協会主催「材料と環境2002」発表に一部加筆

以上より、保守的に**60年時点の腐食代を0.3mm**と設定した。

普通鋼の暴露試験結果より60年の腐食量を推定したカーブ



炭素鋼の大気腐食による腐食量

＜機械設備の応力腐食割れ＞

応力腐食割れが想定される機械設備(廃棄物処理設備)について、最も長く(建設時から)設置・使用されている設備(濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備)のうち、最高使用圧力が廃液濃縮器復水器(0.07MPa)より大きい廃液濃縮器蒸発缶(0.34MPa)を代表として評価する。

廃棄物処理設備	設置・使用期間	機器	部位
濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備	約44年	廃液濃縮器蒸発缶	胴板
		廃液濃縮器復水器	胴板
機器ドレン系設備	約36年	クラッドスラリ濃縮器加熱器	伝熱管, 管板等
		クラッドスラリ濃縮器	胴板
		クラッドスラリ濃縮器復水器	伝熱管, 管板等
		クラッドスラリ濃縮器デミスタ	胴板
減容固化系設備	約36年	溶解タンク	上板, 胴板
		ミストセパレータ	上板, 胴板
		デミスタ	上板, 胴板
		乾燥機復水器	胴板
雑固体焼却系設備	約36年	焼却灰取出ボックス	ケーシング
		排ガスフィルタ	胴板
雑固体減容処理設備	約16年	高周波溶融炉	外殻
		溶融炉排ガスフィルタ	胴板
		溶融炉排ガス脱硝塔	胴板

<機械設備の応力腐食割れ>

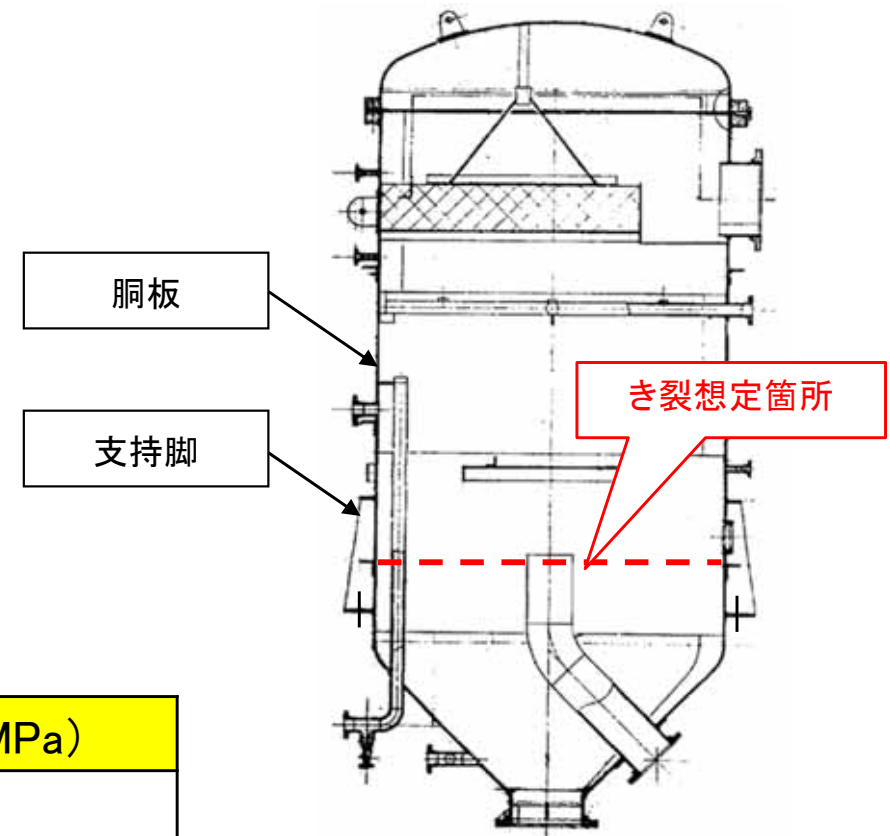
(a) 評価内容

規格※1に基づき、60年時点のき裂として**半周の貫通き裂を仮定**して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を下回ることを確認する。

※1: 日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998)

(b) 評価結果

評価対象	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31	65



廃液濃縮器蒸発缶構造図

地震時の発生応力が許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ないと評価した。

○プラントの運転状態

プラントの運転状態は I ～ IV があり、数字が大きくなるほど影響が大きい。

運転状態Ⅲ	原子炉施設の故障，異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要な運転状態（ 過渡事象であって比較的影響が小さい事象 （制御棒引抜き等））
運転状態Ⅳ	原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態（ 事故であって比較的影響が大きい事象 （LOCA等））

○許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASについて

配管（機器）の許容応力状態Ⅲ_AS及びⅣ_ASは，プラントの運転状態Ⅲ，Ⅳに対応する原子炉圧力容器の温度，圧力の変動による荷重（許容応力状態Ⅲ，Ⅳ）と，地震により生ずる応力を組み合わせた状態をいう。

許容応力状態Ⅲ _A S	運転状態Ⅲに対応する原子炉圧力容器の温度，圧力の変動による荷重（ 許容応力状態Ⅲ_A ）＋ 地震（S_d） により生ずる応力
許容応力状態Ⅳ _A S	運転状態Ⅳに対応する原子炉圧力容器の温度，圧力の変動による荷重（ 許容応力状態Ⅳ_A ）＋ 地震（S_s） ※により生ずる応力

※：地震（S_d）及び静的地震も考慮している

2.9 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(1/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
						梁モデル評価			梁モデル評価			
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	MS-17	クラス1	S	Ss	一次	601	364	×	291	364	○	
					一次+二次	1613	366	×	831	366	×	
					—	—	—	疲労累積係数=0.3256 ^{*1}		○		
				Sd	一次	413	274	×	225	274	○	
					一次+二次	993	366	×	556	366	×	
					—	—	—	疲労累積係数=0.3132 ^{*1}		○		
	MS-19	クラス1	S	Ss	一次	1031	364	×	144	364	○	
					一次+二次	2770	366	×	396	366	×	
					—	—	—	疲労累積係数=0.0169 ^{*2}		○		
				Sd	一次	649	274	×	102	274	○	
					一次+二次	1531	366	×	235	366	○	
					—	—	—					
	MS-19	クラス2	S	Ss	一次	765	363	×	150	363	○	
					一次+二次	1191	364	×	195	364	○	
					—	—	—					
				Sd	一次	493	182	×	113	182	○	
					一次+二次	648	364	×	121	364	○	
					—	—	—					
MSIV-10,13,14,16,19	クラス2	S	Ss	一次	205	380	○	—	—	—		
				一次+二次	350	364	○	—	—	—		
			Sd	一次	179	209	○	—	—	—		
				一次+二次	209	364	○	—	—	—		

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.4580であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0029であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

: 最大の応力評価点又は疲労評価点の値

2.9 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(2/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
						梁モデル評価			梁モデル評価			
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
原子炉系 (純水部)	FDW-1,2,3,4,9	クラス1	S	Ss	一次	103	364	○	—	—	—	
					一次+二次	109	366	○	—	—	—	
				Sd	一次	92	274	○	—	—	—	
		一次+二次			67	366	○	—	—	—		
		クラス2		Ss	一次	96	363	○	—	—	—	
					一次+二次	140	364	○	—	—	—	
	Sd		一次	82	182	○	—	—	—			
		一次+二次	89	364	○	—	—	—				
	FDW-5,6,7,8,11	クラス1	S	Ss	一次	100	364	○	—	—	—	
					一次+二次	103	366	○	—	—	—	
				Sd	一次	90	274	○	—	—	—	
		一次+二次			63	366	○	—	—	—		
クラス2		Ss		一次	94	363	○	—	—	—		
				一次+二次	133	364	○	—	—	—		
	Sd	一次	81	182	○	—	—	—				
一次+二次		84	364	○	—	—	—					
給水系	FDW-13,14	クラス2	S	Ss	一次	125	363	○	—	—	—	
					一次+二次	241	364	○	—	—	—	
				Sd	一次	107	182	○	—	—	—	
					一次+二次	130	364	○	—	—	—	
				B	B	104	229	○	—	—	—	
	FDW-16,17,18,22,23,24	クラス3		B	B	89	201	○	—	—	—	
	FDW-15,25	クラス3		B	B	267	172	×	127	229	○	
	FDW-20,26	クラス3		B	B	291	172	×	130	229	○	
FDW-19,21,27,29	クラス3	B	B	179	229	○	—	—	—			

: 最大応力評価点の値

2.9 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(3/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境)	C-01	クラス3	B	B	239	245	○	—	—	—	
	C-02	クラス3	B	B	204	245	○	—	—	—	
	C-03	クラス3	B	B	100	245	○	—	—	—	
	C-04	クラス3	B	B	100	245	○	—	—	—	
	C-05	クラス3	B	B	104	245	○	—	—	—	
	C-06	クラス3	B	B	115	245	○	—	—	—	
	C-07	クラス3	B	B	146	245	○	—	—	—	
	C-08	クラス3	B	B	147	245	○	—	—	—	
	C-09	クラス3	B	B	108	245	○	—	—	—	
	C-10	クラス3	B	B	158	206	○	—	—	—	
	C-11	クラス3	B	B	159	206	○	—	—	—	
	C-12	クラス3	B	B	91	224	○	—	—	—	
	C-13	クラス3	B	B	114	245	○	—	—	—	
	C-14	クラス3	B	B	112	245	○	—	—	—	
	C-23	クラス3	B	B	138	245	○	—	—	—	
C-26	クラス3	B	B	86	206	○	—	—	—		
C-36	クラス3	B	B	200	224	○	—	—	—		
3B-C-113	クラス3	B	B	191	206	○	—	—	—		
給水加熱器 ドレン系	HD-24	クラス3	B	B	108	205	○	—	—	—	
	HD-25	クラス3	B	B	231	205	×	85	205	○	
	HD-26	クラス3	B	B	173	205	○*1	57	205	○	

*1: モデル内のサポート補強を要するため、60年時点肉厚(サポート補強有り)による評価を実施する。

: 最大応力点の値

2.9 耐震安全性評価－腐食（流れ加速型腐食）評価（4/5）



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
						梁モデル評価			梁モデル評価			
						発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
原子炉系 (蒸気部) [主配管]	MS-B	クラス1	S	Ss	一次	—	—	—	317	345	○	
					一次+二次	—	—	—	829	345	×	
					疲労累積係数=0.9249 ^{*1}	—	—	○				
				Sd	一次	—	—	—	236	258	○	
					一次+二次	—	—	—	489	345	×	
					疲労累積係数=Ssに包含される	—	—	○				
		クラス2	S	Ss	一次	—	—	—	90	380	○	
					一次+二次	—	—	—	51	418	○	
				Sd	一次	—	—	—	82	209	○	
					一次+二次	—	—	—	33	418	○	
原子炉冷却材浄化 系	CU-PD-9	クラス1	S	Ss	一次	—	—	—	333	414	○	最大応力点
					一次+二次	—	—	—	1015	354	×	最大応力点(SUS)
					疲労累積係数=0.7408 ^{*2}	—	—	○				
					一次+二次	—	—	—	828	414	×	最大応力点(CS)
					疲労累積係数=0.6612 ^{*3}	—	—	○				
					Sd	一次	—	—	—	228	310	○
				一次+二次		—	—	—	563	354	×	最大応力点(SUS)
				疲労累積係数=Ssに包含される		—	—	○				
				一次+二次		—	—	—	503	414	×	最大応力点(CS)
				疲労累積係数=Ssに包含される	—	—	○					

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0085であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*3: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0462であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

○: 最大の応力点又は疲労評価の値

2.9 耐震安全性評価－腐食(流れ加速型腐食)評価(5/5)



全ての評価対象について、地震時の発生応力、又は疲労累積係数が許容値を下回ることから、耐震安全性上問題ないことを確認した。

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境 以外)	C-15	火力 ^{*1}	B	B	1056	237	×	121	237	○	
	C-16	火力 ^{*1}	B	B	259	311	○ ^{*2}	88	311	○	
	C-17	火力 ^{*1}	B	B	171	311	○	—	—	—	
	C-18	クラス3/火力 ^{*1}	B	B	415	311	×	132	311	○	
	C-19	クラス3	B	B	109	233	○	—	—	—	
	C-20	クラス3	B	B	135	231	○	—	—	—	
	C-21	クラス3	B	B	317	311	×	131	311	○	
	C-22	クラス3	B	B	292	311	○	—	—	—	
	C-34	クラス3	B	B	180	231	○	—	—	—	
	C-35	クラス3/火力 ^{*1}	B	B	470	233	×	68	233	○	
	C-39	火力 ^{*1}	B	B	6662 ^{*3}	233	×	227	233	○	
	C-WSN	火力 ^{*1}	B	B	170	233	○	—	—	—	
	MUW-172-06	クラス3	B	B	144	188	○	—	—	—	

*1:火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス3として評価した。

*2:モデル内のサポート容量変更を要するため、60年時点肉厚による評価を実施する。

*3:当該部は、他のモデルと比較すると必要最小肉厚が薄く断面係数が小さい。また、管台形状であることから発生応力が高くなった。

: 最大応力点の値

2.9 耐震安全性評価—動的機能維持評価(1/2)



評価対象機器について、地震時の動的機能が維持されることを確認した。

＜流れ加速型腐食＞

接続する配管のFACの耐震評価範囲のうち動的機能が要求される弁について、以下のとおり地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した。

地震力		振動数 (Hz)	原子炉給水逆止弁		主蒸気隔離弁	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	50	4.90	< 6.0	7.65	< 10.0
	鉛直		3.27	< 6.0	5.51	< 6.2

地震力		振動数 (Hz)	主蒸気逃がし安全弁		原子炉冷却材浄化系内側隔離弁	
			応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	応答加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)	機能確認済 加速度 ($\times 9.8\text{m/s}^2$)
Ss	水平	50	6.53	< 9.6	4.70	< 6.0
	鉛直		2.04	< 6.1	1.33	< 6.0

評価対象機器について、地震時の動的機能が維持されることを確認した。

機器	想定される経年劣化事象に対する評価
弁	<p><低サイクル疲労> 「2.9 耐震安全性評価—低サイクル疲労評価(代表以外の機器の評価)」に示すとおり、全て許容値1を下回り、低サイクル疲労割れが発生しないため、地震時の動的機能が維持されることを確認した。</p>
弁以外 (ポンプ, タービン設備, 計測制御設備, 空調設備, 機械設備, 電源設備)	<p><基礎ボルトの腐食(全面腐食)> 基礎ボルトの腐食(全面腐食)による減肉を仮定した耐震安全性評価の結果、地震時の発生応力が許容応力を下回り、支持する機器の支持機能への影響がないことから振動応答特性への影響はなく、地震時の動的機能は維持されることを確認した。</p>

2.9 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価(1/2)



評価対象機器における経年劣化事象を抽出し影響について評価した結果、**制御棒挿入性に影響を及ぼす可能性のある経年劣化事象はないことを確認した。**

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
制御棒	ローラ, ピンの摩耗	耐摩耗性の高いコバルト基合金, ニッケル基合金を使用されていること, 且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査, 制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから, 制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管, シース, タイロッド, ピン, 上部ハンドルの韌性低下, 照射誘起型応力腐食割れ	制御棒の動作性に問題が生じていないことを, 定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査, 制御棒駆動機構機能検査により確認しているため, 制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管, シース, タイロッド, ソケット, ピン, 上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ		無
炉内構造物	炉心シュラウド, シュラウドサポートの疲労割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず, また60年時点での疲労評価にて疲労累積係数が1より小さいことを確認し, 疲労破壊を起こさないため, 炉心支持機能に与える影響はない。	無
	炉心シュラウド, シュラウドサポート, 上部格子板, 炉心支持板, 燃料支持金具, 制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ	現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果, 60年時点で破壊に至らないことを確認しており, また, ひびの方向性が縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから, 炉心支持機能に与える影響はない。	無
		上部格子板, 炉心支持板, 燃料支持金具, 制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず, 維持規格に基づき計画的に点検を実施するため, 炉心支持機能に与える影響はない。	無

2.9 耐震安全性評価－制御棒挿入性評価(2/2)

評価対象機器における経年劣化事象を抽出し影響について評価した結果、**制御棒挿入性に影響を及ぼす可能性のある経年劣化事象はないことを確認した。**

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
炉内構造物	炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 燃料支持金具, 制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず, しきい照射量を超える炉心シュラウドと上部格子板のうち, 炉心シュラウドは60年時点で破壊に至らないことを確認しており炉心支持機能に与える影響はない。また, 上部格子板は溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく, 運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力成分は低く, 照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないため, 炉心支持機能に与える影響はない。 その他の機器はしきい照射量に達せず, 照射誘起型応力腐食割れが発生しない。	無
	炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 燃料支持金具, 制御棒案内管の照射スウェリング, 照射下クリープ	炉心支持機能に与える影響はない。	無
	燃料支持金具(中央), 制御棒案内管の熱時効	現状目視点検で割れが確認されておらず, 亀裂の原因となる経年劣化事象がなく, 熱時効による破壊に至らないため, 炉心支持機能に与える影響はない。	無
燃料集合体	燃料集合体の腐食減肉	燃料集合体の外周にチャンネルボックスが取り付けられており, 燃料集合体は制御棒と接触しないため, 燃料集合体の照射による腐食減肉は制御棒挿入性に影響を与えない。	無

2.9 耐津波安全性評価－評価対象

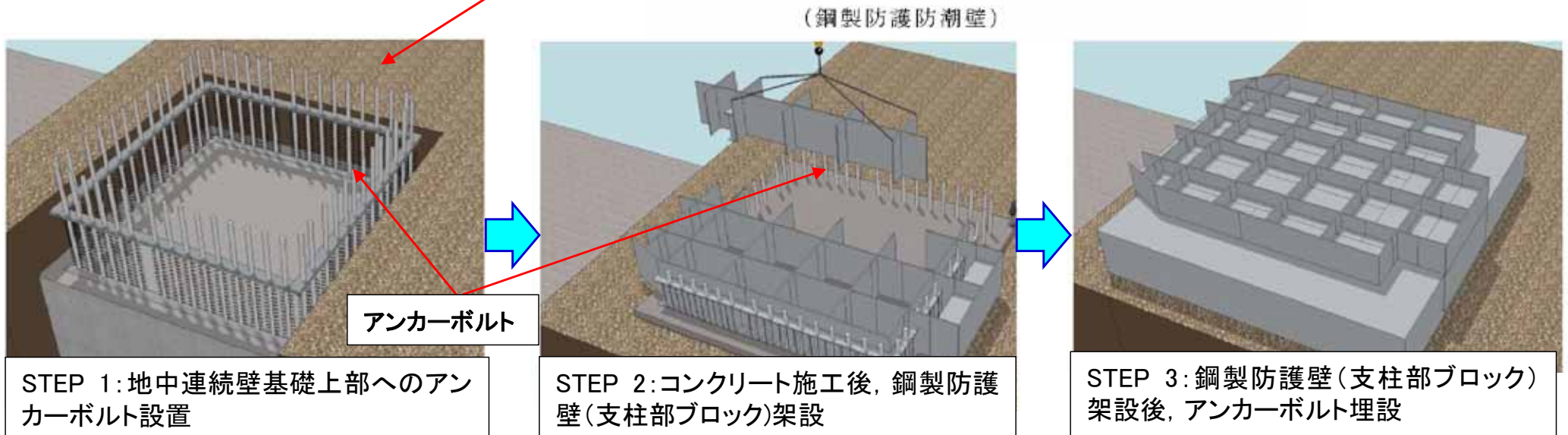
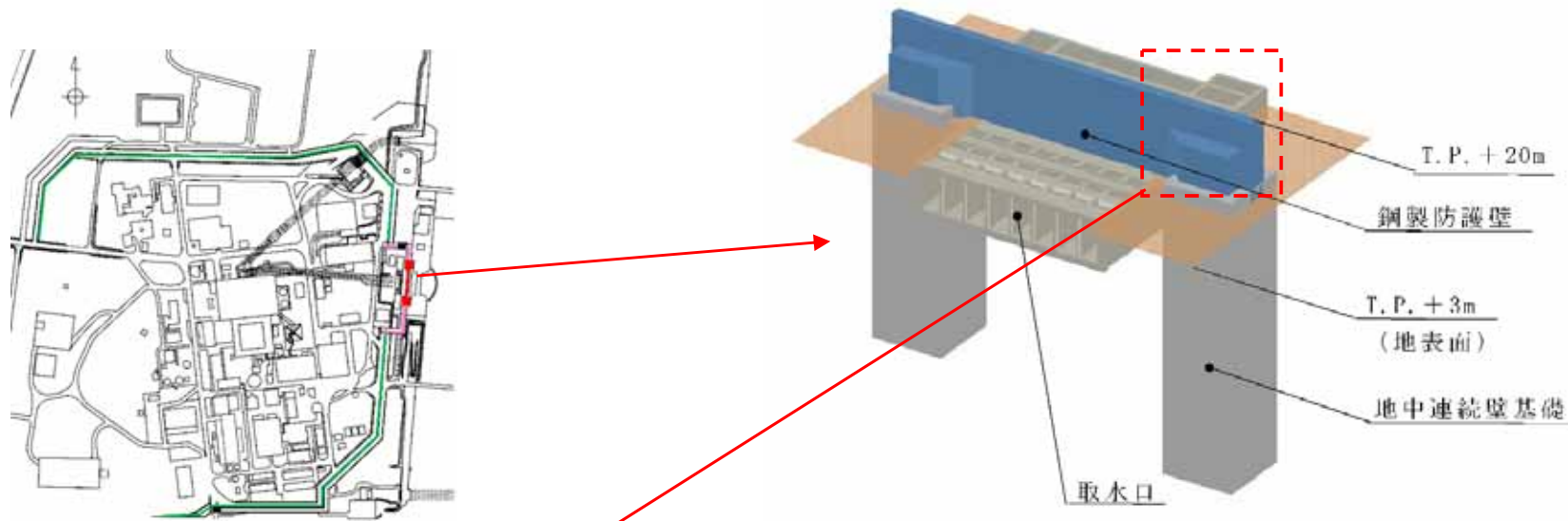
評価対象である浸水防護施設は以下のとおり。

浸水防護施設			浸水防護施設の区分	評価対象／対象外の区別
弁	逆止弁	浸水防護施設系統逆止弁	浸水防止設備	対象
コンクリート 構造物及び 鉄骨構造 物	コンクリート 構造物	防潮堤(鉄筋コンクリート防潮壁及び鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁), 原子炉建屋	津波防護施設	対象
		防潮堤(鋼製防護壁), 防潮扉, 放水路ゲート, 構内排水路逆流防止設備, 貯留堰		対象
	鉄骨構造物	浸水防止蓋, 水密扉	浸水防止設備	対象
計測制御 設備	操作制御盤	潮位監視盤, 津波・構内監視設備	津波監視設備	対象外*
	計測装置	取水ピット水位計測装置		対象
		潮位計測装置		対象

*: 基準津波の影響を受ける位置に設置されないため, 耐津波安全性評価対象外とする

2.9 耐津波安全性評価－防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルト設置位置

防潮堤(鋼製防護壁)アンカーボルトは、鋼製防護壁と地中連続壁基礎の接合部に設置され、**全てコンクリート埋設となることから、腐食(全面腐食)は想定されないもの**と評価。



2.10 東海第二発電所の特有の評価－震災影響評価(津波による影響)



・津波による影響(1/3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ポンプ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ(2C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ(2C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ(A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ(A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ(A, C)	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表	アブレシブ摩耗	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ(A, C)	主軸	代表	孔食, 隙間腐食	補修	良
	洗浄水ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	補修	良
	洗浄水ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
	海水電解装置ポンプ	主軸, 羽根車, ケーシングリング, すべり軸受	代表以外	アブレシブ摩耗	補修	良
	海水電解装置ポンプ	主軸	代表以外	孔食, 隙間腐食	補修	良
ポンプモータ	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機(2C)	絶縁体	代表	絶縁特性低下	補修	良
	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ電動機(2C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表	全面腐食	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	残留熱除去系海水ポンプ・電動機(A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良

・津波による影響(2/3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ポンプ モータ	補機冷却系海水ポンプ・電動機(A, C)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	補機冷却系海水ポンプ電動機(A, C)	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	洗浄水ポンプ・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	洗浄水ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	海水電解装置ポンプ・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
	海水電解装置ポンプ・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	トラベリングスクリーン・電動機	取付ボルト, 固定子コア, 回転子コア, フレーム, エンドブラケット, 端子箱, 主軸	代表以外	全面腐食	補修	良
	トラベリングスクリーン・電動機	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	補修	良
ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	難燃CVケーブル	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	ケーブルトレイ, 電線管, サポート等	鋼材	代表以外	全面腐食	取替	良

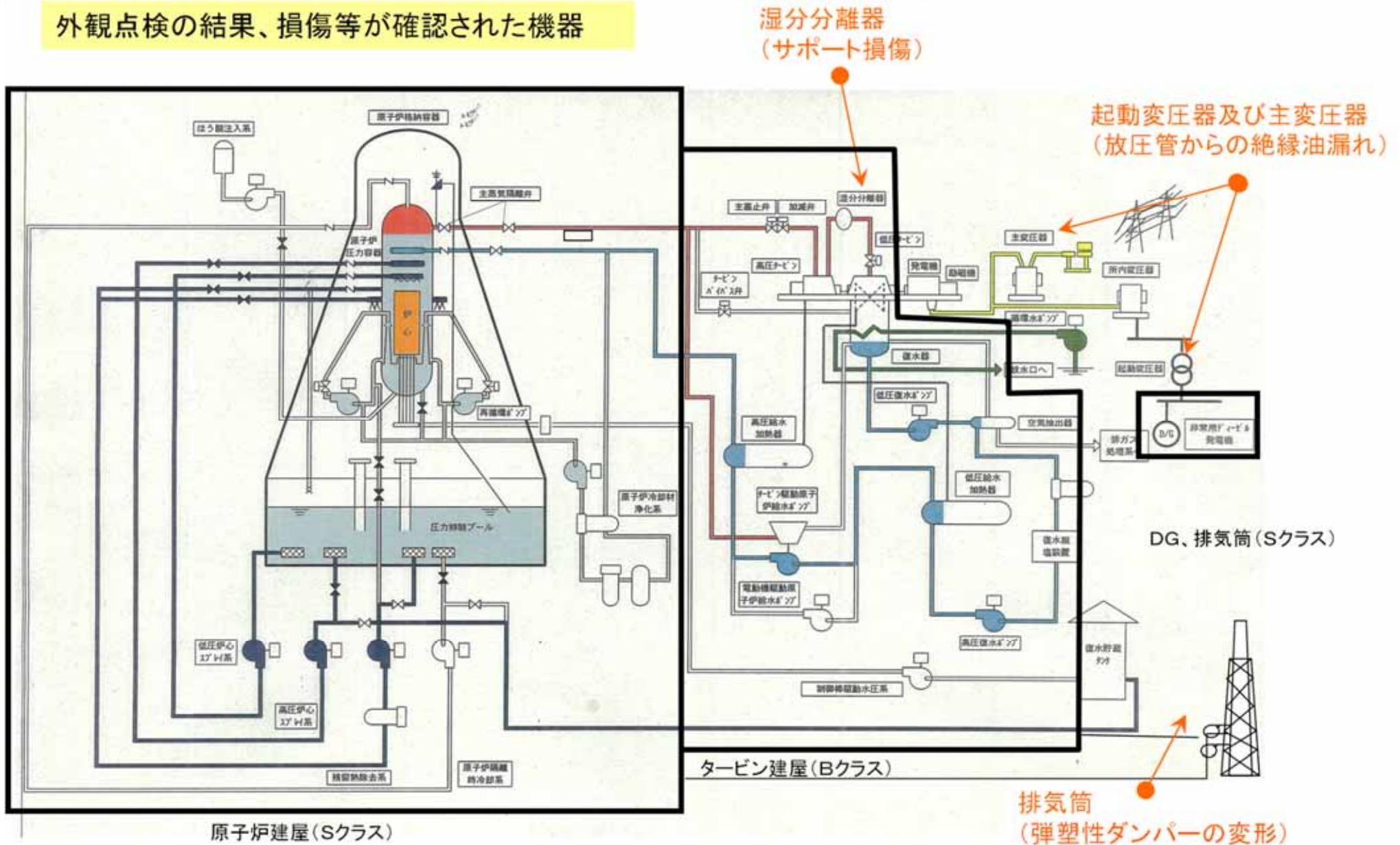
・津波による影響(3/3)

評価書	機器名称	部位	代表機器	劣化事象	健全性評価	結果
ケーブル	端子台接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	端子接続	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
電源及び電気設備	PC(2B-4)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	MCC(2B-4-1, 2,3)	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
計測制御設備	海水電解装置現場制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ潤滑水流量監視盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	循環水ポンプ補助リレー盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	除塵装置制御盤	絶縁体	代表以外	絶縁特性低下	取替	良
	圧力計測装置	圧力伝送器	代表以外	特性変化	洗浄・目視確認	良
	計器架台	サポート, ベースプレート, 取付ボルト, ナット	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良
	取付ボルト	取付ボルト	代表以外	全面腐食	洗浄・目視確認	良

・地震による影響

出典: 茨城県原子力安全対策委員会 安全性検討ワーキングチーム(第6回)資料
東海第二発電所 施設の健全性より抜粋

外観点検の結果、損傷等が確認された機器



○崩壊荷重について

構造物に作用する荷重が徐々に増大すると、構造物内に発生する応力は増加するため、最終的に構造物は荷重に耐えられず変形する。そのときの荷重を崩壊荷重という。

○2倍勾配法について

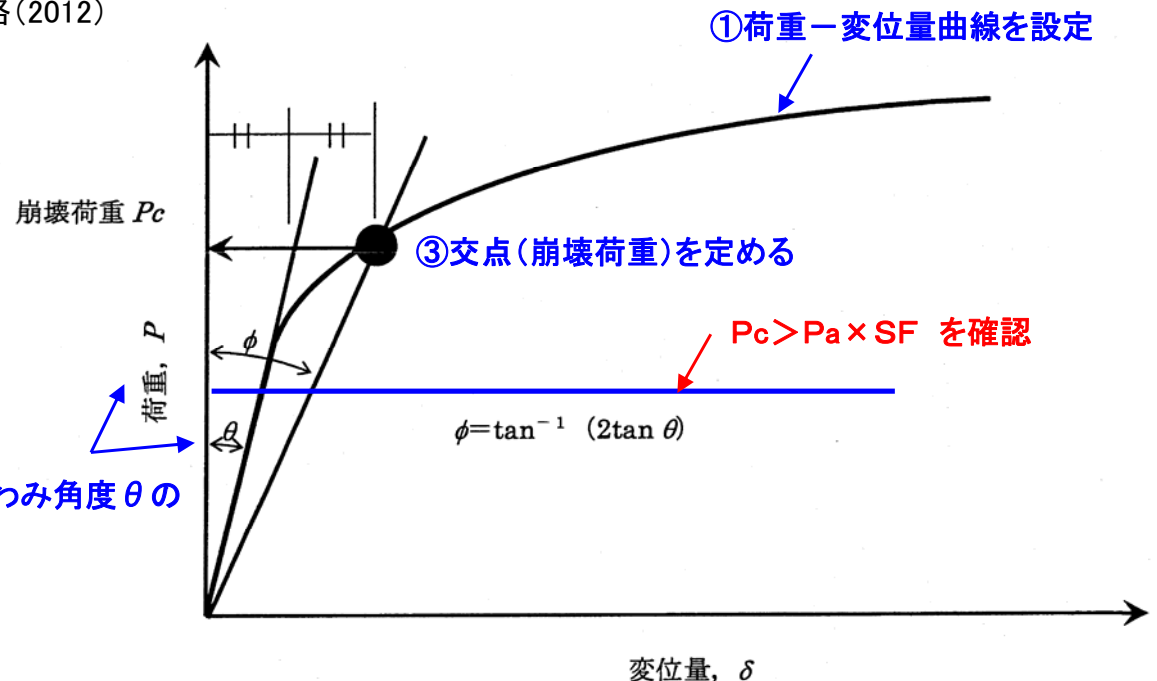
崩壊荷重を決定する手法として、規格※に2倍勾配法が規定されている。

- ①当該構造物の温度での縦弾性係数、荷重—変位置曲線を設定
- ②有限要素法による弾塑性解析により荷重Pとたわみ角度θの関係を求める
- ③荷重—変位置曲線において、弾性範囲の荷重軸に対する2倍の勾配直線を求め、直線と曲線の交点を定める。この交点を崩壊荷重 P_c と定義する。

※：日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2012)

上記の崩壊荷重(P_c)に対して、安全率(SF)を考慮した許容荷重(P_a)が下回ることを確認する。

$P_c > P_a \times SF$



2倍勾配法による崩壊荷重の求め方

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(1/3)



●東海第二発電所の30年目技術評価以降に発生したトラブル等を以下に従い抽出 <表1参照>

- 1) 情報収集 : NUCIA(原子力情報公開ライブラリー)
- 2) 対象発電所 : 東海第二発電所
- 3) 収集期間 : 30年目技術評価以降～40年目評価まで
- 4) 情報区分 : 「トラブル」及び「保全品質」に区分されるものを対象
- 5) 事象の種別 : 「時間依存性あり」、「保守不良」(経年劣化事象によるもの)を抽出

●この結果、経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じた**トラブル事例として8件を抽出**

【抽出結果8件】

- ① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について
- ② 屋外硫酸貯槽タンク堰内での漏えい事象について
- ③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について
- ④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて
- ⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について
- ⑥ 残留熱除去系海水配管の減肉について
- ⑦ 高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について
- ⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について(上記⑥の水平展開結果)

●上記8件の事例の詳細検討として、30年目技術評価の考察を実施し、劣化状況評価への反映要否を検討し、**①, ③～⑥, ⑧の事例について劣化状況評価に反映し、今後、保全計画に基づき保守を実施** * <別紙参照>

* ②及び⑦の事例については、劣化状況評価対象設備若しくは部位に該当しないこと。他機器への水平展開も不要であることから、劣化状況評価への反映は不要と判断

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(2/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(1/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
1	保全品質	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 定期試験中における運転上の制限からの逸脱について	2	－
2	保全品質	協力会社における入所時の保安教育に係る不適合について	2	－
3	トラブル	① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について	1	※
4	保全品質	残留熱除去系(A)定期試験に伴う低圧注水系の運転上の制限の逸脱について	5	－
5	保全品質	原子炉隔離時冷却系の運転上の制限逸脱について	1	－
6	保全品質	管理区域における一時立入者の個人線量計の未着用について	2	－
7	保全品質	東海第二発電所洗濯廃液に係る保安規定違反の原因及び再発防止対策の報告について	2	－
8	保全品質	雑固体減容処理設備冷却室内における溶融金属等の飛散に伴う発煙について	4	－
9	保全品質	② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について	7	○
10	保全品質	産業廃棄物処理施設における当社名等が表示されたドラム缶発見について	8	－
11	保全品質	管理区域における作業員の個人線量計(EPD)の着用不備について	2	－
12	保全品質	可燃性ガス濃度制御系(B)の運転上の制限からの逸脱について	8	－
13	保全品質	物品搬入時における管理区域内への不適切な立ち入り事象について	2	－
14	トラブル	③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について	1	※
15	保全品質	起動領域モニタチャンネル「D」指示不良による運転上の制限の逸脱及び解除について	8	－
16	保全品質	残留熱除去系(A)の運転上の制限の逸脱について	5	－
17	保全品質	低圧炉心スプレイ系定期試験前に確認すべき事項の未実施について	2	－
18	保全品質	④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて	7	○
19	保全品質	⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について	7	○
20	保全品質	所内電源操作中における電源盤損傷の発生について	4	－
21	保全品質	東海第二発電所 制御棒駆動機構分解点検工事におけるごく微量の放射性物質の内部取り込みについて	2	－
22	保全品質	洗濯廃液放出に係る保安規定違反事象について	2	－
23	トラブル	⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について	7	○
24	保全品質	給水加熱器保管庫への個人線量計未着用での立ち入りについて	2	－

○:時間依存性ありで抽出

※:保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出。**

高経年化-270

原因分析結果

- | | |
|--------------------|------------------|
| 1: 施工・保守不良に起因する事例 | 5: 偶発的故障に起因する事例 |
| 2: ヒューマンエラーに起因する事例 | 6: 自然現象に起因する事例 |
| 3: 設計上の問題に起因する事例 | 7: 経年劣化事象に起因する事例 |
| 4: 製作上の問題に起因する事例 | 8: その他の事例 |

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係

－30年目技術評価以降のトラブル等の高経年化対策への反映(3/3)



表1 30年目技術評価以降に発生したトラブル等の一覧表(2/2)

No.	情報区分	件名	原因分析結果	経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたと考えられるもの
25	保全品質	非常用ガス処理系(A)の予防保全を目的とした保全作業の実施について	4	—
26	保全品質	非常用ガス処理系(B)の予防保全を目的とした保全作業の実施について	4	—
27	トラブル	残留熱除去系海水系(B)系機器点検のための原子炉手動停止について	3	—
28	保全品質	⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について	7	○
29	保全品質	【東日本大震災】東海第二発電所 使用済燃料プール水飛散	6	—
30	トラブル	【東日本大震災関連】非常用ディーゼル発電機2C用海水ポンプの自動停止について	6	—
31	トラブル	【東日本大震災関連】125V蓄電池2B室における溢水について	8	—
32	保全品質	廃棄物処理建屋3階における火災について	5	—
33	保全品質	東海第二発電所における計画線量超過について	2	—
34	保全品質	非常用ディーゼル発電機2Cの運転上の制限からの逸脱について	1	—
35	保全品質	主蒸気逃し安全弁(D)内部部品の脱落について	1	—
36	保全品質	原子炉圧力容器下部制御棒駆動機構フランジからの漏水について	2	—
37	保全品質	取水口エリア北側ポンプ槽での火災について	1	—
38	保全品質	残留熱除去系(C)低圧注水系注入弁差圧検出配管溶接部近傍での水の滴下について	8	—
39	保全品質	原子炉建屋屋上における原子炉建屋ベントライン設置工事中の誤開孔事象について	1	—
40	保全品質	⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について	7	○
41	トラブル	東海第二発電所 管理区域外での洗浄廃液の漏えいについて	3	—
42	保全品質	東海第二発電所における燃料集集体チャンネルボックス上部(クリップ)の一部欠損について	4	—
43	保全品質	可搬型設備保管場所(非管理区域)における油の漏えい	8	—
44	保全品質	制御棒ハンドル部ガイドローラの状況について	4	—
45	保全品質	廃棄物処理建屋 送風機室(B)内での溶接作業時における火災の発生について	1	—
46	トラブル	廃棄物処理棟中地下1階タンクベント処理装置室内における液体の漏えいに伴う 立入制限区域の設定について	3	—
47	保全品質	使用済燃料貯蔵プール水導電率の上昇について	3	—

○:時間依存性ありで抽出

:保守不良で抽出。原因の確認の結果、**経年劣化事象が起因であるため抽出。**

高経年化-271

原因分析結果

- | | |
|--------------------|------------------|
| 1: 施工・保守不良に起因する事例 | 5: 偶発的故障に起因する事例 |
| 2: ヒューマンエラーに起因する事例 | 6: 自然現象に起因する事例 |
| 3: 設計上の問題に起因する事例 | 7: 経年劣化事象に起因する事例 |
| 4: 製作上の問題に起因する事例 | 8: その他の事例 |

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ー東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(1/3)



[評価方針]

東海第二発電所は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響(地震・津波)を受けたプラントであるため、震災の状況と復旧状況を踏まえ、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる経年劣化事象について検討した。

[震災の状況(概要)]

震災影響の種別	状況																
①津波による影響	取水口ポンプ室内の一部及び同ポンプ室外の設備が水没し機能喪失に至った。																
②地震による影響	当時の基準地震動 S_s に耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており、Sクラス設備について影響のないことを確認した。更に耐震壁の応答評価、耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した。評価結果の概要は、原子炉建屋の耐震壁評価及び機器・配管系の構造評価の結果は弾性範囲以下であった。また、制御棒の地震時挿入性動的機能維持評価結果は、試験により挿入性が確認された相対変位以下であった。																
③その他の影響	<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水、主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力容器の圧力制御を継続するため、サプレッション・プールの冷却を継続した。このため、原子炉格納容器内の温度は最高使用温度以内であった。</p> <p>☆震災時の原子炉格納容器内の圧力・温度の概要を下表に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ドライウェル圧力</th> <th>ドライウェル温度</th> <th>サプレッション・プール温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>震災前</td> <td>約3 kPa</td> <td>約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)</td> <td>約22 °C</td> </tr> <tr> <td>震災時</td> <td>約12 kPa</td> <td>約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※1(格納容器上部) 約144 °C※2(格納容器頂部)</td> <td>約55 °C</td> </tr> <tr> <td>設計値</td> <td>310 kPa</td> <td>171 °C</td> <td>104.5 °C</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>※1:電線管温度 ※2:圧力容器ベローシール部 周辺温度</p> </div>		ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サプレッション・プール温度	震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)	約22 °C	震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※1(格納容器上部) 約144 °C※2(格納容器頂部)	約55 °C	設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C
	ドライウェル圧力	ドライウェル温度	サプレッション・プール温度														
震災前	約3 kPa	約45 °C(コンクリート周り) 約40 °C※1(格納容器上部)	約22 °C														
震災時	約12 kPa	約62 °C(コンクリート周り) 約100 °C※1(格納容器上部) 約144 °C※2(格納容器頂部)	約55 °C														
設計値	310 kPa	171 °C	104.5 °C														

●東日本大震災による影響

[震災復旧状況-健全性確認※]

【健全性確認の方法】

・地震及び津波襲来後、プラントのウォークダウン等により震災影響の状況を確認し、必要に応じ詳細点検(分解・開放点検)等を行い健全性の確認を実施した。

【津波による影響】

・被水した設備については、**計画的に点検、補修及び取替を実施し、設備の健全性を確認している。**

【地震による影響】

・耐震Sクラス機器について地震による機器への影響がないことを確認している。
・また耐震B・Cクラス機器については一部損傷を確認したが、補修を実施し健全性を確認している。

【その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)】

・コンクリート構造物及び電気・計装品について、**温度上昇による影響評価を実施し、温度上昇時間は短時間であり、健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断した。**

※健全性確認の詳細については、「東海第二発電所 施設の健全性」にて説明する。

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 ー東日本大震災による影響と高経年化対策への反映(3/3)



[震災影響評価]

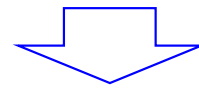
・震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象

震災により、従前の使用環境から乖離し、経年劣化事象が発生・進展が厳しくなるもの(発生状況に影響するもの及び経年劣化の進展が考えられるもの)については、一連の健全性評価は完了しているが、今後も特別な保全計画及び通常の保全活動にて健全性を確認していく。

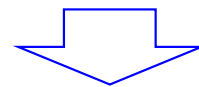
震災影響の種別	震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象	震災影響評価(概略)
津波による影響	<ul style="list-style-type: none"> ・機器の腐食, 動的機器のアブレシブ摩耗 ・電気・計装品の絶縁特性低下 ・コンクリート構造物の強度低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器の分解点検, 必要に応じて補修, 洗浄, 取替 ・点検(絶縁測定), 必要に応じて取替 ・コンクリートのコアサンプルによる評価 <p style="text-align: right;">} 健全性を確認。</p>
地震による影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震による荷重の作用により損傷 ・地震による荷重の作用, 疲労の蓄積 	<ul style="list-style-type: none"> ・一部損傷を確認した耐震B, Cクラスの機器については補修により健全性を確認。 ・耐震Sクラス設備については, 当時の基準地震動SSに耐震設計上重要な設備の固有周期を含むほとんどの周期帯で包絡されており, 影響のないことを確認。 ・原子炉建屋耐震壁の応答評価, 耐震安全上重要な施設の地震時における構造強度評価及び動的機能維持評価を実施, 以下の結果が得られた。 <ul style="list-style-type: none"> ➡構造評価の結果は, 弾性範囲以下であることを確認。 ➡動的機能維持評価結果は, 制御棒の地震時挿入性が確認された相対変位以下であることを確認。 ➡耐震安全性評価(地震による疲労の影響)の結果, 疲れ累積係数の地震影響も含めた合計は許容値の1以下を確認。
その他の影響(原子炉格納容器内温度上昇)	<ul style="list-style-type: none"> 温度上昇による影響 ・コンクリート構造物の強度低下, 遮へい能力低下 ・電気・計装品の絶縁特性低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート構造物: 原子炉格納容器頂部最高温度: 約144℃にて評価した結果 <ul style="list-style-type: none"> ➡設計値を満足。温度制限値を超える期間は短時間。健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではないと判断した。 ・電気・計装品の絶縁低下影響: 温度83.1℃/継続時間約30時間にて評価 <ul style="list-style-type: none"> ➡震災時の温度上昇時間は短時間。健全性評価にて得られた結果に影響を与えるものではなかった。

【原子力発電所の高経年化対策】

○原子力発電所では機器や設備について、法律で定められた**定期的な検査や点検(通常の保全活動)**を実施。これにより劣化(機能や性能の低下)の状況を的確に検知し、必要に応じ新材料や新技術を取り込んだ適切な補修や取替えを実施し、安全性を確保



○**高経年化対策**は、長期間供用状態にある発電所の機器等に対し、上記のような安全確保活動を適切に行うため、起こりうる劣化等の特徴を最新知見・運転経験に基づき把握した上で、通常の保全活動に加えて**新たな保全策(追加保全)**を策定し、保守管理を確実に実施することが重要

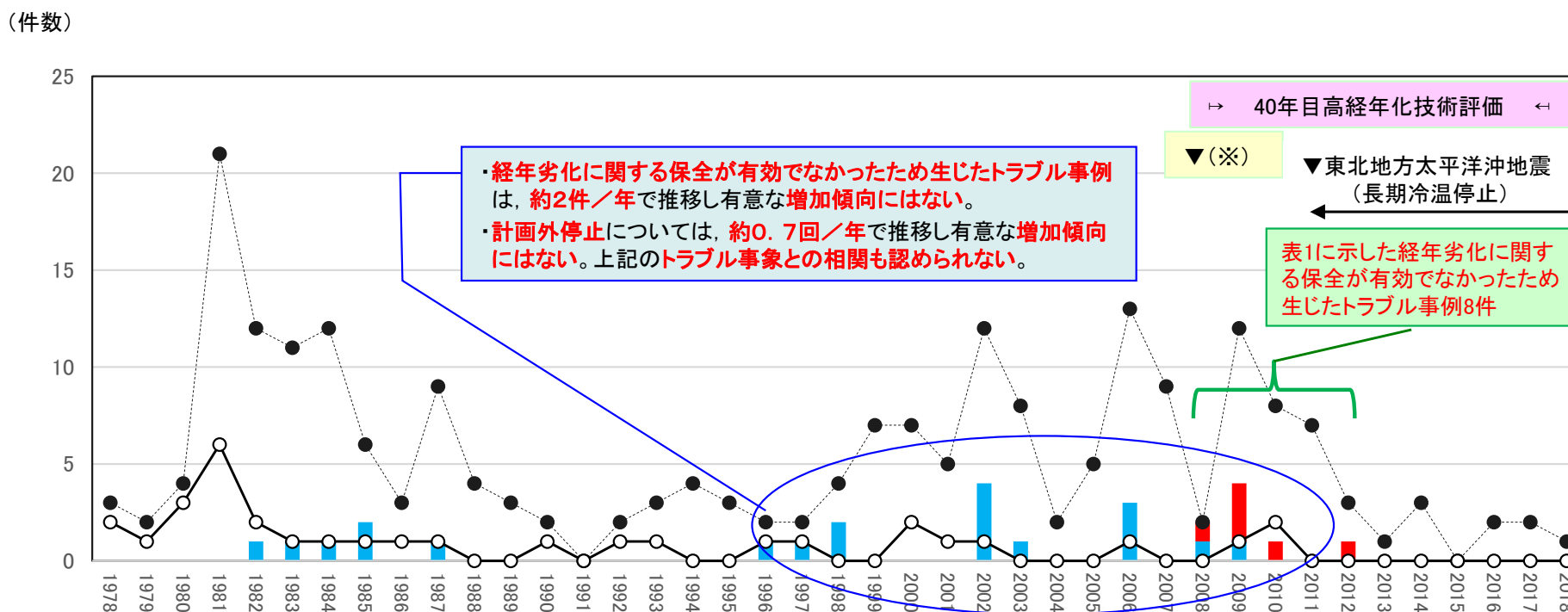


○**「通常の保全活動」と「高経年化に対応した追加保全」**を行うことで、高経年化に伴い発生するトラブルに対しても対処が可能である。これまでの運転経験等を確認しても、**トラブル事象の増加はなく、高経年化による影響は認められない。**

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 -これまでのトラブル事象と高経年化との関連(2/3)

○東海第二発電所 トラブル情報等及び計画外停止回数の推移

・過去40年を遡った時点までの経年劣化を起因としたトラブル情報等及び計画外停止件数の推移からは、**供用期間の長期化(高経年化)によるトラブル事象等の増加傾向はなく、計画外停止件数の間に有意な相関も認められない。**



【経年劣化に関する保全が有効でなかったため生じたトラブル事例】

- 時間依存性あり
- 保守管理不良(経年劣化)
- NUCIA件数
- 計画外停止

整理方法

NUCIAの原因分類を活用し、経年劣化事象を抽出

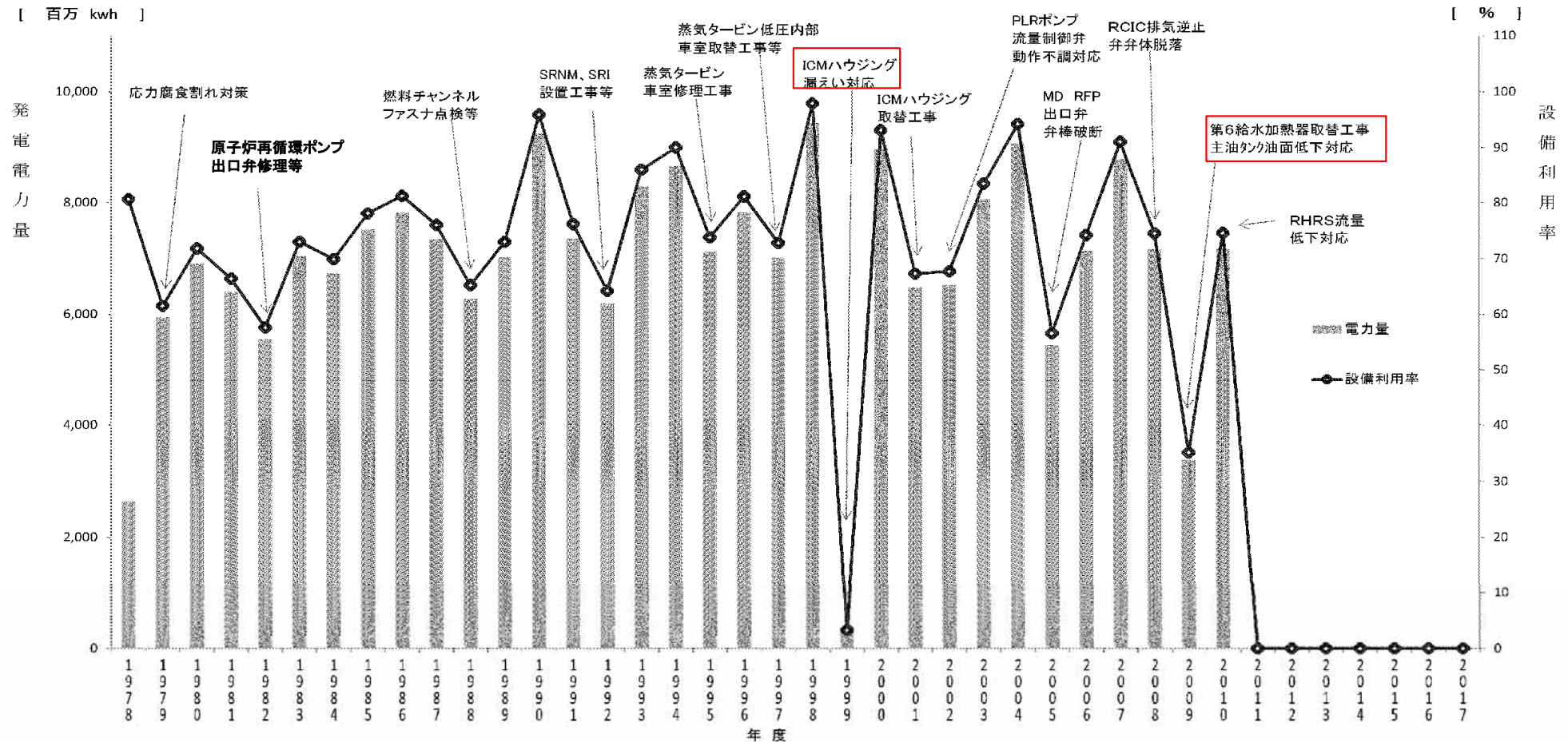
原因分類	事象の種類
設備不備	■ 時間依存性のある劣化
保守不備(のうち経年劣化によるものを抽出)	□ 火災の有無
ヒューマンエラー等 …(省略)	「時間依存性のある劣化」による抽出を取込み

2. 11 過去に発生したトラブルと高経年化との関係 -これまでのトラブル事象と高経年化との関連(3/3)



○東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

- ・トラブル事象及び計画外停止等が反映された発電所の総合的なパフォーマンスを示す指標として、発電電力量及び設備利用率の推移を確認した。
- ・1999年に中性子計測ハウジング取替, 2009年に給水加熱器取替他熱交換器点検のため長期停止したが、**発電所供用期間の長期化に伴い発電電力量・設備利用率が低下する明確な傾向は認められない。**



東海第二発電所 発電電力量・設備利用率の年度推移

抽出したトラブル事例8件について、劣化状況評価への反映内容を以下のプロセスで検討した。

① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

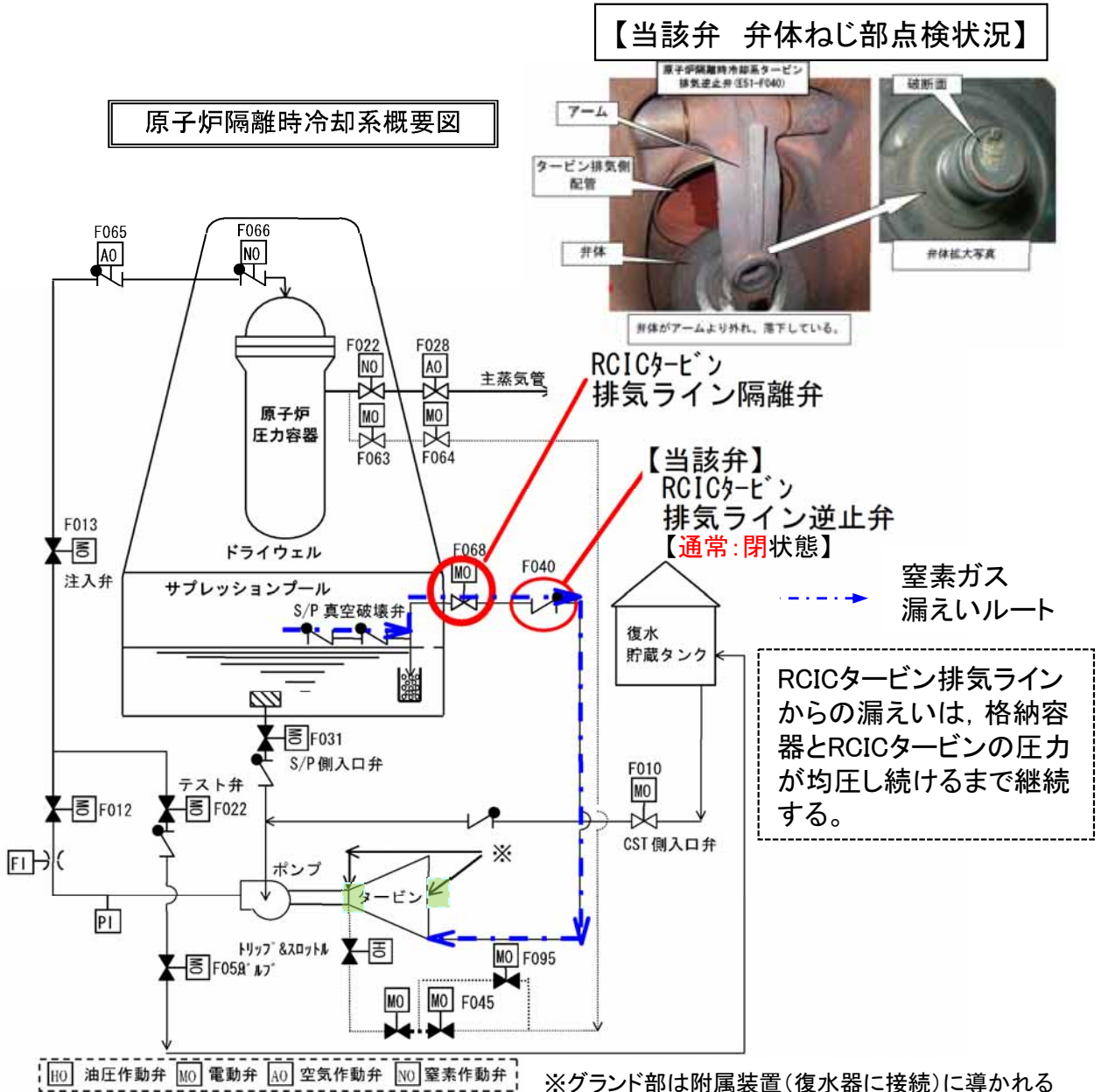
第23回定期検査時の調整運転中のところ、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という)の定期試験を実施後、原子炉格納容器の圧力が低下傾向にあることを確認した。原因調査を実施した結果、格納容器に封入している窒素ガスがRCICタービン排気ラインから漏えいしている可能性が高いと判断した。排気ラインの隔離弁を閉止したところ、圧力低下は止まった。

漏えいは、RCICタービン排気ラインに設置されている逆止弁のシートリークによるものと考え、分解点検を実施したところ、アームから弁体が脱落していることを確認した。

脱落の原因は、RCICタービン低速回転時に、タービン排気蒸気の凝縮により背圧が変動し、弁体が頻繁に開閉動作を行い、アームがストッパーと衝突を繰り返し、弁体とアームとを連結している弁体ネジ部に疲労割れが生じた。

赤字: 事象
緑字: 原因
青字: 詳細原因

(次頁へ)



① 原子炉隔離時冷却系タービン排気ライン逆止弁損傷に伴う運転上の制限逸脱について(2/2)

(1)事象の概要
(前頁より)



(2)30年目技術評価の考察<抜粋>
RCICタービン低速時に弁体が開閉動作を行い、アームとストッパーが衝突を繰り返すが、弁体ネジ部(弁体とアームを連結)に疲労限を超える応力が発生した。疲労割れに至る事象を想定しておらず、当該弁の点検計画に反映されなかったため、疲労き裂の発生を発見することができなかった。



(3)劣化状況評価への反映事項<抜粋>
以下の内容を劣化状況評価書へ記載する。
弁体ネジ部(弁体とアームを連結)の疲労割れを経年劣化事象(着目すべき経年劣化事象ではない事象)として新たに抽出する。



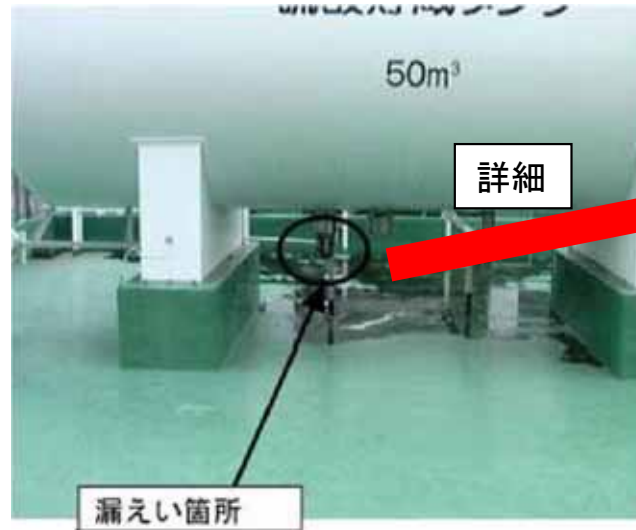
【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

タービン排気側に設置されている逆止弁は、タービン背圧の変動により開閉動作を繰り返し、弁体とアームを連結するねじ部に疲労割れを起こす可能性がある。当該逆止弁は、2008年の定期試験時において、弁体(ねじ部)の疲労割れによる弁体の脱落事象が発生した。対策として、衝撃緩和機構付の弁に交換するとともに、分解点検時の目視点検に加え弁体(ねじ部)の浸透探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

② 屋外硫酸貯蔵タンク堰内での漏えい事象について

(1) 事象の概要

屋外硫酸貯蔵タンクサンプリング配管の保温材から糸状に堰内に硫酸が漏れているのを発見した。当該サンプリングラインには電熱ヒータが設置されており、その加熱部位にピンホールが生じていた。ピンホール発生原因はヒータ加熱(設定温度65℃)により滞留液体の温度がその他の部位より常時高い温度に保持されたことにより、濃硫酸の硫酸鉄に対する溶解度が上昇することで電池効果により減肉が進行したものと推察する。



(2) 30年目技術評価の考察

当該配管は、安全機能を有していないため、高経年化評価の対象とはならない。当該サンプリングラインは、これまでに使用実績がないことから、切断部位を溶接により施栓補修を実施しており、さらに電熱ヒータも使用しないことを再発防止対策としており、今後同様な化学腐食(濃硫酸を高温環境下で使用する際の電池効果による減肉)の発生の可能性はないと考える。

(3) 劣化状況評価への反映事項

濃硫酸を扱っている設備についてヒータ等で常時加温しているものはないことを確認しており、評価に反映するべき事象ではない。



【劣化状況評価書への反映内容及び水平展開検討】



劣化状況評価書への反映及び水平展開不要

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(1/2)

(1)事象の概要

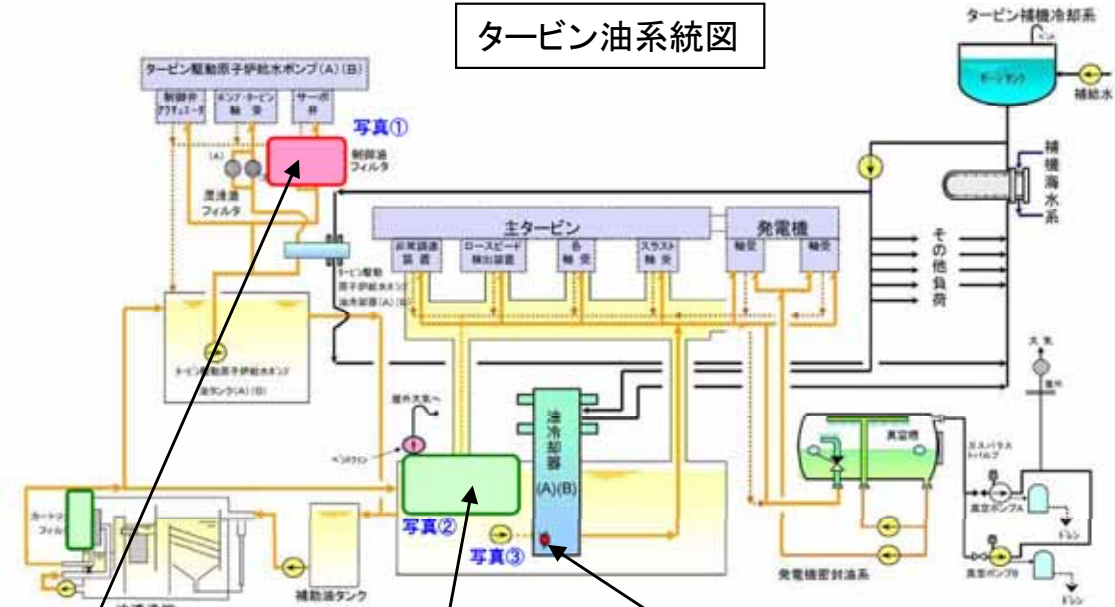
主タービン潤滑油タンク(以下「主油タンク」という)の油面異常を示す警報が発報し、その後、主油タンクの油面が徐々に低下し油面調整操作の頻度が増加し油面維持が困難となったこと、これ以上悪化すると関連機器への影響が懸念されたことから、原子炉を停止した。主タービン油系の点検の結果、主油冷却器(B)伝熱管に摩耗が認められた。

主油冷却器の伝熱管から漏えいを生じた原因は、潤滑油が伝熱管のU字部分に流れ込む構造のために、潤滑油の流動によってU字管に僅かな振動が発生、長期間の使用によって摩耗・減肉が進行して、最終的に貫通孔が生じたものと考えられる。



(次頁へ)

タービン油系統図



写真①
タービン駆動原子炉給水ポンプ (A) 制御油フィルタ



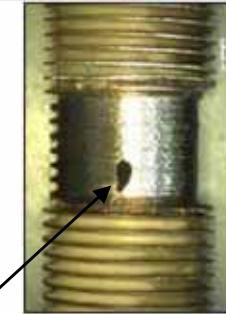
主油タンク油面低下事象が発生する以前にパラメーターの変動が確認されていた。(異常兆候)

写真②
主油タンク油面(泡)



7月17日 泡確認
(7月18日撮影)

写真③
主油冷却器(B)伝熱管(1本)漏えい孔



7月22日 漏えい孔確認

貫通孔

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)はp.166,172-16参照

③ 主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について(2/2)

(1)事象の概要
(前頁より)



(2)30年目技術評価の考察

伝熱管が管支持板を貫通する部位に流体振動による摩耗を想定していなかった。



(3)劣化状況評価への反映事項

主油冷却器の伝熱管の摩耗については、着目すべき経年劣化事象ではない事象とし、技術評価を実施した。主油冷却器の伝熱管のバッフル貫通部についても摩耗に着目した外観点検(最外周部伝熱管)及び伝熱管の渦流探傷検査を定期的に実施する。

【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

伝熱管は管支持板により適切なスパンで支持することで振動を抑制しているが、内部流体の流れによりわずかな伝熱管の振動が発生し、伝熱管と管支持板が接触することにより、伝熱管拘束点において伝熱管外表面に摩耗が発生する可能性がある。

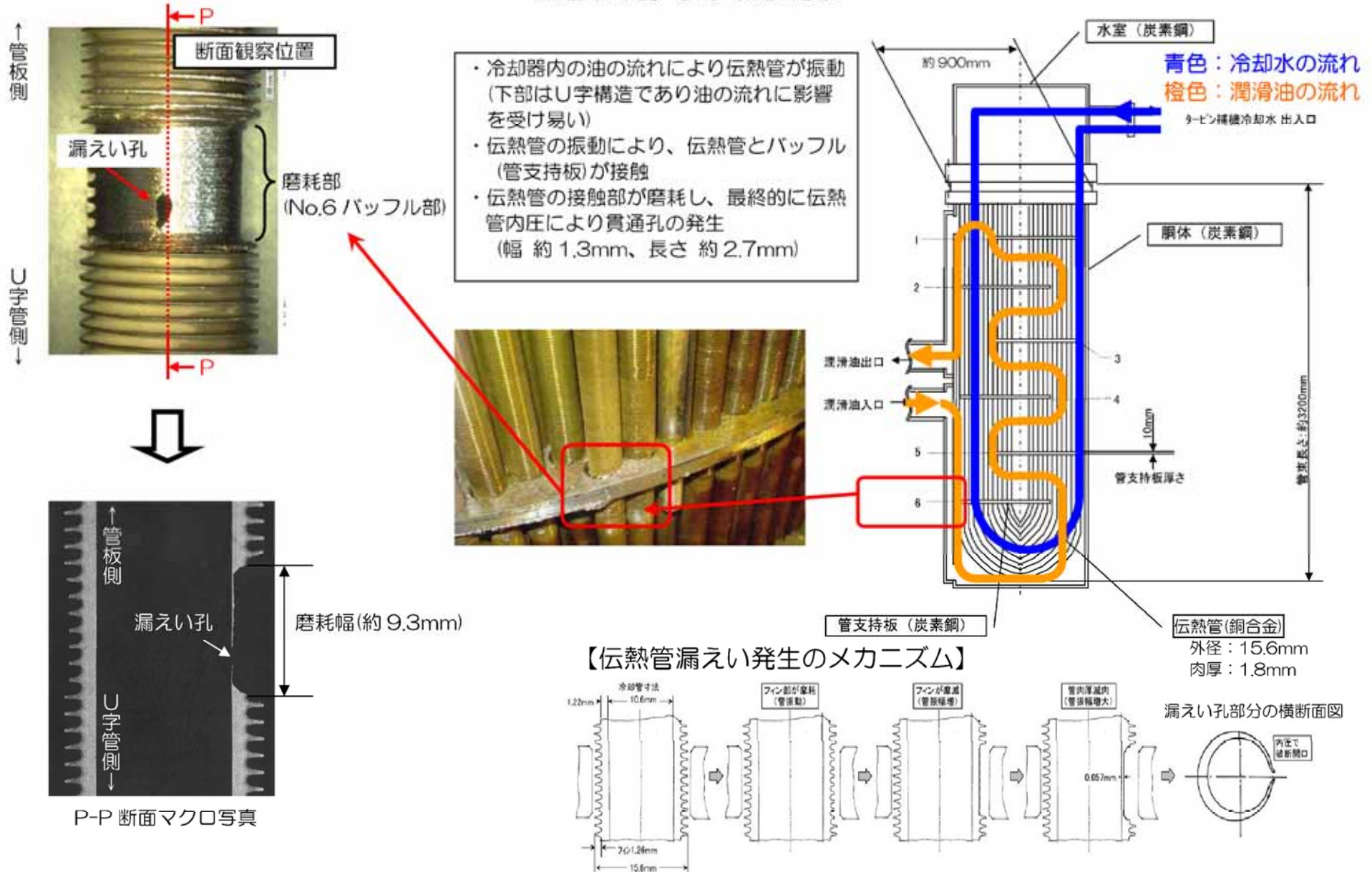
さらに、伝熱管拘束点において伝熱管外面から疲労割れが発生する可能性がある。

油冷却器は、2009年の定格熱出力一定運転中に、伝熱管の摩耗による伝熱管漏えい事象が発生した。

対策として、当該伝熱管に施栓を実施するとともに、分解点検時に管支持板貫通部における伝熱管の摩耗に着目した目視点検に加え、伝熱管の渦流探傷検査を実施しており、必要に応じて補修又は取替を行うことにより、機能を維持することとしている。

当該の主油冷却器点検結果(伝熱管漏えい発生メカニズムを含む)

主油冷却器 (B) 点検結果

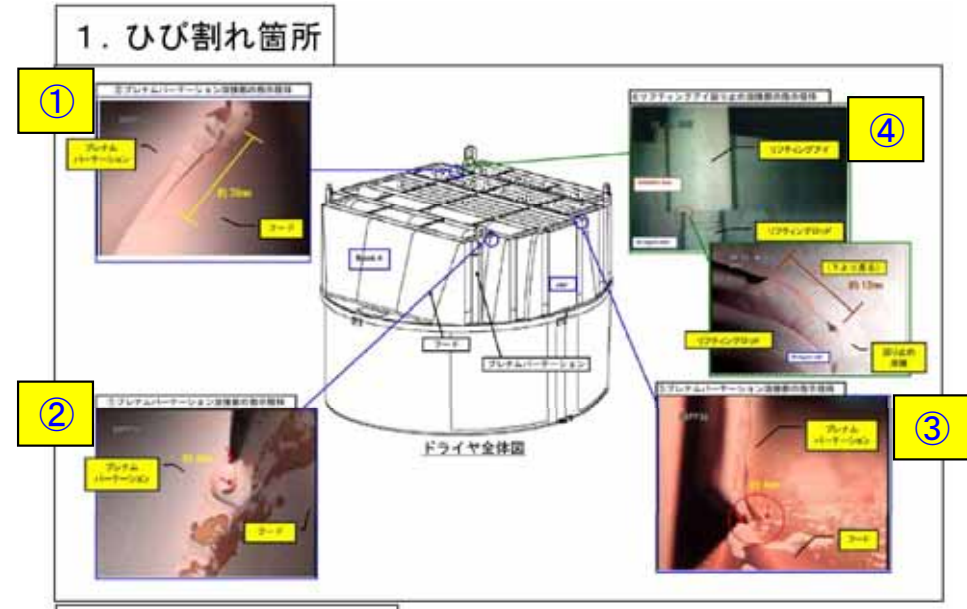


④ 蒸気乾燥器に確認されたひび割れについて

⑧ 蒸気乾燥器のひび調査結果について

(1)事象の概要

蒸気乾燥器の外観点検において、プレナムパーテーションとフードの溶接部に3箇所(右図①②③)、リフティングアイ(右図④)の回り止め溶接部に1箇所のひび割れが確認された。ひび割れは、ひび割れの形状や応力集中しやすさから流動振動等による疲労割れである可能性が高い。調査結果、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れを想定。



(2)30年目技術評価の考察

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについては、想定される経年劣化事象としては抽出していなかった。

(3)劣化状況評価への反映事項

プレナムパーテーションとフードの溶接部及びリフティングアイの回り止め溶接部のひび割れについて、現状保全にて検知できていることから、着目すべき経年劣化事象ではない事象として抽出し、技術評価に反映。

【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

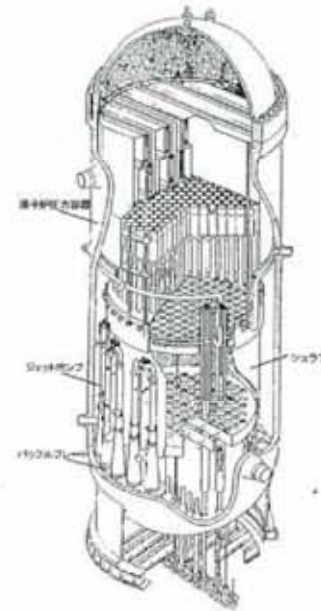
炉内構造物は炉心流による流体振動を受けるため、高サイクル疲労割れの発生が想定される。流体振動による高サイクル疲労は、設計段階において考慮しており、発生する可能性は小さい。また国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れも想定も必要。

プレナムパーテーション溶接部(3箇所)及びリフティングアイ廻り止め溶接部(1箇所)に高サイクル疲労割れ若しくは粒界型応力腐食割れと推定されるひびを確認、補修溶接等を実施し、発生応力の低減を図っている。

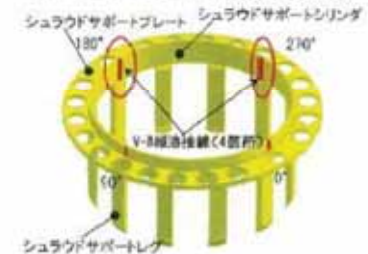
また、維持規格等に基づき計画的に水中テレビカメラによる点検を実施することとしており、これまで上記以外の有意な欠陥は認められていない。

⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(1/2)

【原子炉压力容器 内部構造図】



【シュラウド周辺設備】



【シュラウドサポート構造図】

(1)事象の概要

第24回定期検査中の炉内構造物検査(定期事業者検査)において、シュラウドサポート溶接継手に合計40箇所の欠陥指示を確認した。

この結果を用いて維持規格等に基づき、構造健全性評価を実施した結果、十分な裕度を有していることから、確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことを確認した

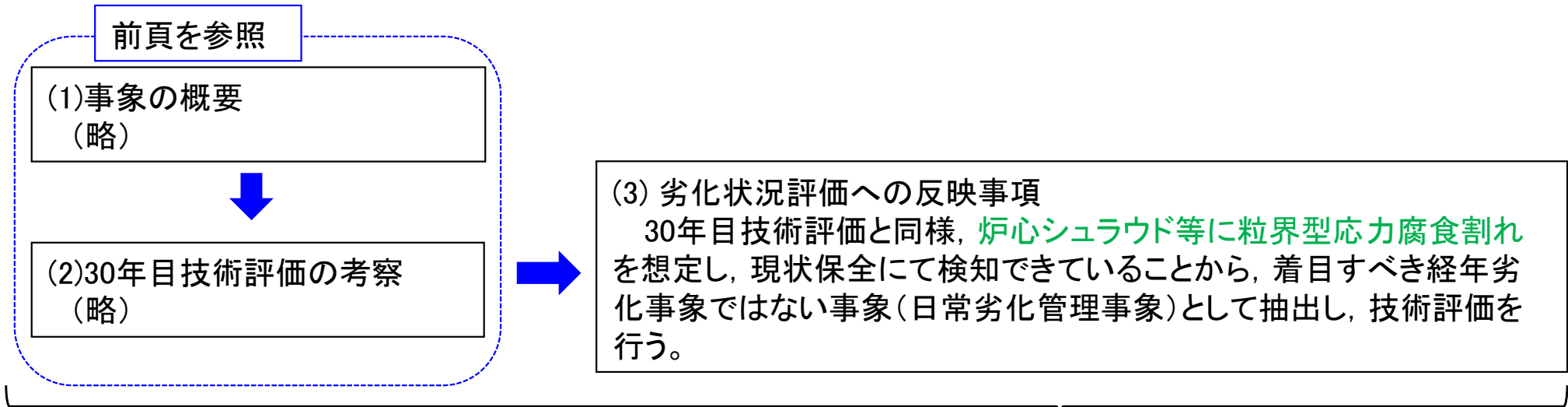


(2)30年目技術評価の考察

炉心シュラウド等は粒界型応力腐食割れを想定される経年劣化事象として抽出し、適切に評価されている。炉心シュラウド等のうち、シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部については、21回定期検査にて粒界型応力腐食割れと思われるひびが見つかっており、計画的な目視点検を実施することとしており、長期保守管理方針及び保全計画に定め、計画に基づき点検を実施してきている。

シュラウドサポートのシリンダ縦溶接部を除き、粒界型応力腐食割れと推定される欠陥は確認されていないと評価しているが、現状保全に基づき、シリンダ縦溶接部以外にも類似のひび割れを検知した。このため構造健全性評価による解析の結果十分な裕度を有していることを確認した。解析により確認されたひび割れ及び仮定した周方向のひび割れが構造健全性に影響を及ぼすものではないことから、現状保全は適切であったと考える。

⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

シュラウドサポートは、ステンレス鋼及高ニッケル合金であり高温の純水環境中にあることから、国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れが想定される。

炉心シュラウドーシュラウドサポートの周方向溶接部(H7)及びシュラウドサポートのシリンダ縦溶接部(V8)については、高温純水中の高ニッケル合金であり、粒界型応力腐食割れと思われるひび割れが確認されているが、維持規格等を用いて評価し運転開始後60年時点で技術基準に適合しており、今後もひび割れに対する継続検査として、計画的に目視点検を実施することとしている。

さらに、ステンレス鋼又は高ニッケル合金の粒界型応力腐食割れは、材料の感受性、腐食環境及び引張応力の3つの因子が同時に存在する条件下で発生するが、東海第二発電所の炉内構造物については、水素注入による腐食環境改善や残留応力低減対策等を実施している。

⑥ 残留熱除去系海水系配管の減肉について(1/2)

(1)事象の概要

残留熱除去系海水系(以下「RHRS」という)ライニング配管修繕工事において工場搬出中の配管外面の一部に錆を伴った局所的な窪みを確認し、超音波厚さ計を用い肉厚測定を実施した。その結果、技術基準における必要な厚さ(以下「必要最小厚さ」という)を下回る部分が1箇所あることを確認した。

調査の結果、屋外ハッチ開口部から、雨水がアンカーサポートを伝わって配管外面に滴下し、さらに建屋壁貫通部の封止処理に用いていたモルタルがはみ出していたため、錆び止め塗装のみの配管外面との隙間を形成し、雨水が浸み込み長期間湿潤環境となり、配管外面が著しく腐食し必要最小厚さを下回ったと推定される。

当該配管の必要最小厚さを下回っていた箇所については、減肉部分の配管を撤去し復旧した。

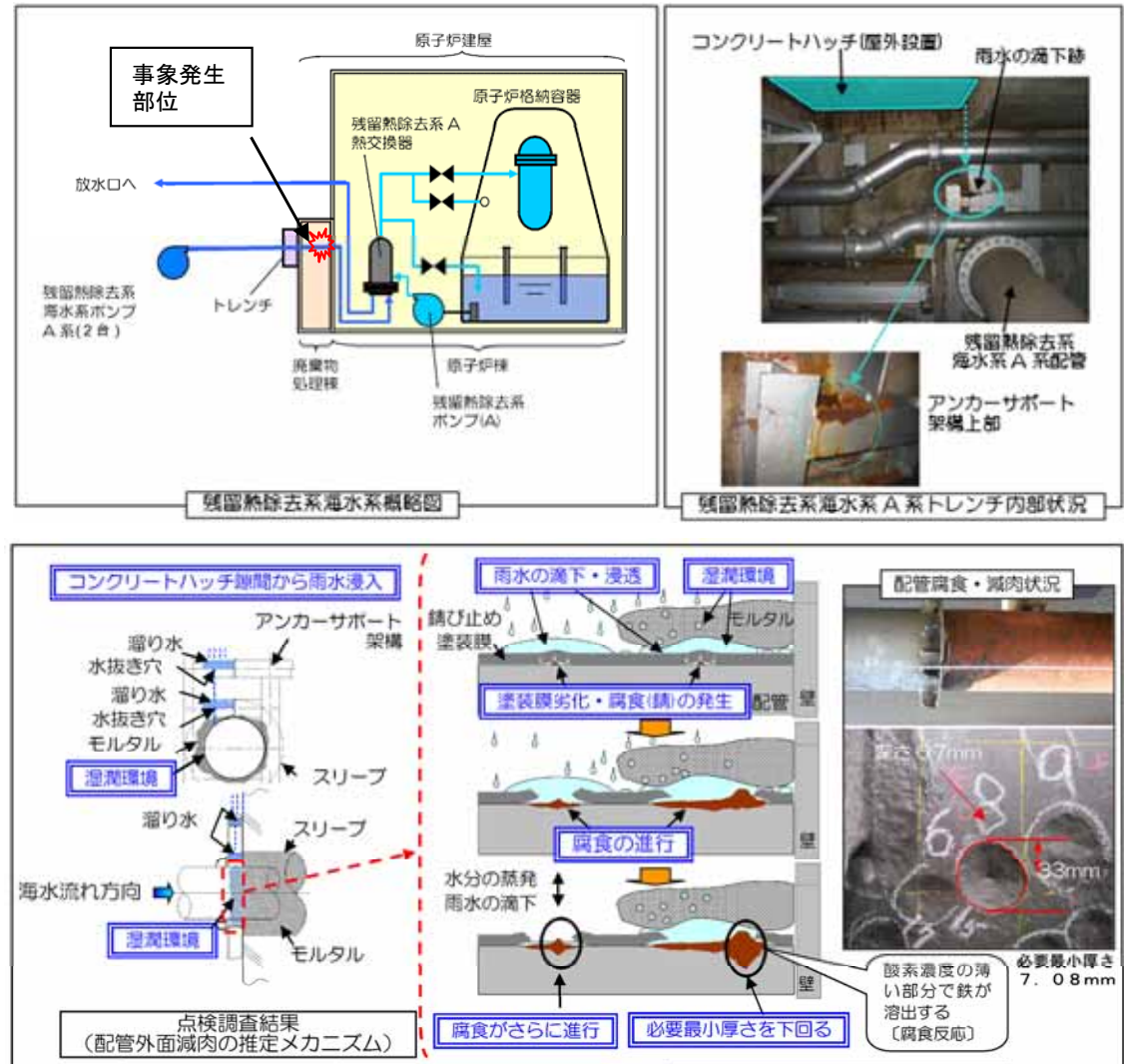
また、充填したモルタルを壁面と平坦に仕上げるとともに当該配管のアンカーサポート内の配管外表面状況について目視点検が可能となるような構造とした。



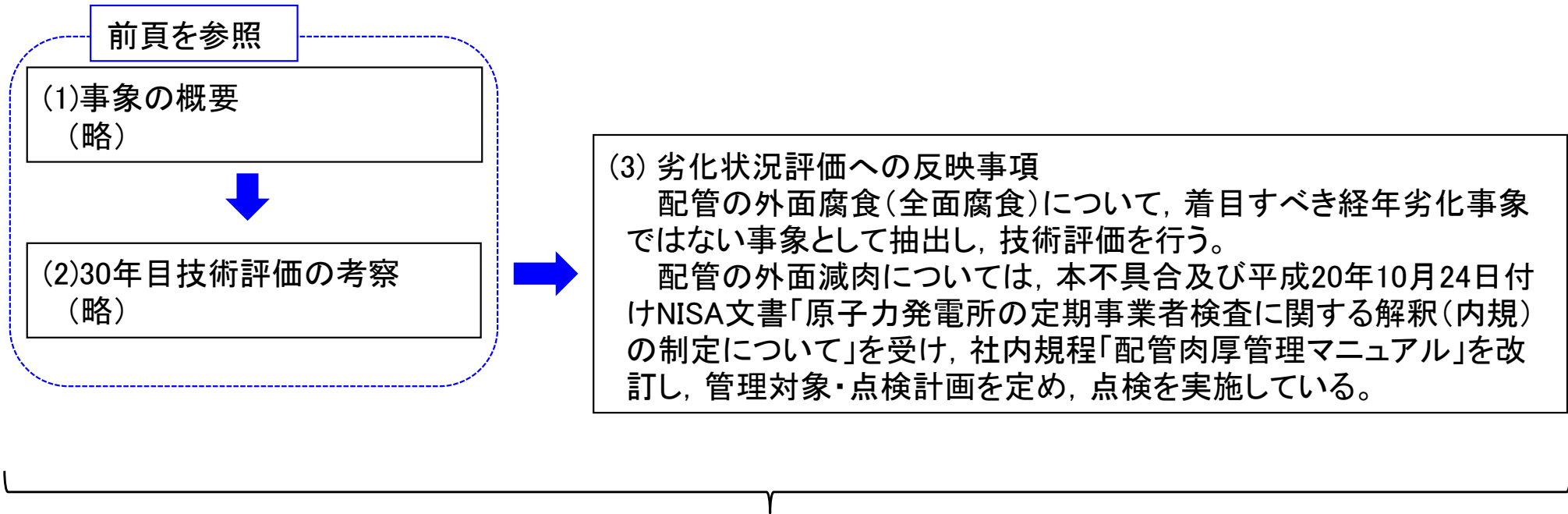
(2)30年目技術評価の考察

配管の外面腐食(全面腐食)について、着目すべき経年劣化事象として抽出しており、評価されていたが、屋外配管(トレンチ内含む)の目視が困難な部位における外面腐食に着目した保守管理に不足があった。

残留熱除去系海水系配管減肉の原因調査結果概要



⑤ シュラウドサポート溶接継手のひび状の指示模様について(2/2)



【劣化状況評価書への反映内容及び今後の保全計画に基づく保守の実施】

屋外に設置されている残留熱除去海水系配管の建屋貫通部のサポート取付箇所において、雨水がサポート架構上を経て、建屋貫通部のモルタルと配管表面との隙間にたまり、長期間湿潤環境になったことで、腐食(隙間腐食)が発生した。

このため、雨水が浸入しない対策を講じると共に、建屋貫通部、サポート取付部等の直接目視が困難な箇所に対する点検方法を社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に反映し、これに基づき点検を実施しており、必要に応じ補修を行うことで、健全性を維持している。

⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(1/2)

(1)事象の概要

定期試験である高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(以下「HPCS-DG」という)負荷運転のデータ採取を実施していたところ、シリンダ排気温度の一つが約250℃から約290℃間で指示値がランダムに変化していた。(図1)

その後、HPCS-DGの健全性確認運転を開始し、中央制御室制御盤の自動電圧調整装置用電圧設定器操作スイッチ(以下「当該AVR操作スイッチ」という)が「増(RAISE)」方向に操作できない(図2)ことを発電長が確認し、発電機を解列、機関を停止した。

(原因1)

温度検知器～排気温度指示計までのケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所がケーブル中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触していた。運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したものと推定

(原因2)

経年劣化により、スイッチの接点ブロック内の摺動抵抗が増加し固渋したと推定

図1 DGシリンダ排気温度のふらつき

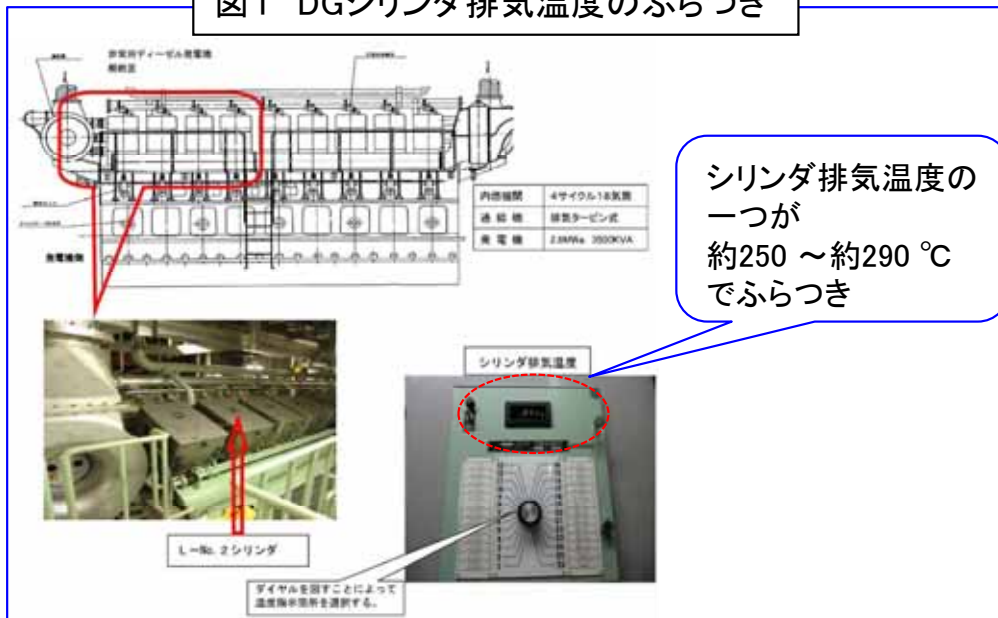


図2 AVR操作スイッチ「増(RAIZE)」方向操作不可



⑦ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転上の制限からの逸脱について(2/2)

前頁を参照

(1)事象の概要
(略)

(2)30年目技術評価の考察

- ・ケーブルは、30年目の評価時点において、絶縁体の絶縁特性低下が想定される経年劣化事象として抽出し、熱及び放射線による絶縁体の物性変化を絶縁特性低下の要因としてとらえ適切に評価している。
本事象の原因は、ケーブルの外部被覆がない(被覆を剥いた)箇所が中継箱のフレキシブル電線管接続部に接触し、運転中の振動によりケーブル絶縁体が損傷したもので、敷設時の損傷防止に対する施工上の問題であり、施工不良に起因した絶縁体の絶縁特性低下は、評価対象外としている。
再発防止としては、中継端子箱の形状変更(ケーブル外部被覆の処理部を中継端子箱内部に収め、フレキシブル電線管との干渉防止並びにDG機関の振動の影響を受けにくい場所へ移設した。)(2C,2Dディーゼル発電機についても点検を行い同様の再発防止対策を実施)
- ・操作スイッチについては、30年目の評価時点において、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象として導通不良を想定しており、操作スイッチの固渋については想定していないが、操作スイッチは定期的に取り替を行っている。



(3)劣化状況評価への反映事項

- ・ケーブルの絶縁体損傷は、ケーブル敷設時の施工上の問題で発生した特異な事象であり、発生原因の究明、対策は完了しているため、高経年化対策として反映する事項はない。
- ・中央制御室、現場盤等に設置されている操作スイッチについては、定期取替品のため、評価対象外。



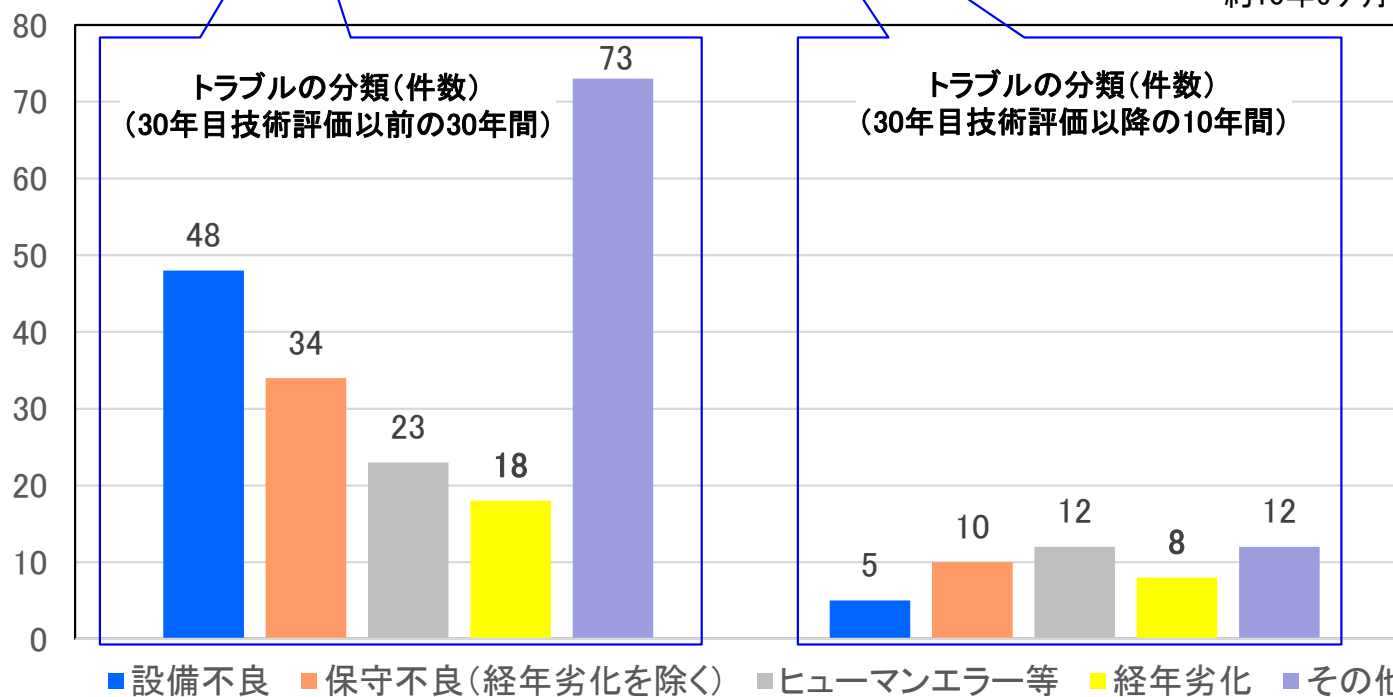
【劣化状況評価書への反映内容】

反映不要(通常の保守により対応可能)

東海第二発電所における経年劣化に関するトラブル事象の比較

	30年目技術評価以前	30年目技術評価以降	比較
経年劣化に関する トラブル発生頻度	18件/30年間 (10年平均≒17件)※	8件/10年間 (10年平均≒8件)	<ul style="list-style-type: none"> ・10年平均での発生件数は低減している。 ・運転期間と発生頻度に相関はなく、これまでの保全の充実が寄与している。

※抽出した18件は、1997年7月～2008年1月の約10年6ヶ月であるため、これを用いて算出



⇒30年目技術評価以降の経年劣化によるトラブルの発生頻度は低減。運転期間の長期化とは相関なし。今後も継続的な経年劣化に係る管理を続け、予防処置を含めた保全の充実により、経年劣化に関するトラブルの低減に努めていく。

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価 (1) シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



① 第21回定期検査(2005年度)

- シュラウドサポートシリンダ縦溶接継手(以下、「V8溶接継手」という)にひび割れ(3箇所)を確認

② 第24回定期検査(2009年度)

- 上記①で確認されたV8溶接継手の継続検査を実施したところ、V8溶接継手内面及び炉心シュラウドとシュラウドサポートシリンダの水平溶接継手(以下、「H7溶接継手」という)内面に新たなひび割れを確認したため、範囲を拡大して検査した結果、合計40箇所のひび割れを確認
- 電気事業法第55条第3項(現炉規制法*1第43条の3の16第4項)に該当する設備に発見された、技術基準*2に適合しなくなるおそれのある部分の措置に該当するため、電気事業法施行規則第94条(現実用炉則*3第58条第1項)に基づき、確認されたひび割れを包絡する仮想亀裂を想定した解析モデルを用いて、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期を評価し、評価時点(運転開始後30年)から45年後であることを、2010年3月に当時の経済産業省 原子力安全・保安院に法令に基づく報告を実施

*1: 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

*2: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

*3: 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価 (1)シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



③第25回定期検査(2011年度)

- 上記②の継続検査を実施し、**新たなひび割れを認めたものの、②の評価にて予測した範囲内であること**(評価に用いた解析モデルの想定亀裂の範囲内であること)を確認し、2011年12月に当時の経済産業省 原子力安全・保安院に**情報提供を実施**
- 第24回定期検査時に確認したひび割れ(V8溶接継手内面並びにH7溶接継手内面(インコネル溶金部))について、**ウォータージェットピーニングによる残留応力低減対策を実施**

④第25回定期検査(2019年度)

- 設置許可基準規則*4に適合した基準地震動が新たに設定され、第24回定期検査時に報告した評価結果を見直す必要があること、現状では今後の補修等の措置は実施しない計画であることから、高経年化技術評価として**60年時点での健全性に対する評価**を実施し、**健全性に問題のないことを確認**

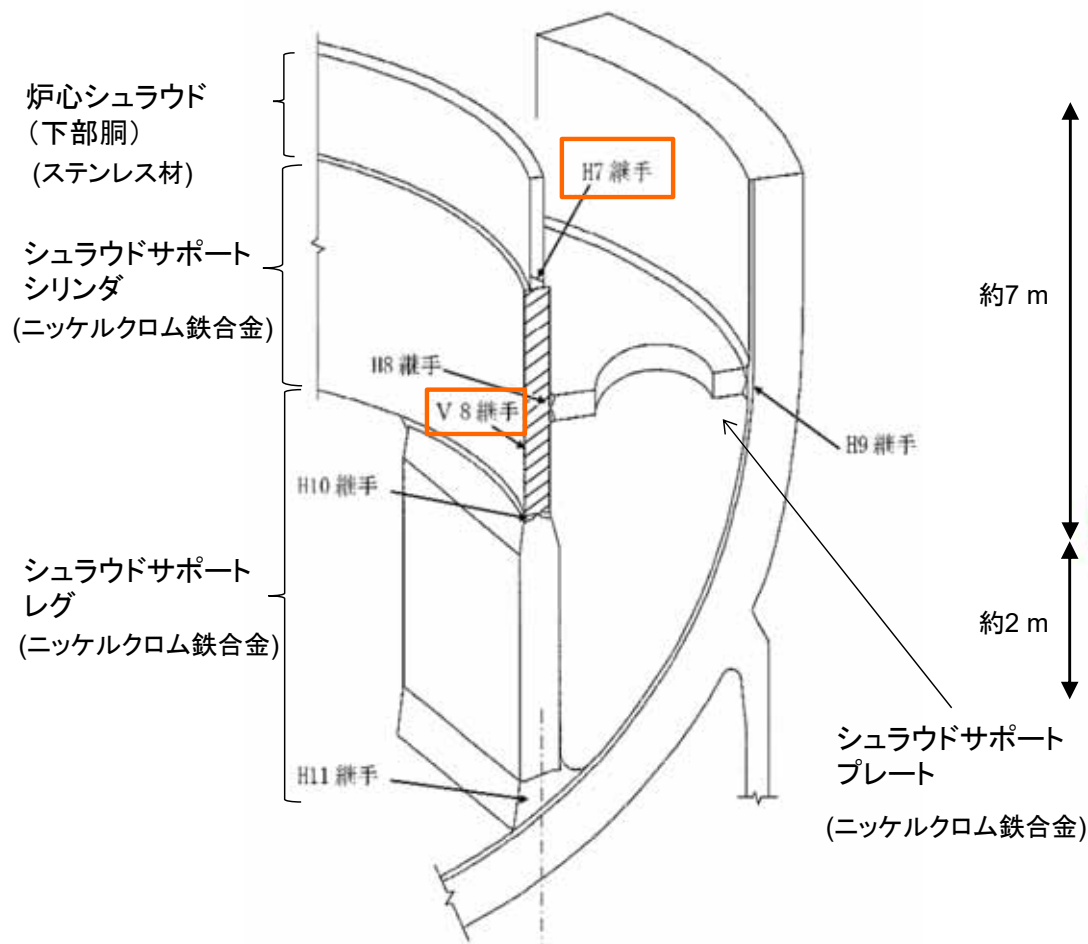
⑤第25回定期検査(2020年度)

- 技術基準規則*4に適合しなくなると見込まれる時期の見通しとして、第24回定期検査までの**運転開始後約30年の時点から約44年後***5となることを評価

*4: 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

*5: 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価 (1) シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



: ひび割れの確認された溶接継手

図-1 シュラウドサポート概略図

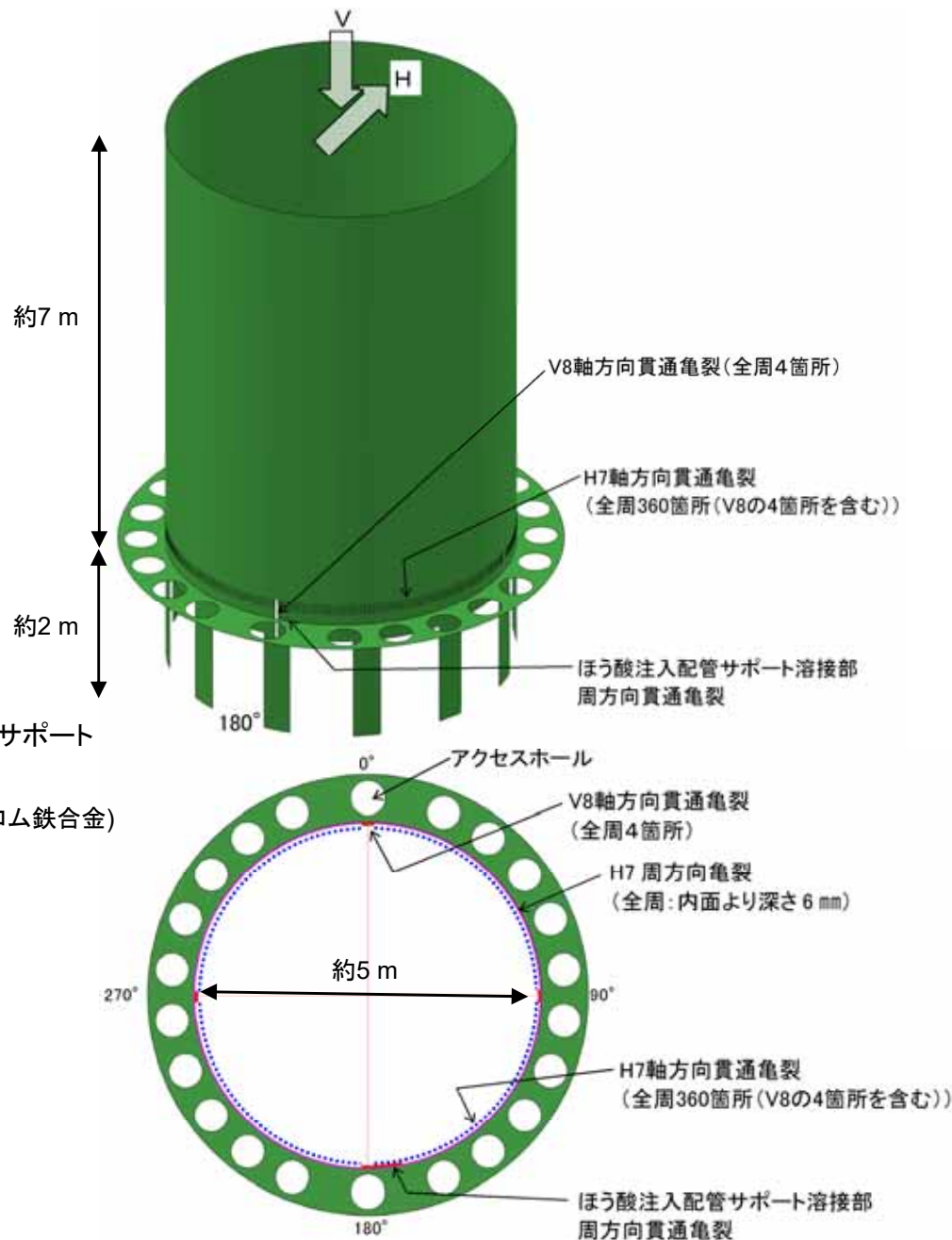


図-2 解析モデル及び亀裂の想定箇所

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

① 評価内容

- **実機で確認された亀裂を包絡する亀裂を考慮した亀裂(←裕度)※¹を仮定したFEM解析モデルを用い、地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に**1.5倍の裕度(←裕度)を考慮した「設備評価用床応答曲線」**を用いて応力評価※²を行い、維持規格※³に基づく**安全率1.5(←裕度)を考慮した設計荷重が崩壊荷重を下回ることを確認する。****

※¹: 第24回定検における構造健全性評価及び第25回施設定検で実施したシュラウドサポートの検査結果 (H7については点検不可範囲があるため、算出式を用いた想定箇所数)を考慮した。(表-1参照)

※²: 地震荷重を考慮した変位曲線と、材料の2倍の弾性勾配直線の交点が崩壊荷重となる2倍勾配法を適用。
【別紙、「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について」補足説明資料参照】

※³: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

表-1 確認された亀裂数と評価モデルに設定した亀裂数の比較(図-3参照)

継手	亀裂方向	実機で確認された亀裂数		評価で想定する亀裂数
		第24回定期検査	第25回定期検査	解析モデル注
H7	軸方向	33* ¹ (126* ²)	59* ¹ (91* ²)	356* ⁴
	周方向	0	0	1* ⁵
V8	—	8* ³	8* ³	4* ⁶

注: 解析モデルでは、**確認された亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂及び確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定**

*¹: 検査範囲拡大(47%→65.2%)に伴う亀裂確認数の増加であり、1運転サイクルでひび割れが有意に増えたり進展していることはない。

*²: 点検不可範囲があるため、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン[シュラウドサポート](第3版)」の「未点検範囲の想定範囲」に基づき全周の亀裂数を算出

*³: 内面5箇所、外面3箇所。ほう酸水注入配管サポートの周方向亀裂を含む。 *⁴: 1° ピッチの貫通スリットを想定

*⁵: 全周に幅2mm、深さ6mmの亀裂を想定(亀裂進展評価による60年運転に相当するひび割れ深さを考慮)

*⁶: *³の確認された亀裂を包絡する、90° ピッチで幅40mmの貫通を想定

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価

(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

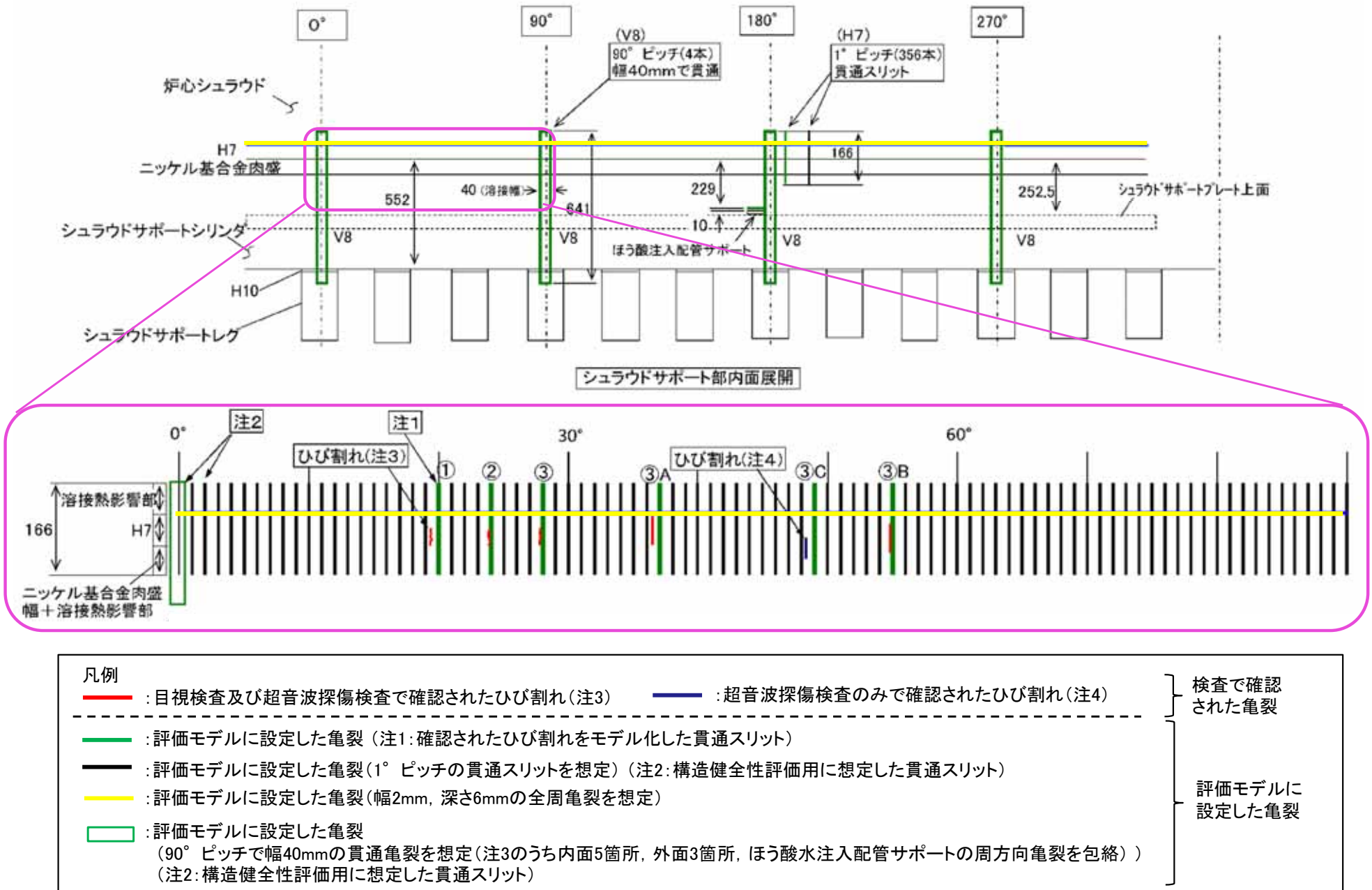
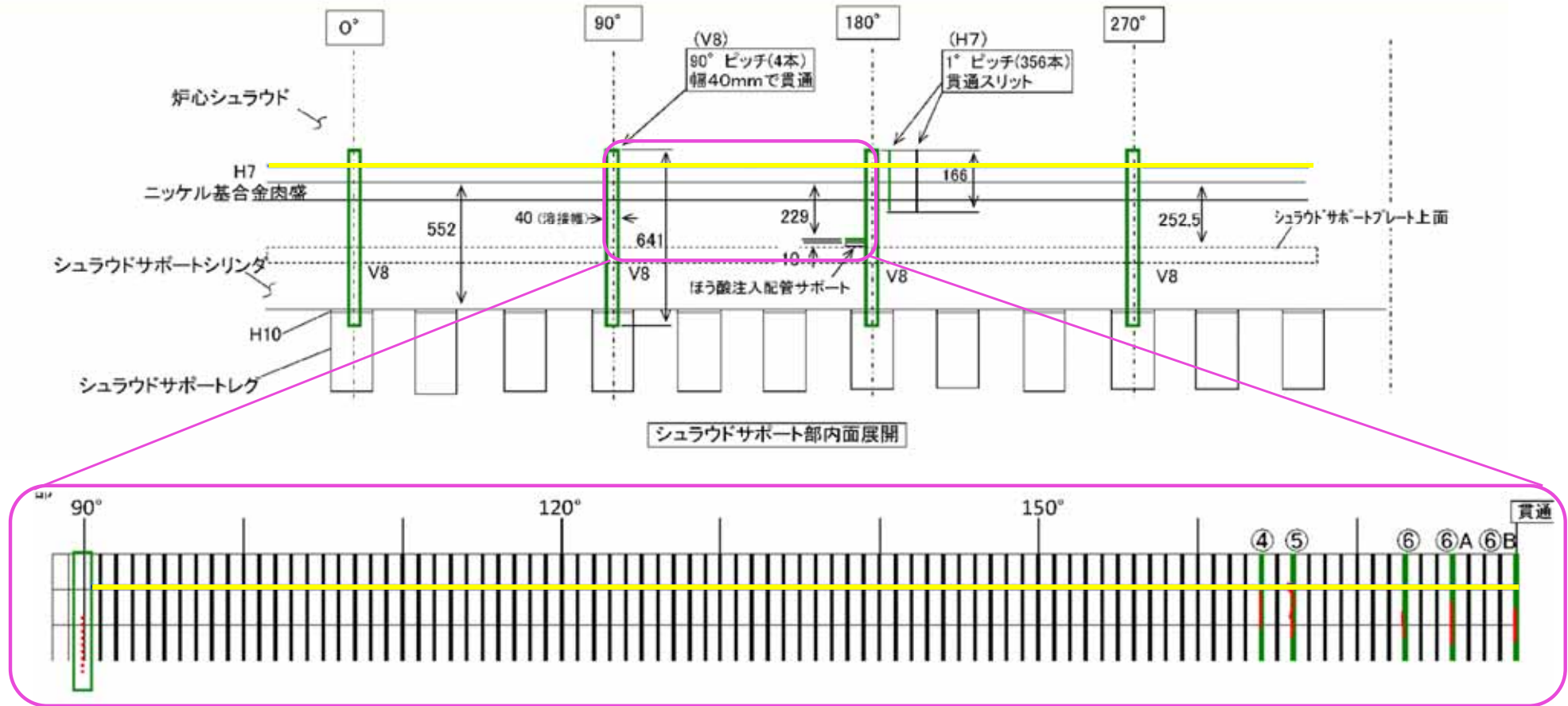


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(0° ~ 90°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価



凡例			
—	: 目視検査及び超音波探傷検査で確認されたひび割れ(注3)	—	: 超音波探傷検査のみで確認されたひび割れ(注4)
—	: 評価モデルに設定した亀裂(注1: 確認されたひび割れをモデル化した貫通スリット)		
—	: 評価モデルに設定した亀裂(1° ピッチの貫通スリットを想定)(注2: 構造健全性評価用に想定した貫通スリット)		
—	: 評価モデルに設定した亀裂(幅2mm, 深さ6mmの全周亀裂を想定)		
	: 評価モデルに設定した亀裂 (90° ピッチで幅40mmの貫通亀裂を想定(注3のうち内面5箇所, 外面3箇所, ほう酸水注入配管サポートの周方向亀裂を包絡)) (注2: 構造健全性評価用に想定した貫通スリット)		
			検査で確認された亀裂
			評価モデルに設定した亀裂

図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(90° ~ 180°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

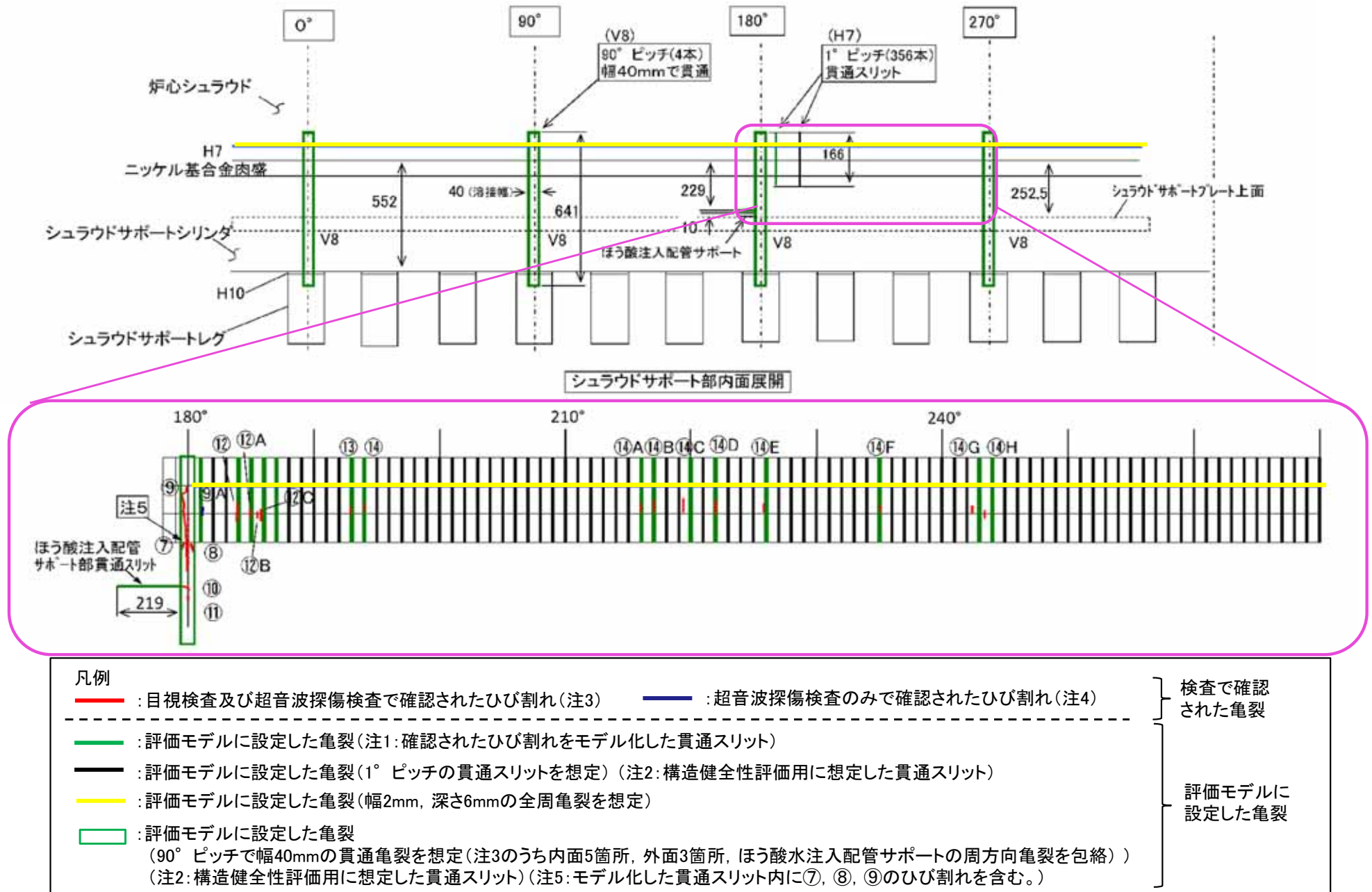


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(180° ~270°)

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価

(2) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価

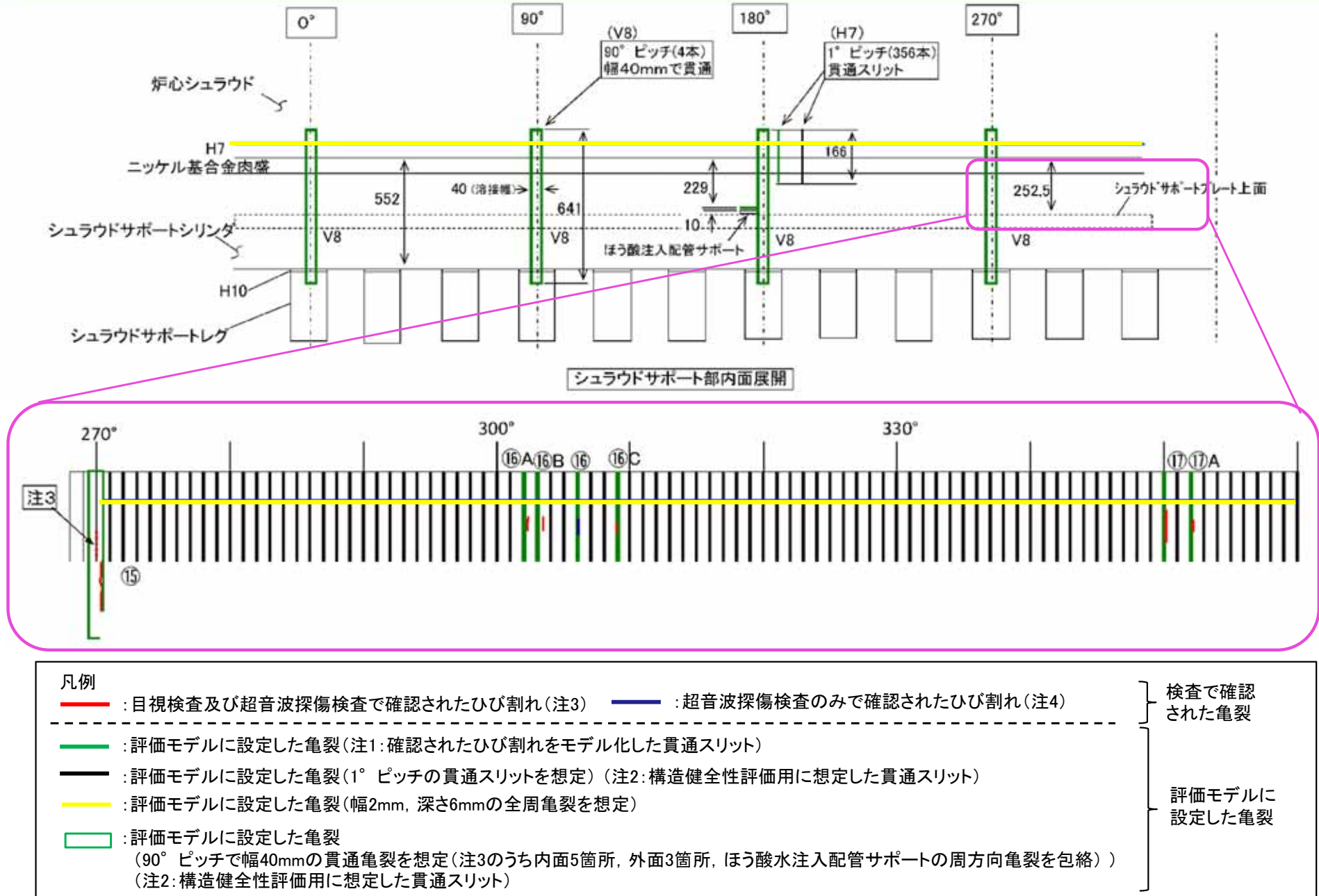


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(270° ~ 360°)

② 評価結果

- 第24回定検の構造安全性評価における地震荷重 S_s (最大加速度600gal, 以下「 $S_s(24)$ 」という。)での荷重条件と, 高経年化技術評価時の基準地震動 S_s (最大加速度1,009gal, 以下「 $S_s(新)$ 」という。)の設備評価用床応答曲線による荷重条件を比較した結果, **全ての地震時の荷重が大きく増加したことから, 荷重条件を用いて算出した極限解析の裕度は第24回定検の7.239から今回の2.356と小さくなった。** <極限解析による崩壊荷重評価手法及び評価条件について別紙参照>
- $S_s(新)$ の設備評価用床応答曲線の結果, **裕度は2倍以上を有しており, 耐震安全上の問題にはならない。** $S_s(24)$ の極限解析結果を図-4に, $S_s(新)$ の極限解析結果を図-5に示す。

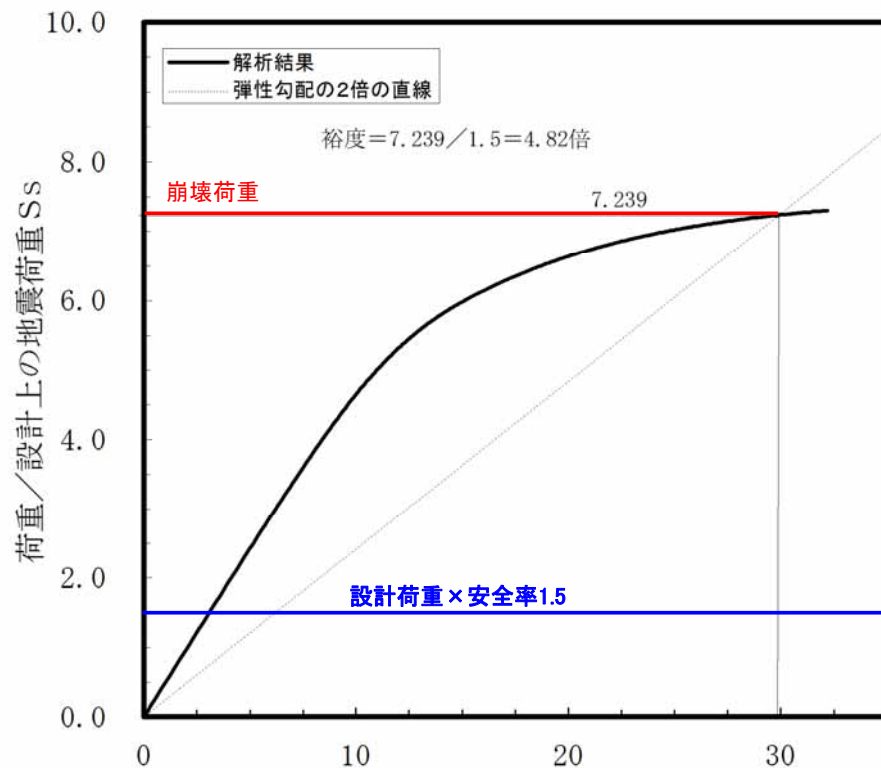


図-4 $S_s(24)$ での極限解析結果

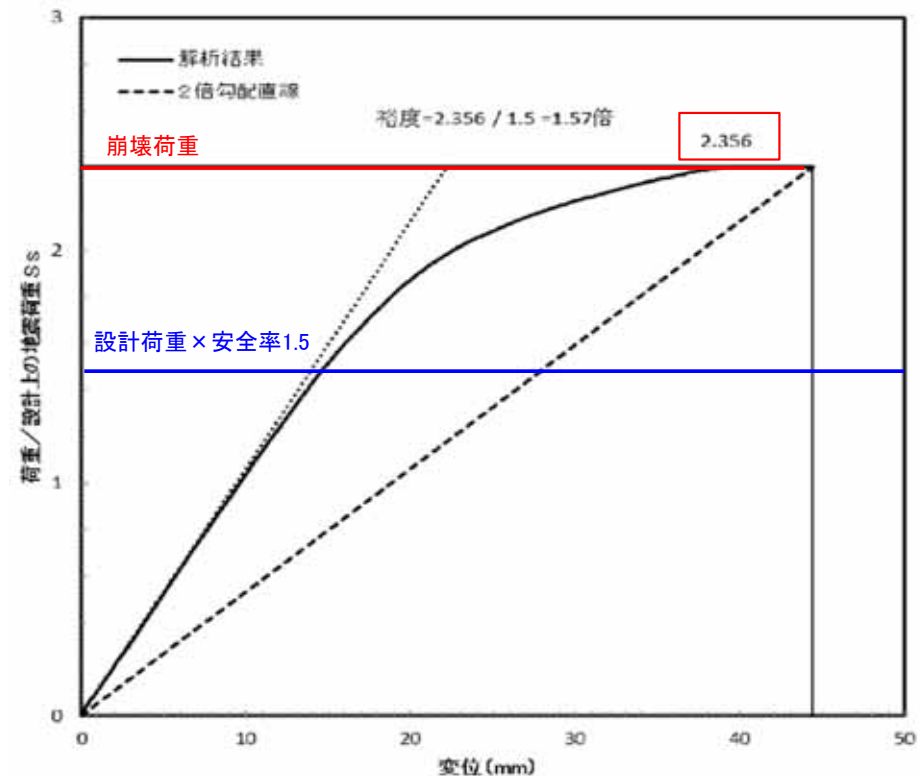


図-5 $S_s(新)$ での極限解析結果

* $S_s(新)$ では地震荷重が大きくなることにより, 同荷重・同変位に対する縦軸の値は相対的に小さくなる。

2. 12 シュラウドサポートのひび割れを考慮した耐震安全性評価



(3) 技術基準に適合しなくなると見込まれる時期の評価

- 運転期間延長認可の取得以降に、基準地震動 S_s を用いた耐震安全性評価を行い、**運転開始後60年を超えて技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期**を評価した。
- 亀裂進展評価*1による**60年運転に相当するひび割れ深さ(6mm)**と、**更にひび割れを進展させた条件(35mm)**による極限解析結果2点の内挿により、維持規格に基づき必要とされる**安全裕度1.5倍に相当するひび割れ深さは28.3mm**と求められた。このひび割れ深さの進展は**運転開始後約30年の時点から約44年後*2の運転年数に相当する**。
- これより、技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期は**運転開始後約30年の時点から約44年後*2**となった。

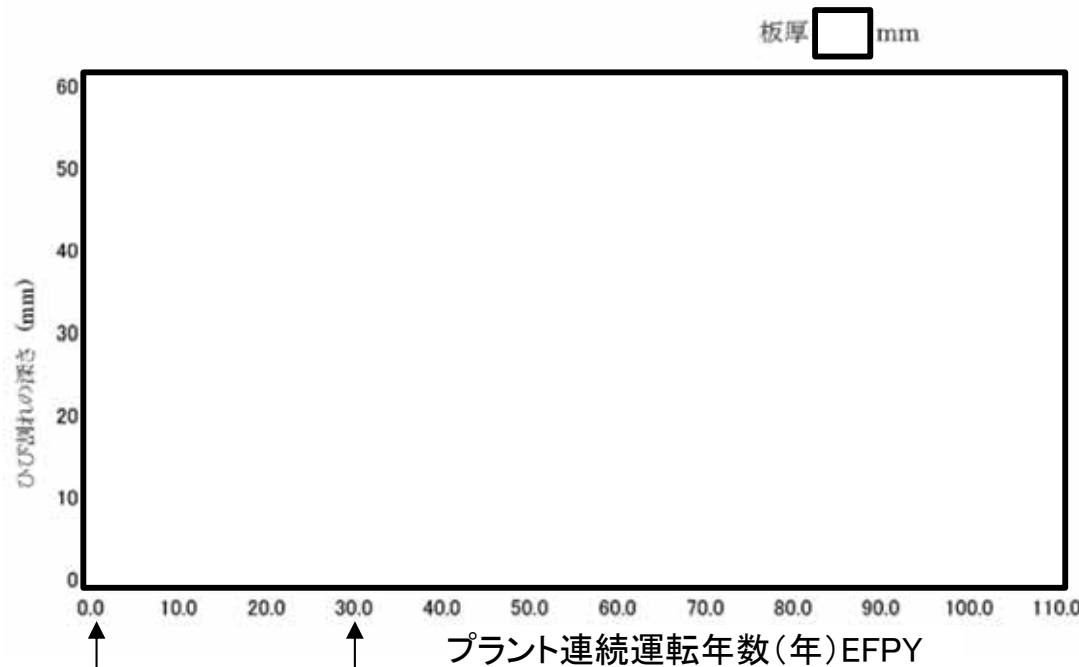
*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)に基づく評価

*2: 約44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

ひび割れ深さに応じた極限解析結果

運転年数相当 (年)	ひび割れ深さ (mm)	安全裕度 (崩壊荷重/設計上の地震荷重)
60	6	2.356
30+44 (30+55)	28.3 注	1.5
—	35	1.247

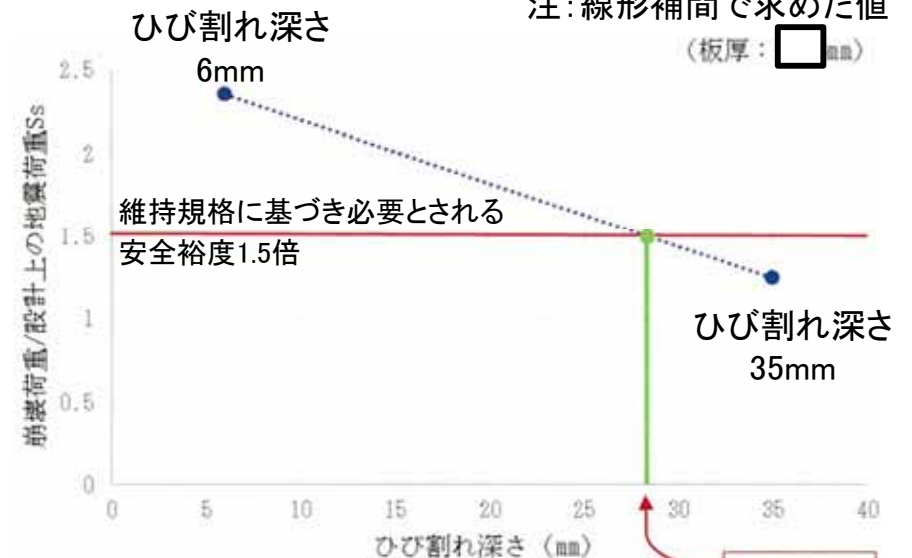
注: 線形補間で求めた値
(板厚: mm)



① 第24回定期事業者検査
(運転開始後約30年)

② 運転開始後60年時点
(①より30年間の連続運転を仮定)

亀裂進展評価によるひび割れ深さと運転年数の関係



崩壊荷重/設計上の地震荷重 S_s と
ひび割れ深さの関係

① 評価に用いた解析モデルへのひび割れ箇所の保守的な設定

実機で確認された亀裂を包絡(確認されている亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂、確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定)するとともに耐震評価上亀裂を考慮した解析モデルにより評価を行うことにより、保守性を持たせている。

② 地震荷重の保守的な設定

(1)の保守性を持たせた評価モデルを用いた極限解析により算出される崩壊荷重は、評価用地震動(基準地震動Ss8波*¹)を包絡した地震荷重に基づき設定した「設備評価用床応答曲線*²」により応力評価しているため、保守的な設定となっている。

*¹ Ss-D1, Ss-11~14, Ss-21~22, Ss-31

*² 機器の据え付け高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮

③ 維持規格に基づく安全率の考慮

シュラウドサポートの健全性評価については、維持規格に基づき実施しており、崩壊荷重が地震荷重等を考慮して算出した設計荷重に安全率1.5を掛け合せた値以上であることを確認する様規定されているため、保守的な評価となっている。

以上の①~③より、評価モデル、地震荷重(設計荷重)及び評価時の安全率それぞれに裕度のある評価により健全性を確認しており、評価結果には十分な保守性があると考えられる。

なお、運転期間延長認可の取得以降に、運転期間60年以降で技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期を評価し、運転開始後約30年の時点から約44年後*³となる評価結果を得ている。*³ 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

(4) 今後の対応予定

- ・今後、シュラウドサポート当該部に対して補修等の措置を実施しない場合は、亀裂の解釈*⁴に定められた点検頻度を適切に点検計画に反映して点検を実施するとともに、点検の結果、**当初の健全性評価における予測を超えるような亀裂等の進展が見られた場合には、構造強度に影響を与える再評価を実施する。**
- ・これまでの検査によるひび割れの確認結果と亀裂進展評価により、運転開始後約30年の時点から約44年後*⁵までシュラウドサポートの健全性が確保できる見込みが得られている。このことから、亀裂の解釈*⁴の点検に関する規定*⁶に基づき、**具体的な点検頻度は定期事業者検査2回毎に1回の頻度でシュラウドサポートの検査を実施する方針で進めていく。**

*⁴ 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈

*⁵ 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

*⁶ 「健全性評価の結果、将来は進展が止まると予測された亀裂等については、至近の定期検査において点検した後は、隔回毎の定期検査に移行して差し支えない」

① 解析モデル

評価対象が炉心シュラウドとシュラウドサポートの水平溶接継手(H7溶接継手)及びシュラウドサポートシリンダ縦溶接継手(V8溶接継手)近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬

② ひび割れ(亀裂)の付与位置

- ・V8長手方向溶接継手:全4箇所(0° , 90° , 180° , 270°)にシュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ接続部まで全長貫通亀裂(幅40 mmの短形開口)を設定
- ・ほう酸注入配管サポート溶接部:上部に水平長さ mmの周方向貫通亀裂(スリット)を設定
- ・H7周方向溶接継手:軸方向貫通亀裂(スリット)を1° 間隔で設定するとともに, 溶接熱影響部の全周に周方向亀裂(内表面に深さ6 mm, 幅2 mm)を設定。なお, 耐震安全性評価上, 周方向溶接継手に周方向の亀裂を想定することが厳しい扱いとなるが, 軸方向の亀裂は周方向溶接継手の健全性に与える影響が軽微なため評価結果への寄与が小さい。

③ 物性値

解析に用いた物性値を表1に示す。

表1 解析に用いた物性値

材質	温度(°C)	Sm (MPa)	弾完全塑性体の降伏点(MPa)	縦弾性係数 E(MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド下部胴)	302	96.8	$S_1^*: 1.5S_m = 145$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)
			$S_2: 2.3S_m = 222$ (注1) $0.7S_u = 253$		
NCF600-P (シュラウドサポート)	302	164	$S_1^*: 1.5S_m = 246$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)

(注1): 2.3Smと0.7Suのいずれか小さい方を用いる。

(注2): 加工硬化係数は, 応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において, 解析応力が降伏応力を超えると, 荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため, 極めて小さな加工硬化係数(=E/1000)を与えることにより, 降伏後の解析の収束性を上げている。

④ 荷重条件

供用状態A,Bの荷重(死荷重及び差圧)を負荷後,地震荷重を比例負荷し,設計上の地震に対する負荷荷重の比率(荷重倍率)と変位の関係を求め,2倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めている。

水平荷重の負荷方向は,90°ピッチで同じひび割れがある場合,180°付近のほう酸注入配管サポート溶接部の上部に□mmの周方向貫通亀裂(□が中心)を加えているため,荷重負荷方向を□から□の方向とした場合が,周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重負荷方向となることから,構造健全性評価における地震荷重負荷は□から□の方向に設定している。

第24回定期検査時の構造健全性評価に用いた荷重条件(S_s(24))を表2に,耐震安全性評価に用いた荷重条件(S_s(新))を表3に示す。

表2 第24回定期検査時の構造健全性評価に用いた荷重条件(S_s(24))

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	□	—	—	—
	差圧	—	—	—	□
地震時の荷重	地震荷重S _s	□	□	□	—

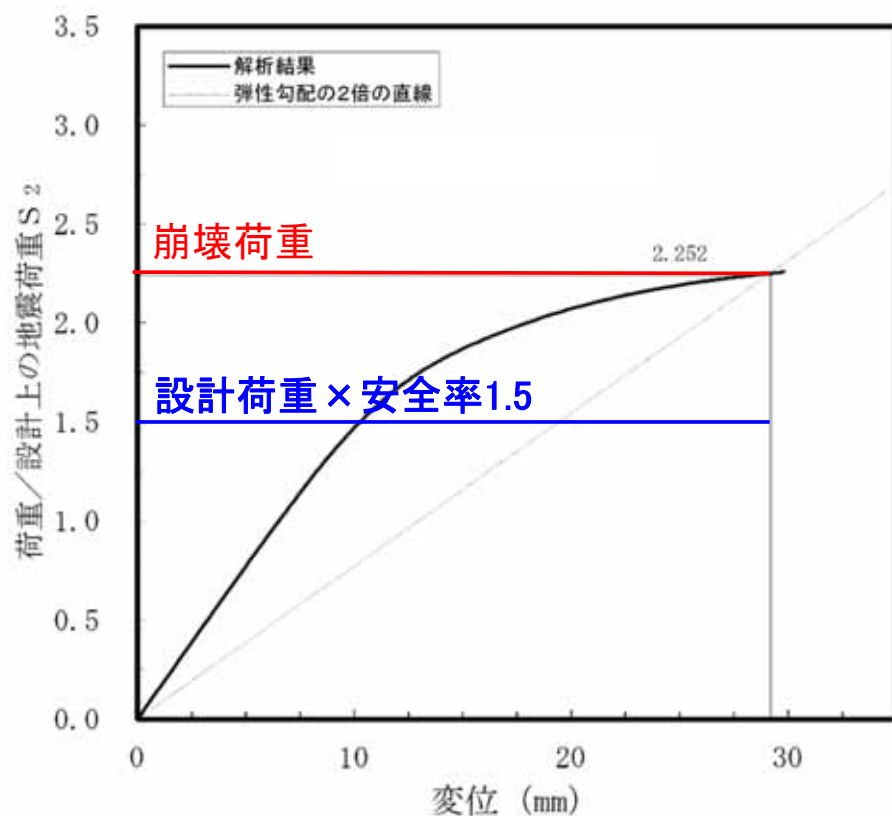
表3 耐震安全性評価に用いた荷重条件(S_s(新))

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	□	—	—	—
	差圧	—	—	—	□
地震時の荷重	基準地震動S _s	□	□	□	—

*1: S_s-21による算出結果

*2: S_s-22による算出結果

○第24回定検の構造安全性評価における地震荷重 S_s ($S_s(24)$)での荷重条件とともに、当時の設計用地震動である地震荷重 S_2 ($S_2(24)$)での評価も実施し、健全性に問題のないことを確認している。



S2(24)での極限解析結果

第24回定検の構造健全性評価で用いた荷重条件

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	地震荷重 S_2	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

(1) 高経年化を考慮した耐震安全性評価手法 (1/2)

○高経年化を考慮した基礎ボルトの耐震安全性評価：評価対象

- ・「機器付基礎ボルト」は、設置される機器の床面(コンクリート)に埋設して設置されることから、機器が一旦設置されると、定期的に交換することは困難である。一方、配管やケーブルトレイを固定する際に使用される「後打ちアンカ」は機器付基礎ボルトに比して交換は容易である。
- ・このため、機器付基礎ボルトについては、60年時点を想定した腐食による耐震安全性評価が必要となる。以下に、機器付基礎ボルトの評価対象を整理している。

機器種別	機器付基礎ボルトの評価対象例
ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ, 残留熱除去系ポンプ 他
熱交換器	残留熱除去系熱交換器, 給水加熱器 他
ポンプモータ	残留熱除去系ポンプ 他
容器	ほう酸水注入系貯蔵タンク, 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 他
タービン設備	主タービン, 原子炉隔離時冷却系タービン 他
計測制御設備	地震加速度計測装置
空調設備	非常用ガス再循環系排風機, 中央制御室換気系フィルタユニット 他
機械設備	非常用ディーゼル機関, 主排気筒 , 使用済燃料乾式貯蔵容器 他
電源設備	非常用ディーゼル発電機, 原子炉保護系MGセット

上記の評価対象に対して、**耐震安全性評価***を実施している。次頁より、**評価結果(発生応力と許容応力の比)**が最も厳しい**主排気筒**を代表として説明する。

* 対象設備に応じて耐震補強工事も前提としている。

(1) 高経年化を考慮した耐震安全性評価手法 (2/2)

○高経年化に伴う基礎ボルト等の減肉を考慮した耐震評価の流れ

- ・高経年化に伴う施設・設備の支持構造部位の減肉量はわずかであり(基礎ボルトの場合で0.3mm)、地震に対する応答(固有振動数等)に影響するものではないため、一般に、**地震応答解析までは工事計画認可申請書と同様に減肉を考慮しない評価**を行っている。
- ・これに続く耐震評価の計算は、設計時のものと同様に静的な評価式に基づき、**基礎ボルト等の支持構造部位の応力計算において、腐食による減肉影響を有効断面積の減少等で反映**している。
- ・例として、主排気筒の基礎ボルトの減肉を考慮した耐震評価の流れを以下に示す。

①基準地震動の入力地震動評価

・・・基準地震動 S_s 等(E.L.-370mで定義)に基づき、地盤を経由して主排気筒の基礎部(EL.4.5m)に至るまでの入力地震動を評価、設定 <別紙1-1参照>

②主排気筒の地震応答解析

・・・主排気筒の地震応答解析モデル(質点系)を用いて時刻歴応答解析を実施し、主排気筒に生じる各荷重条件を算定 <別紙1-2参照>

③基礎ボルトの応力計算

・・・②の荷重条件最大値を用いて各基礎ボルトに生じる応力を算定。この計算で**基礎ボルト有効断面積に減肉(0.3mm)を反映**

④計算結果と許容応力の比較

・・・③で得られた引張応力及びせん断応力の各計算結果(発生値)と各許容応力を比較

⑤判断基準を満足することを確認

・・・主排気筒の基礎ボルト減肉を想定しても基準地震動 S_s 等に対する耐震安全性を確認

<別紙1-3参照>

(2) 排気筒基礎ボルトの耐震評価に係る裕度の確認 (1/2)

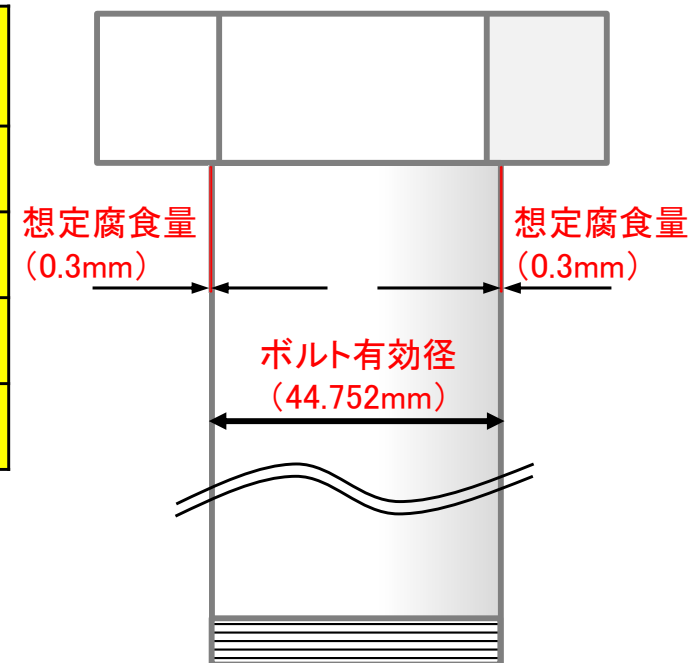
- 従来実施している標準的な耐震評価手法としては、評価部材の許容応力と地震により評価部材に作用する発生応力を比較し、発生応力が許容応力を下回ることを確認している。
- 本評価では、主排気筒の基礎ボルトについて、発生応力が許容応力を上回る際のボルトの呼び径を算出し、想定している腐食量(0.3mm)と比較して裕度のあることを確認するものである。

(1)劣化状況評価時の評価結果

排気筒基礎ボルト(筒身脚部, 鉄塔脚部, 補助鉄塔脚部)の耐震評価結果を表-1に示す

表-1 排気筒基礎ボルト(筒身脚部, 鉄塔脚部, 補助鉄塔脚部)の耐震評価結果

評価部位	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比
筒身脚部基礎ボルト	引張	257	324	0.80
	せん断	12	187	0.07
鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	236	0.39
補助鉄塔脚部基礎ボルト	引張	164	490	0.34



排気筒基礎ボルト(M48)イメージ

計算を実施するにあたり、JIS規格に規定される使用ボルト(M48)に基づき、ボルト径は有効径(44.752mm)としている。

(2) 排気筒基礎ボルトの耐震評価に係る裕度の確認 (2/2)

(2) 排気筒の基礎ボルトにおける発生応力が許容応力を上回る際のボルト径の算出

表-1のうち、応力比の大きい排気筒基礎ボルト(筒身脚部)の引張荷重が作用した際に、**許容応力を上回るボルト径を算出**する。

算出にあたっては、劣化状況評価における発生応力の算出に使用した算出式に許容応力 $\sigma_t = 324\text{MPa}$ としてボルト径 d_2 を算出する。

$$\sigma_t = \frac{T}{A_s} \quad 324 = \frac{367.9}{A_s} \quad \sigma_t: \text{引張応力} = 324\text{MPa}$$

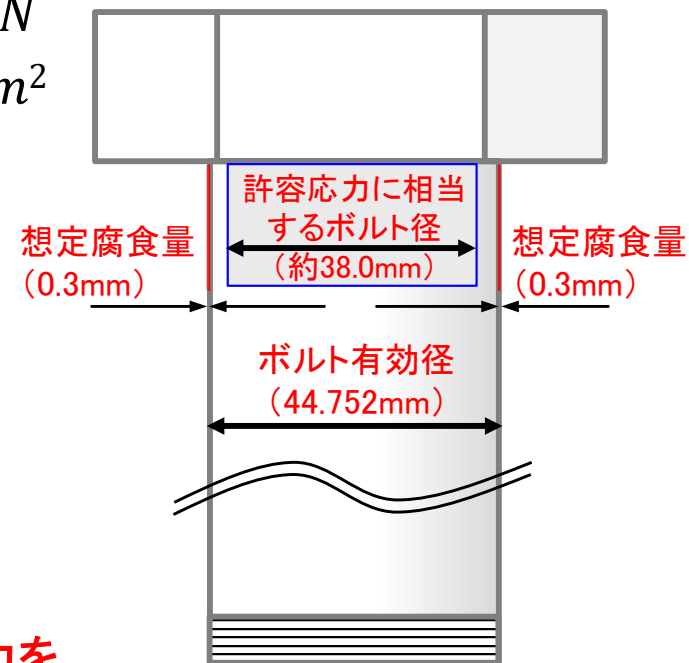
$$T: \text{ボルト引抜力} = 367.9 \text{ kN}$$

$$A_s: \text{有効断面積} = 1135\text{mm}^2$$

$$A_s = \frac{367.9 \times 10^3}{324} = 1.135493 \dots \times 10^3 = 1135\text{mm}^2$$

$$A_s = \frac{\pi}{4} d_2^2 \quad 1135 = \frac{\pi}{4} d_2^2$$

$$d_2 = \sqrt{\frac{4 \times 1135}{\pi}} = 38.014 \dots$$



計算結果より、**ボルト径が約38.0mmを下回ると、発生応力が許容応力を上回り、ボルトが折損する可能性があるが、ボルトの有効径(44.752mm)と想定腐食量(0.3mm)の関係から、腐食量には10倍以上の裕度があることを確認した。**

排気筒基礎ボルト(M48)
許容応力限界イメージ

主排気筒の耐震クラスはCクラスに分類されるが、耐震Sクラスである非常用ガス処理系排気筒を支持していることから、**主排気筒の筒身、鉄塔及び基礎部は設計基準対処施設において、「Sクラスの施設の間接支持構造物」に分類され、設置変更許可の基準地震動により定まる地震力での機能維持が求められる。**

そのため、高経年化技術評価を行うにあたり、各機器の耐震重要度に応じて以下のとおり選定している。

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s により定まる地震力(以下、 S_s 地震力という)
	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方(以下、「弾性設計用地震力」という)
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力

耐震Bクラスについては、支持構造物の振動と共振のおそれのあるもの(柔の設備であるもの)については、静的地震力の他に弾性設計用地震動 S_d による地震力の1/2についても考慮している。

主排気筒の各基礎ボルトについて、評価結果を示す。

【評価結果】

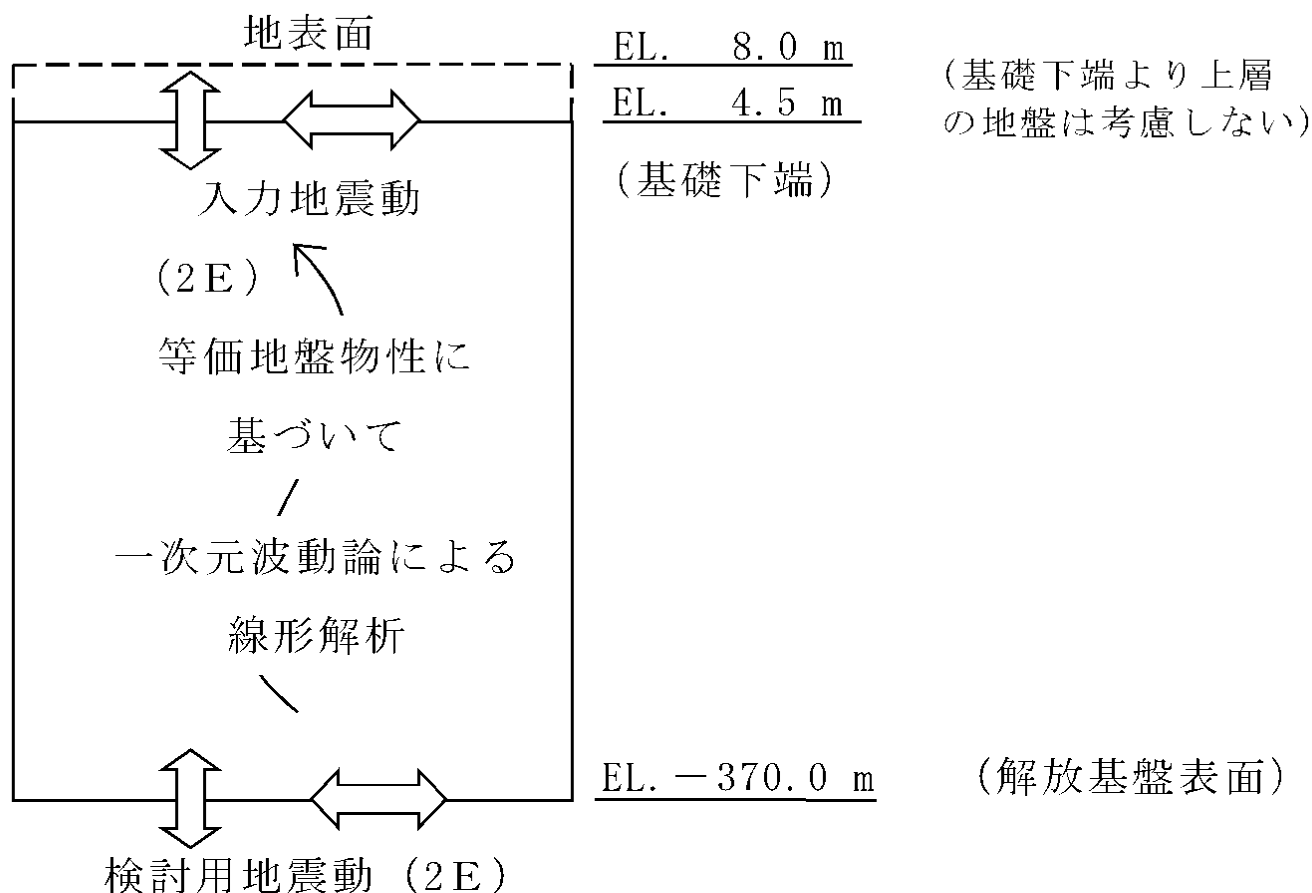
引張，せん断ともに発生応力は許容応力を下回る結果となった。

（計算過程は別紙 1 - 1 ~ 3 に示す。）

評価部位		発生応力(MPa)		許容応力(MPa)
①筒身脚部基礎ボルト	引張	257	<	324
	せん断	12	<	187
②鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	<	236
③補助鉄塔脚部基礎ボルト	引張	164	<	490

主排気筒の上部構造物への入力地震動は，基準地震動 S_s 及び S_d (EL. -370m) をもとに，一次元波動論による等価線形解析により，地盤の各高さの物性値を用いて，主排気筒の基礎下端 (EL. 4.5m) への露頭波として求め，**上部構造物への入力地震動として設定する。**

この解析では，**主排気筒の構造等は考慮していない。**



主排気筒上部構造物への入力地震動の評価の概要

主排気筒の地震応答解析は、**主排気筒の筒身及び鉄塔を軸変形（曲げ変形とせん断変形）**をする質点系としてモデル化する。^{*}

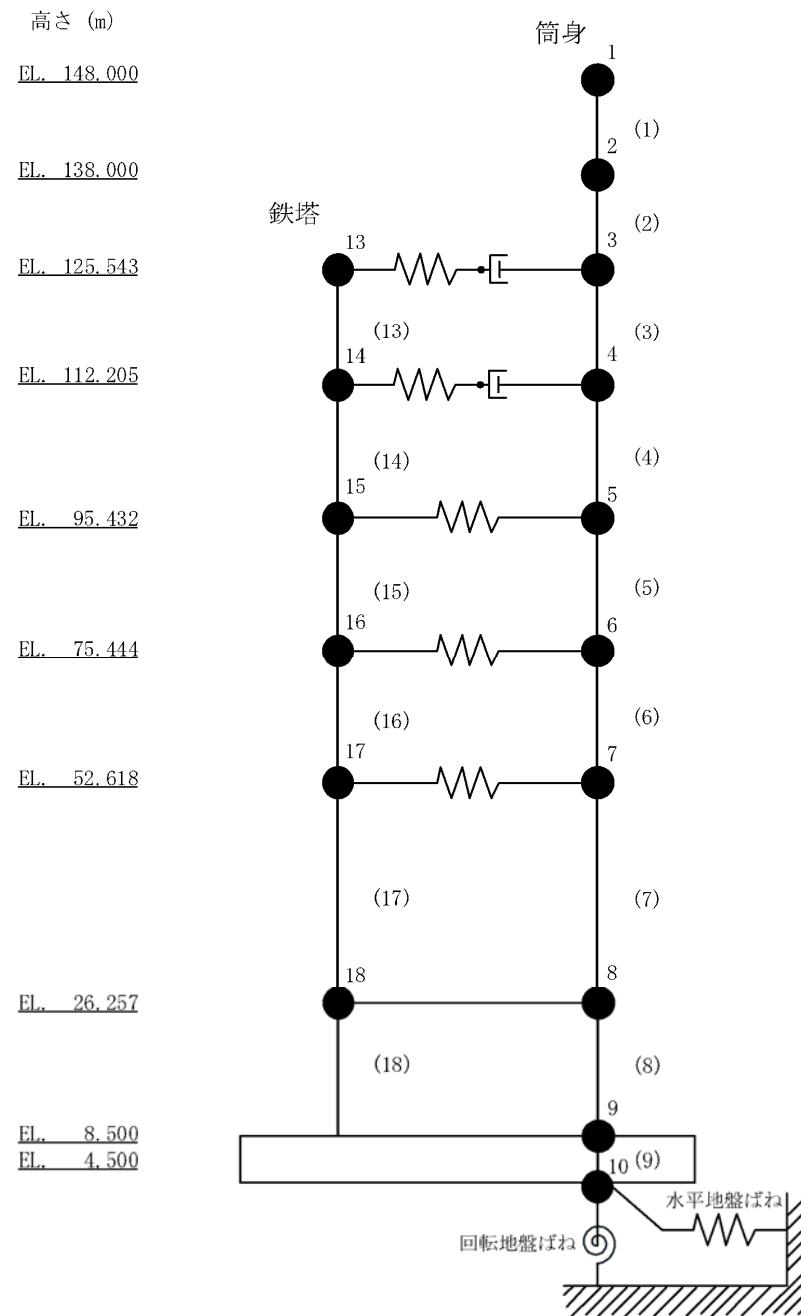
主排気筒の時刻歴応答解析による動的解析として、解析モデルに入力地震動の時々刻々の加速度を与えて地震期間中の主排気筒の応答を計算し、**主排気筒各部位に加わる最大の引き抜き力、曲げモーメント、水平力等**を評価する。

本解析では主排気筒の基礎部を含めてモデル化しているが、**基礎ボルトのベースプレートとの隙間部の減肉を想定しても、固定状態及び固有振動数に影響を与えることはなく、基礎ボルトの減肉は解析上考慮していない。**

（別紙3参照）

^{*} 解析モデルは、主排気筒の構造について、主排気筒の各高さに応じて、質点重量、せん断断面積、断面二次モーメント等をモデル化して評価を行う。

- ・ 入力地震動の入力部には、杭 - 地盤系との相互作用を表す地盤ばねを基礎下端位置に配置する。
- ・ 筒身及び鉄塔については、それぞれを連結するオイルダンパに減衰係数、弾塑性ダンパに弾塑性係数を考慮している。



主排気筒の地震応答解析モデル（水平方向）

筒身補強脚部基礎ボルトの評価手法及び評価結果は、以下のとおり。

1. 荷重条件

工事計画の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を適用する。

引抜き力	$N_t = 17000 \text{ kN}$ 荷重ケース: S_S 波設計用荷重
曲げモーメント	$M = 5812 \text{ kN}\cdot\text{m}$ 荷重ケース: S_S 波設計用荷重
水平力	$H = 1089 \text{ kN}$ 荷重ケース: S_S 波設計用荷重

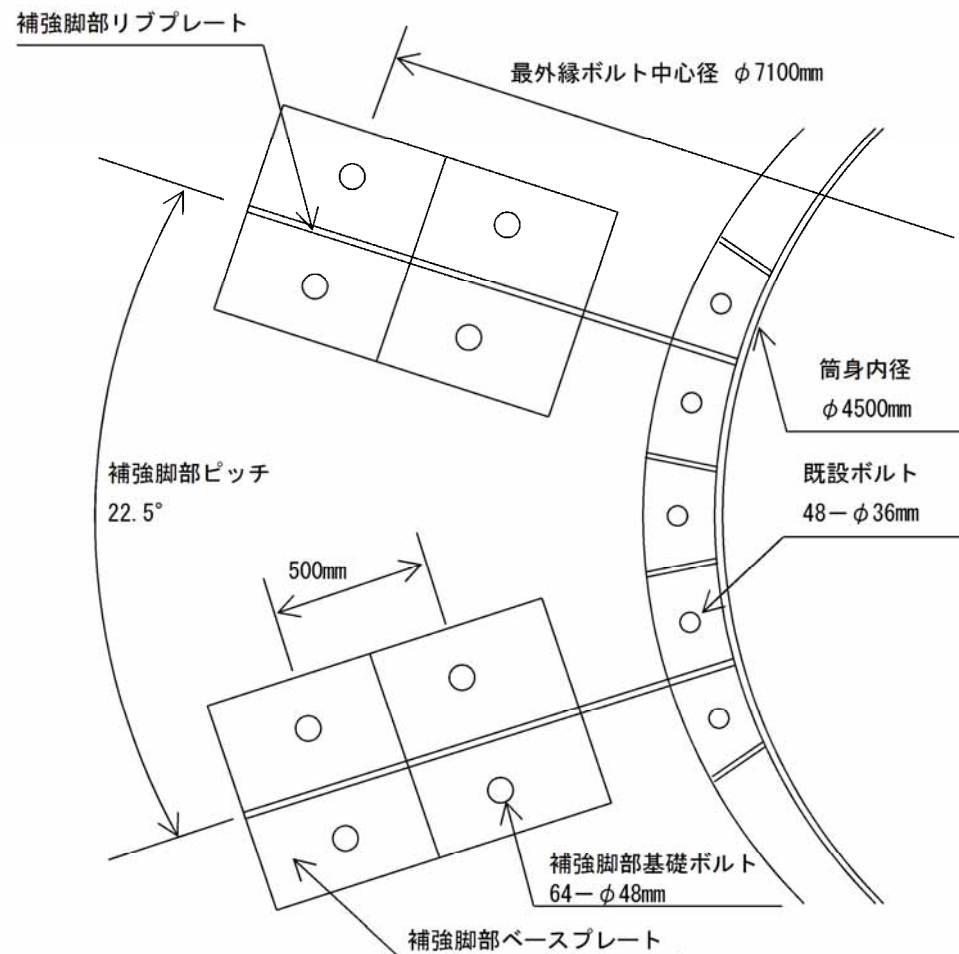
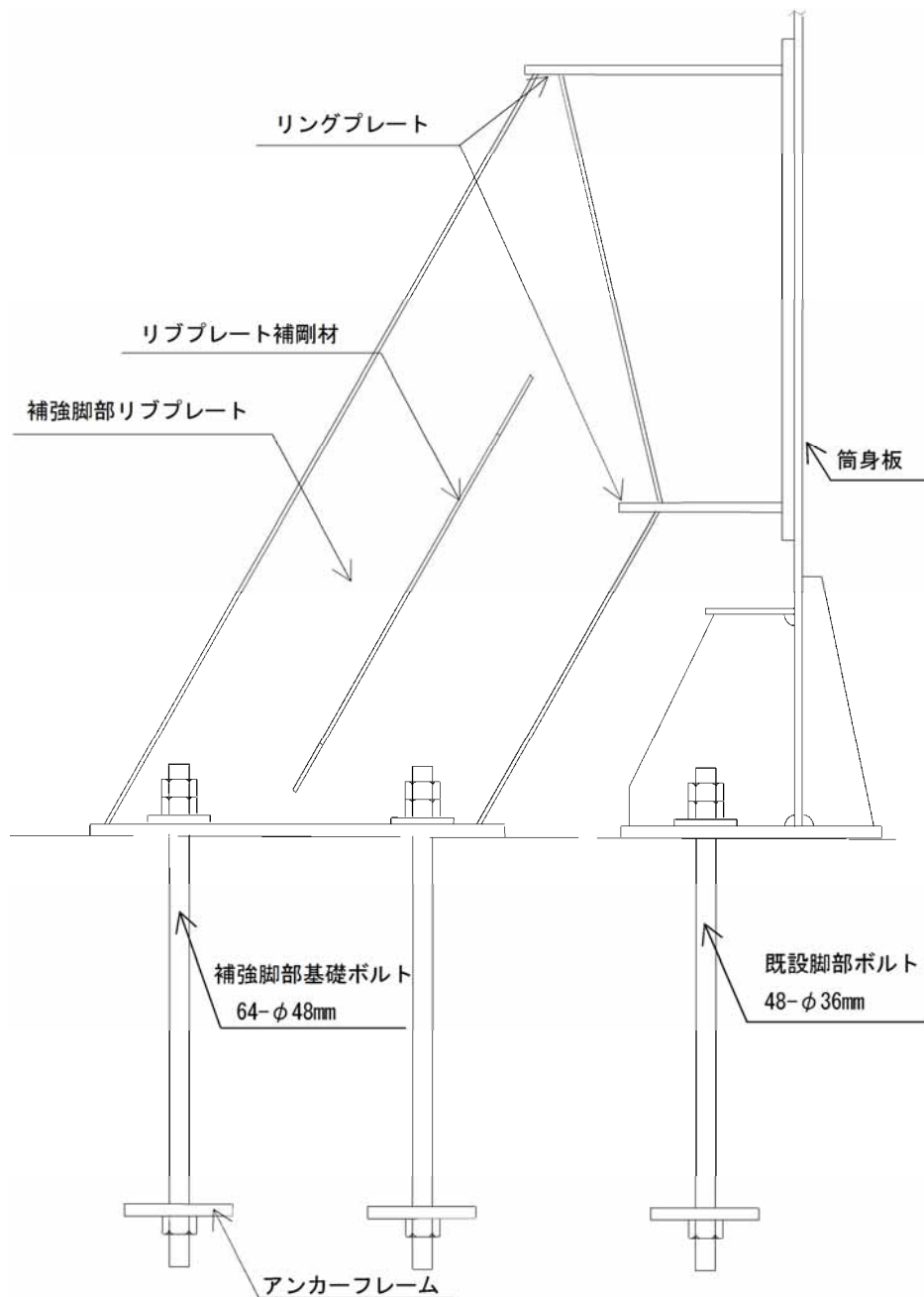
2. 算出過程

- a. 筒身補強脚部基礎ボルトの水平力に対する検討
・ボルト1本に作用するせん断力

ボルト本数 $n = 64$ 本

ボルトせん断力

$$Q = \frac{H}{n} = \frac{1089}{64} = 17.01562 \dots \rightarrow 17.0 \text{ kN}$$



筒身補強脚部概略図

・基礎ボルトの諸元

サイズ:M48, 材質:490材相当

有効断面積 $A_s = 1433 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082:2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4:2001 一般用メートルねじ第4部:基準寸法より)

$$\begin{aligned}
 A_s &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\
 &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(44.752 - 0.6) + 41.26531}{2} \right)^2 \\
 &= 1432.59262 \dots \rightarrow 1433 \text{ mm}^2
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 d_3 &= d_1 - \frac{H}{6} = (42.587 - 0.6) - \frac{0.866025 \times 5}{6} \\
 &= 41.26531 \dots \text{ mm}
 \end{aligned}$$

※想定腐食量0.3mm×2=0.6mm (直径)

設計基準強度

$$F = 324.5 \text{ N/mm}^2$$

(基準強度×1.1倍(建設省告示第2464号第3より))

許容せん断応力(機能維持)

$$\begin{aligned}
 f_s &= \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{324.5}{\sqrt{3}} \\
 &= 187.35016 \dots \rightarrow 187 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})
 \end{aligned}$$

・ボルトに作用するせん断応力度

$$\tau = \frac{Q}{A_s} = \frac{17.0 \times 10^3}{1433}$$

$$= 11.86322 \dots \rightarrow 12 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$

b. 筒身補強脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

・ボルト1本に作用する引抜力

補強脚部は十分剛とし、ボルトは鉛直力を等負担させるものとする。

ボルト本数

$$n = 64 \text{ 本}$$

$$T_v = \frac{N_t}{n} = \frac{17000}{64} = 265.625 \rightarrow 265.6 \text{ kN}$$

曲げモーメントによる引抜は、外側ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数 $Z = 8.141 \times 10^7 \text{ mm}^3$

$$T_b = \frac{(M \cdot A_s)}{Z} = \frac{5812 \times 1433}{8.141 \times 10^7} \times 10^3 = 102.30433 \dots \rightarrow 102.3 \text{ kN}$$

ボルト引抜力

$$T = T_v + T_b = 265.6 + 102.3 = 367.9 \text{ kN}$$

・基礎ボルトの諸元

サイズ	M48
ボルト本数	$n = 64$ 本
材質	490材相当
有効断面積	$A_1 = 1433 \text{ mm}^2$
設計基準強度	$f_t = F = 324.5 \text{ N/mm}^2$
(基準強度 $\times 1.1$ 倍 (建設省告示第2464号第3より))	

許容引張応力度(機能維持)

$$\begin{aligned} f_{ts} &= \min[f_t, 1.4f_t - 1.6\tau] \\ &= \min[324.5, 1.4 \times 324.5 - 1.6 \times 12] \\ &= 324.5 \rightarrow 324 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa}) \end{aligned}$$

・ボルトに発生する引張応力度

$$\begin{aligned} \sigma_t &= \frac{T}{A_s} = \frac{367.9 \times 10^3}{1433} \\ &= 256.73412 \dots \rightarrow 257 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa}) \end{aligned}$$

1. 荷重条件

工事計画認可の「主排気筒の耐震性についての計算書」より、電算アウトプットの支点反力を座標変換して、鉄塔脚部垂直反力の向きと支柱脚部の軸方向とを一致させ、座標変換後の垂直反力と水平反力の最大値により脚部の検討を行う。なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

最大引張力 $T N_T = 4807 \text{ kN}$ S_S 波設計用荷重 斜め方向

2. 算出過程

a. 鉄塔脚部基礎ボルトの引張力に対する検討

・基礎ボルト諸元

サイズ M64

ボルト本数 $n = 20$ 本

材質 SS400

有効断面積 $A_1 = 2621 \text{ mm}^2$

(JIS B 1082:2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積, JIS B 0205-4:2001 一般用メートルねじ 第4部:基準寸法より)

$$\begin{aligned}
 A_S &= \frac{\pi}{4} \left(\frac{d_2 + d_3}{2} \right)^2 \\
 &= \frac{\pi}{4} \times \left(\frac{(60.103 - 0.6) + 56.03897}{2} \right)^2 \\
 &= 2621.26228 \dots \rightarrow 2621 \text{ mm}^2
 \end{aligned}$$

$$d_3 = d_1 - \frac{H}{6} = (57.505 - 0.6) - \frac{0.866025 \times 6}{6}$$

$$= 56.03897 \dots \text{ mm}$$

※想定腐食量 $0.3\text{mm} \times 2 = 0.6\text{mm}$ (直径)

設計基準強度

$$F = 236.5 \text{ N/mm}^2$$

(基準強度 $\times 1.1$ 倍 (建設省告示第2464号第3より))

許容引張応力度 (機能維持)

$$f_t = F = 236.5 \rightarrow 236 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$

・ボルトの引張に対する検討
ボルト1本に作用する引抜力

主柱引抜力

$${}_T N_T = 4807 \text{ kN}$$

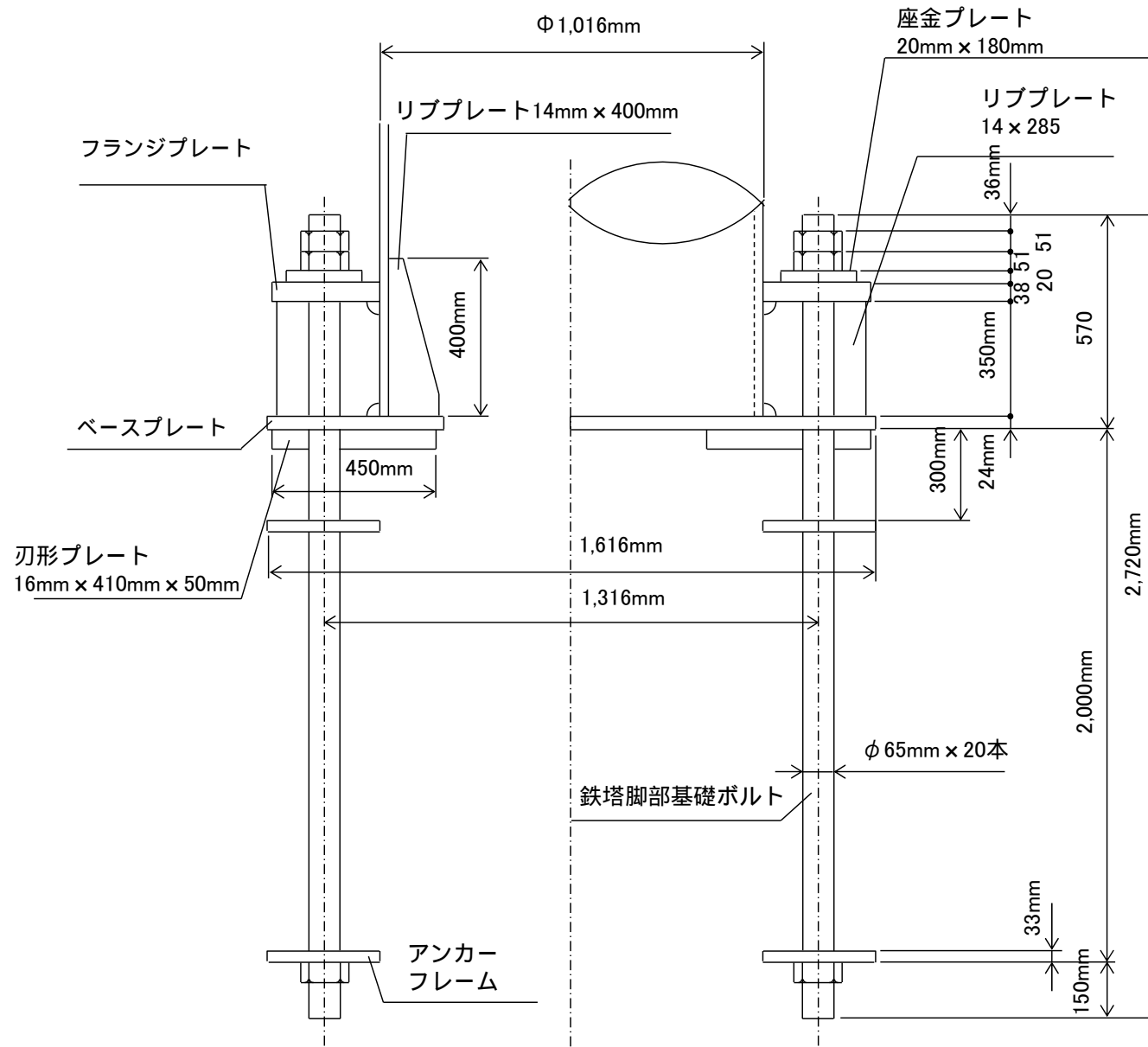
ボルト引抜力

$$T = \frac{{}_T N_T}{n} = \frac{4807}{20} = 240.35 \rightarrow 240.4 \text{ kN}$$

ボルトに作用する引張応力度

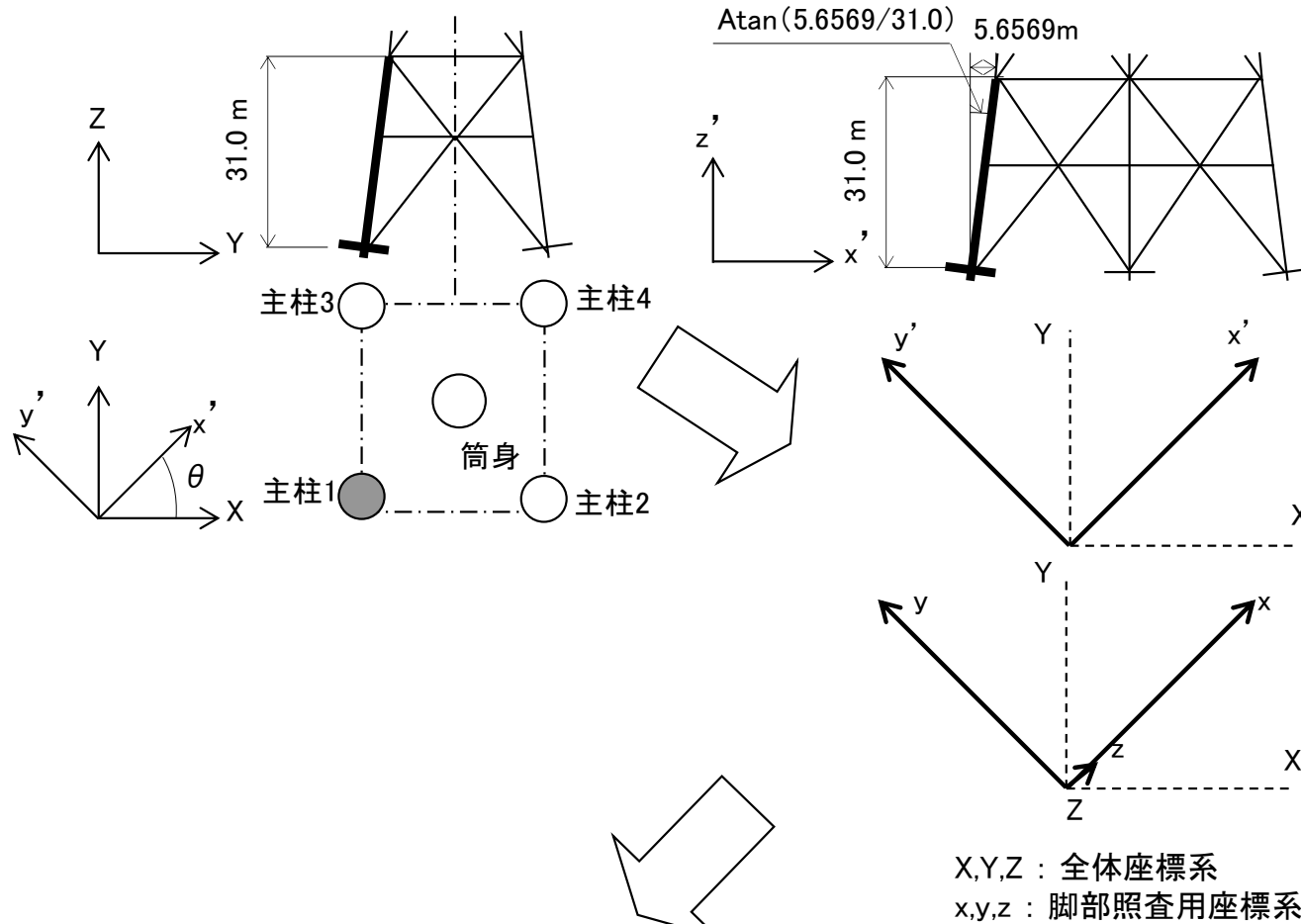
$$\sigma_t = \frac{T}{A_1} = \frac{240.4}{2621} \times 10^3$$

$$= 91.72071 \dots \rightarrow 92 \text{ N/mm}^2 (\text{MPa})$$



鉄塔脚部概略図

下図のように主柱脚部の軸方向と全体座標系のZ方向は一致していないため、主柱1の電算反力をZ軸周りに $\theta = 45^\circ$ ，新しいY軸(y')周りに $\phi = 10.3416^\circ$ 回転する。



回転行列

電算反力 照査用反力

$$\begin{bmatrix} \cos\phi \cos\theta & \cos\phi \sin\theta & -\sin\phi \\ -\sin\theta & \cos\theta & 0 \\ \sin\phi \cos\theta & \sin\phi \sin\theta & \cos\phi \end{bmatrix} \cdot \begin{Bmatrix} RX \\ RY \\ RZ \end{Bmatrix} = \begin{Bmatrix} Rx \\ Ry \\ Rz \end{Bmatrix}$$

1. 荷重条件

工事計画認可の「主排気筒の耐震性についての計算書」における機能維持検討時に発生する部材力の各成分の最大値を用いて検討を行う。設計荷重は、以下に示す荷重により、補助鉄塔脚部の検討を行う。なお、水平力は刃型プレートで受けるため、引抜に対してのみ評価する。

最大引張力 $T N_T = 7525 \text{ kN}$ S_S 波設計用荷重 斜め方向 算出過程

2. 算出過程

a. 補助鉄塔脚部基礎ボルトの引抜きに対する検討

・基礎ボルトの諸元

サイズ	M64	
ボルト本数		$n = 20$ 本
材質		700材相当
有効断面積		$A_1 = 2621\text{mm}^2$
設計基準強度		$F = 490.0\text{N/mm}^2$
<u>許容引張応力度(機能維持)</u>		$f_t = F = 490.0\text{N/mm}^2 \text{ (MPa)}$
ボルト偏心距離		$\ell = 50\text{mm}$

・ボルトの引張に対する検討
ボルト1本に作用する引抜力

$${}_T N_T = 7525 \text{ kN}$$

鉛直力

$$T_V = \frac{{}_T N_T}{n} = \frac{7525}{20} = 376.25 \rightarrow 376.3 \text{ kN}$$

ボルト孔ピッチ円中心と部材軸の偏心から生じる曲げによる引抜は、ボルト群からなる有効断面より算出する。

有効断面係数

$$\begin{aligned} Z &= 1.857 \times 10^7 \text{ mm}^3 \\ T_b &= \frac{({}_T N_T \cdot \ell \cdot A_1)}{Z} \\ &= \frac{7525 \times 0.05 \times 2621}{1.857 \times 10^7} \times 10^3 \\ &= 53.10453 \dots \rightarrow 53.1 \text{ kN} \end{aligned}$$

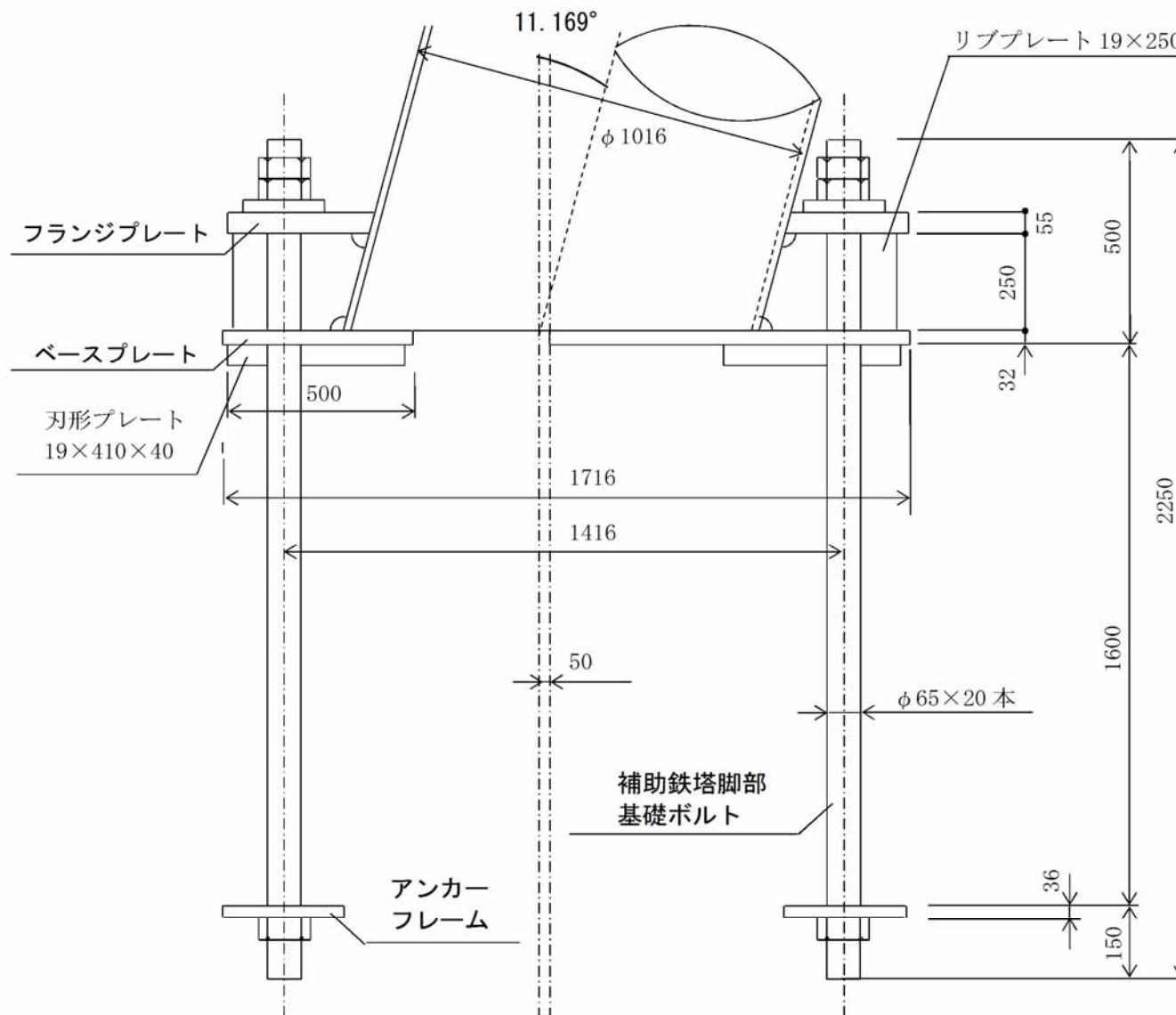
ボルト引抜力

$$T = T_V + T_b = 376.3 + 53.1 = 429.4 \text{ kN}$$

ボルトに作用する引張応力度

$$\sigma_t = \frac{T}{A_1} = \frac{429.4}{2621} \times 10^3$$

$$= 163.83059 \dots \rightarrow 164 \text{ N/mm}^2 \text{ (MPa)}$$



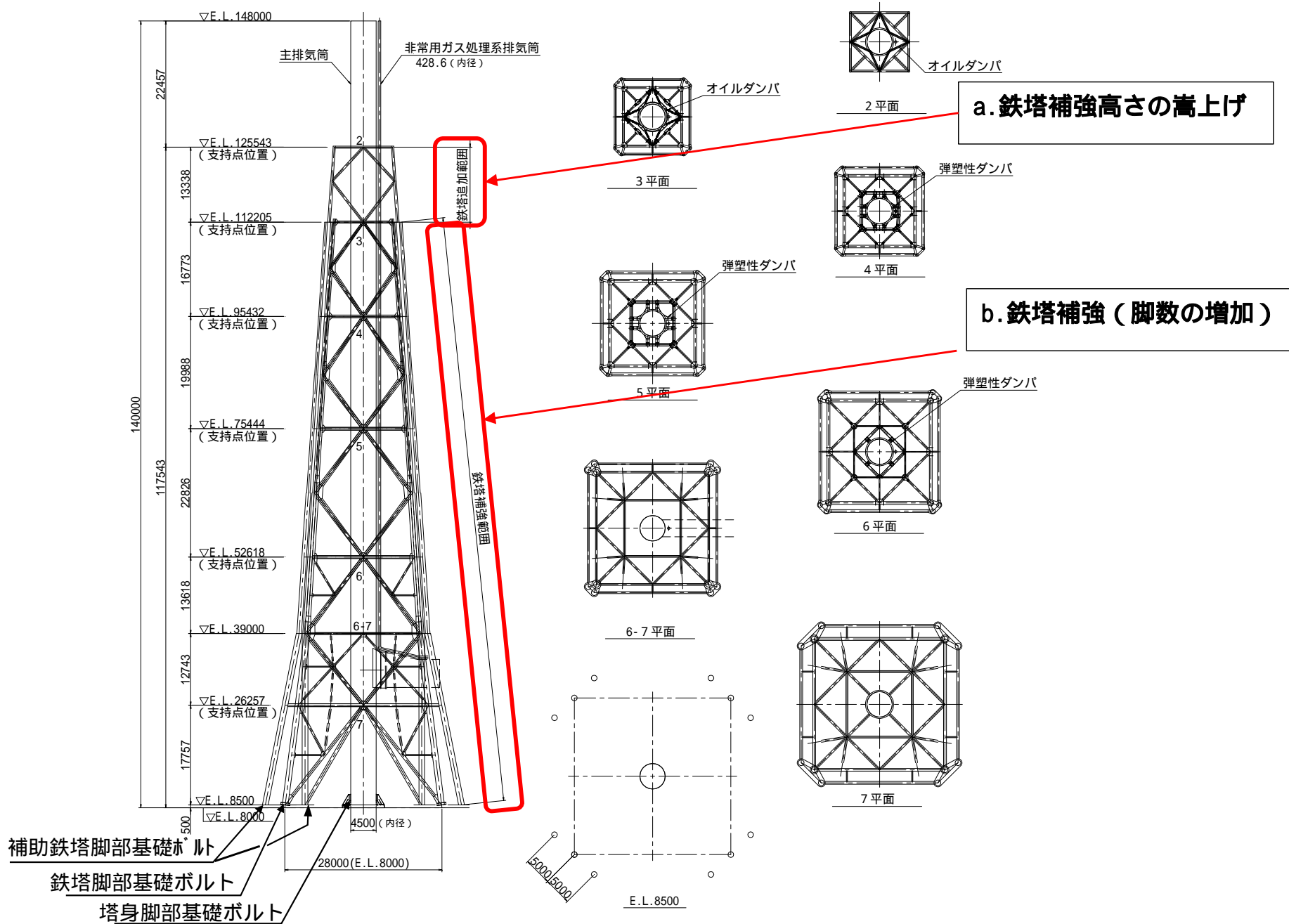
注：特記なき寸法は (mm) を示す。

補助鉄塔脚部概略図

東海第二発電所の主排気筒は、中央の内径4.5m、高さ140mの筒身にかかる水平力を周囲の根開き28m、高さ104.205m(EL.112.205m)の鋼管トラスの4脚鉄塔を補強して支える構造であり、工事計画における耐震評価に伴う以下の耐震補強を予定している。

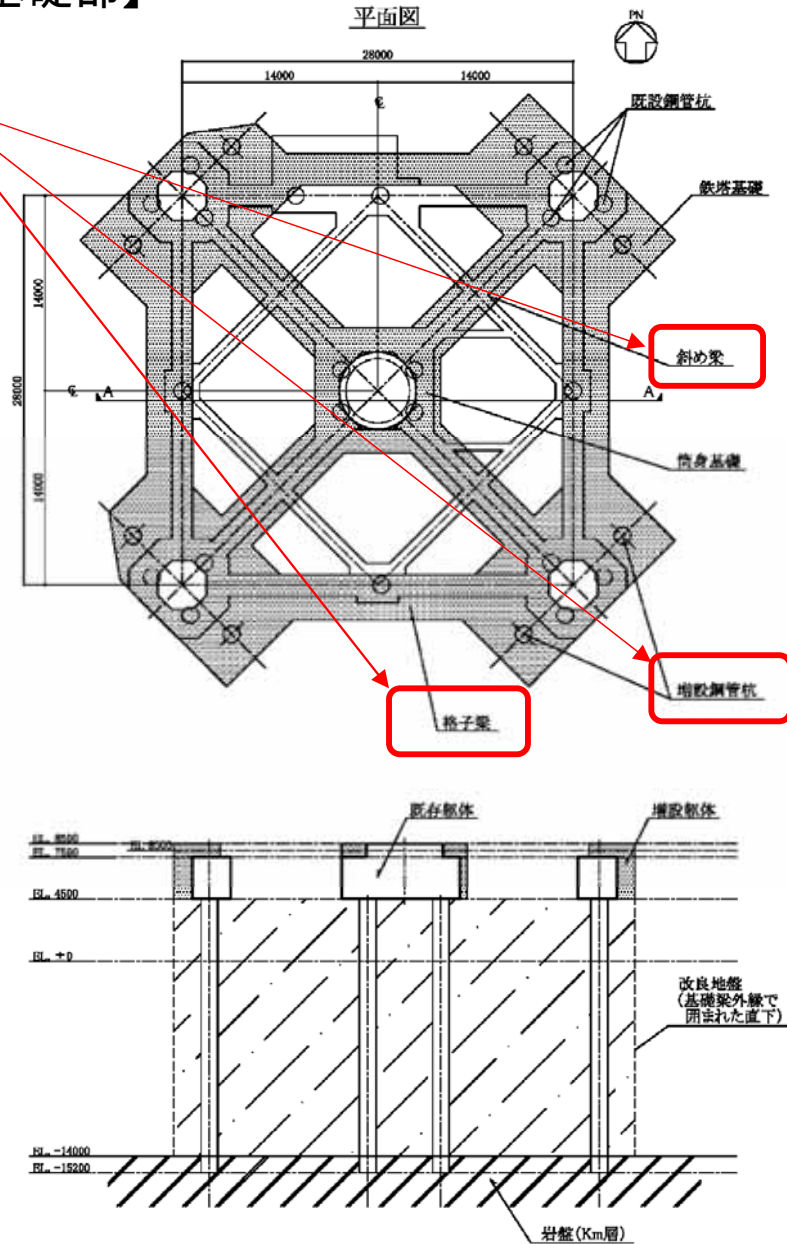
- a. 鉄塔補強高さの嵩上げ(主柱の延伸)
- b. 鉄塔補強(脚数の増加。高さ104.205m以下において8脚増加。)
- c. 基礎梁の増強, 鋼管杭の増設

工事計画による耐震補強概要図【鉄塔部】



工事計画認可による耐震補強概要図【基礎部】

c. 鉄塔補強高さの嵩上げ



A-A断面図

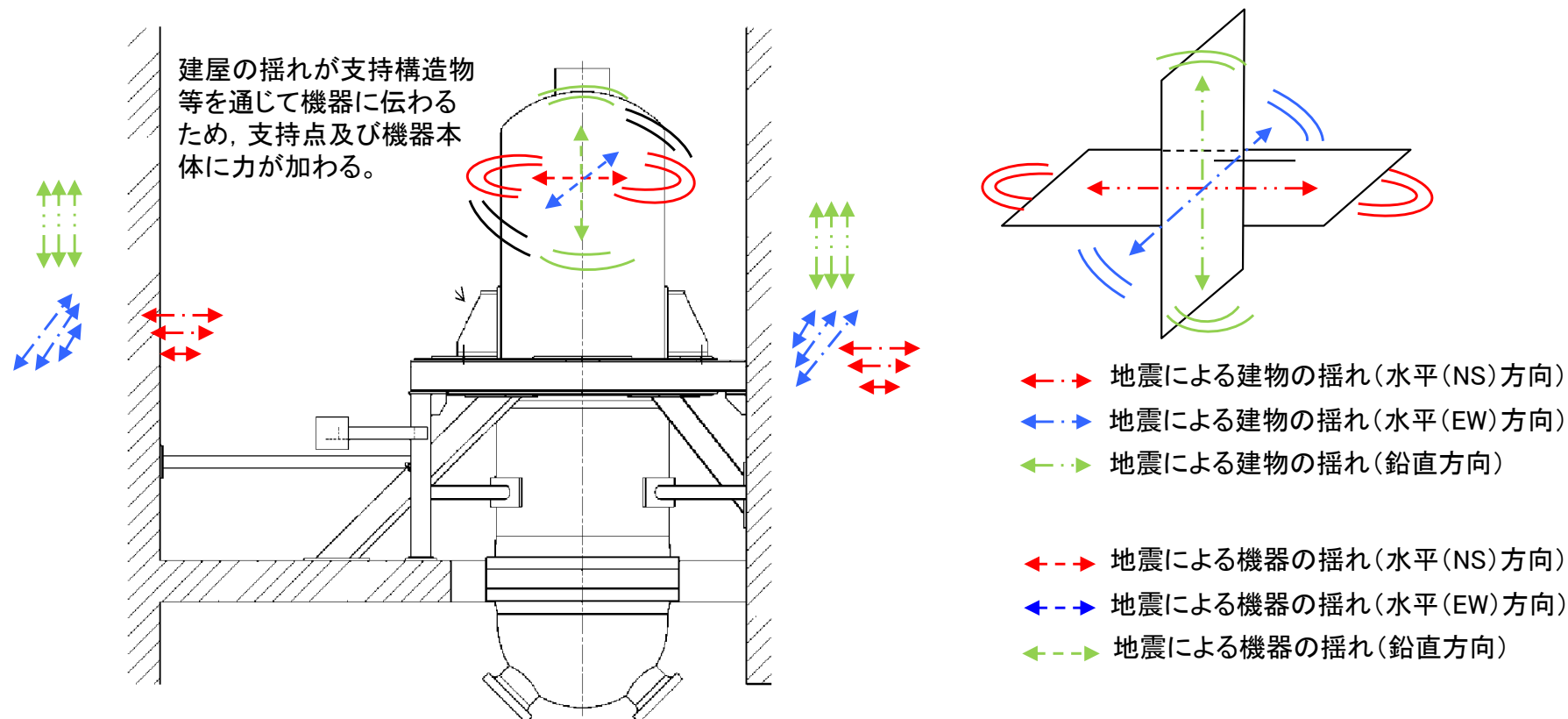
(1) 高経年化技術評価における耐震健全性評価の概要

①耐震評価の概要

地震が発生した際、発電所内に設置された機器には建屋の床・壁を通じて揺れが生じ、揺れによる力(発生応力)がかかる。

地震動が大きい程、機器に生じる揺れ(発生応力)が大きくなり、機器が持つ耐力(許容応力)を超過すると、機器が損傷する可能性がある。

このため、実際の地震時の揺れ(地震力)の伝わり方を考慮して、機器の設置される階層ごとに機器の重要度に応じて設定される地震力(考慮する地震の揺れについては、実際と同様に鉛直及び水平方向の揺れを想定)に対して耐え得る構造であることを設計段階で確認している。

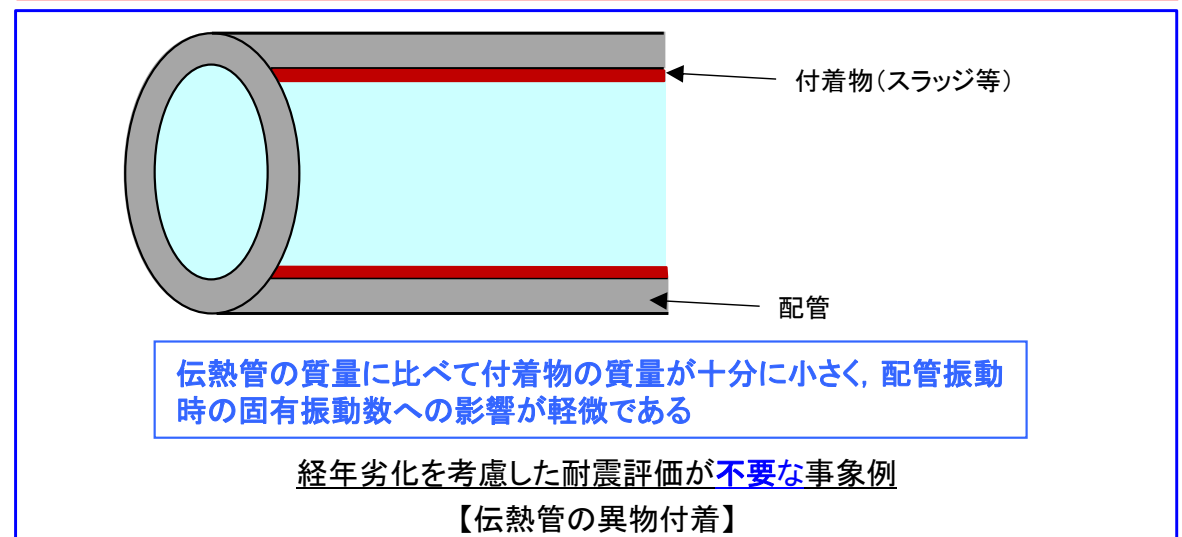
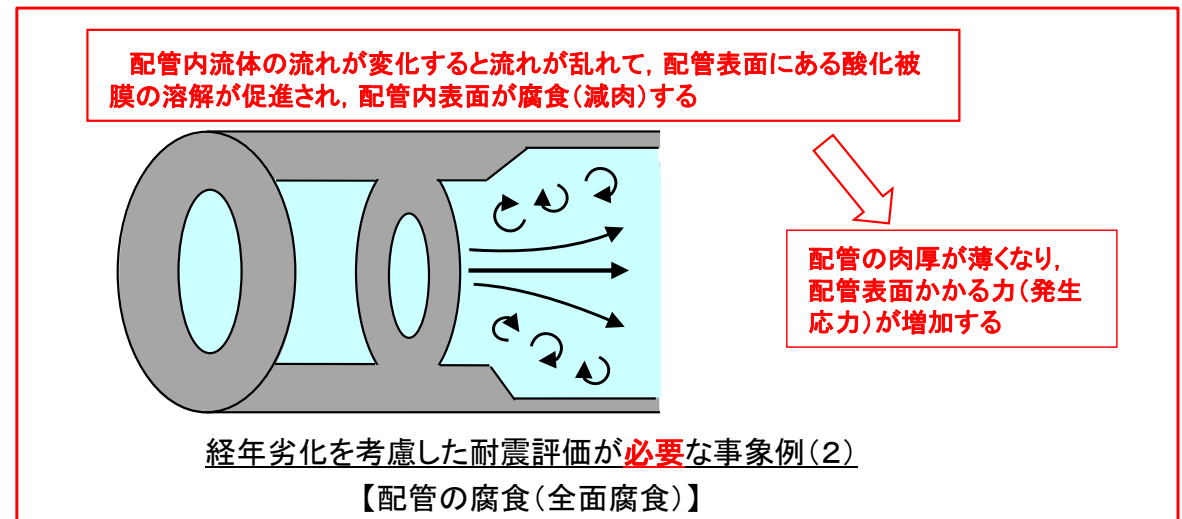
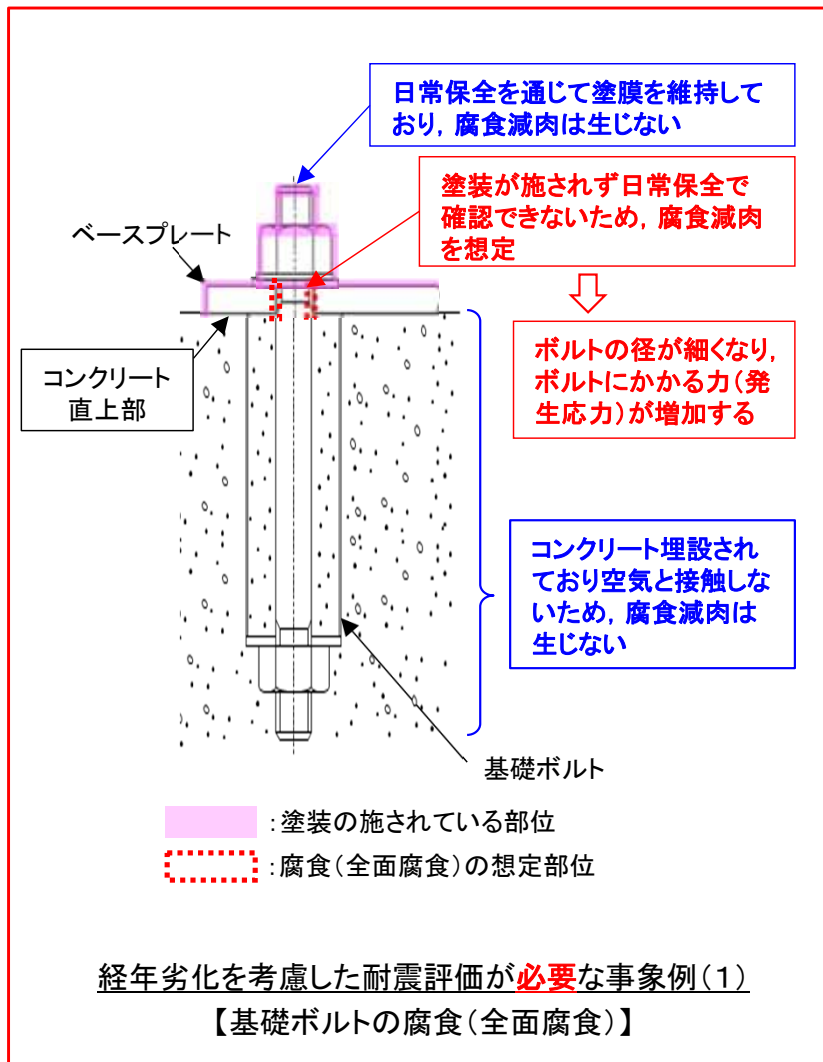


2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い

(1) 高経年化技術評価における耐震健全性評価の概要

② 経年劣化事象を考慮した耐震評価

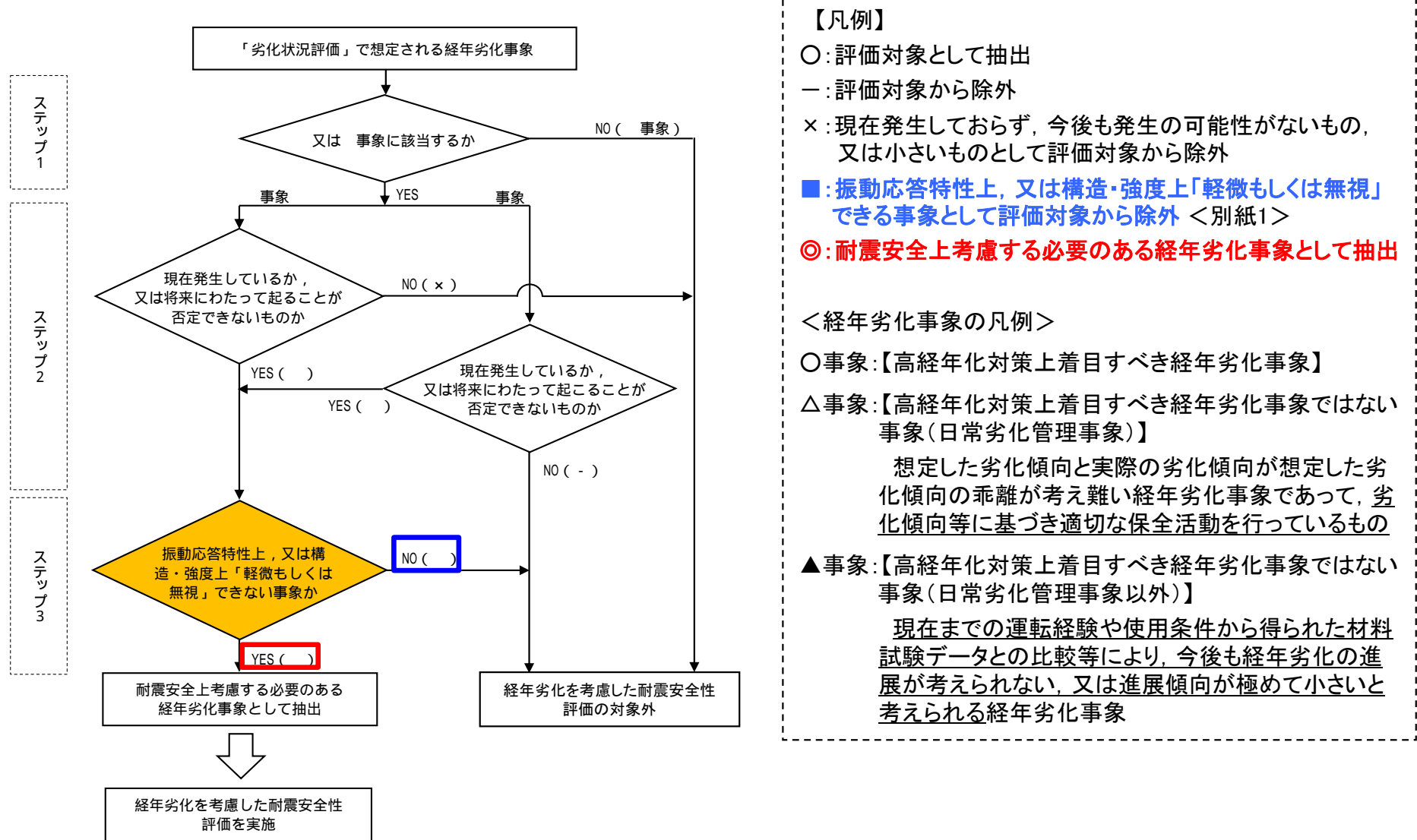
設計段階での耐震評価から、各機器に想定される経年劣化事象のうち、定期的な点検・補修等通常の保全活動における状態維持が困難な経年劣化事象で、耐震評価を行うにあたって発生応力が上昇し、評価結果が厳しくなる(許容応力との差が小さくなる)と選定された事象について、運転開始後60年時点の経年劣化を考慮した状態でも健全性が確保されることを確認する。



2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (2) 耐震安全性評価の手順(評価対象となる経年劣化事象の抽出)

●耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フロー

耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象は, 以下のフローに基づき抽出を実施し, 「**軽微もしくは無視**」できると判断された事象以外の経年劣化事象は, **耐震安全上考慮することとする**。



【凡例】

- : 評価対象として抽出
- : 評価対象から除外
- ×: 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さいものとして評価対象から除外
- : 振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外 <別紙1>
- ◎: 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

<経年劣化事象の凡例>

- 事象: 【高経年化対策上着目すべき経年劣化事象】
- △事象: 【高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)】
想定した劣化傾向と実際の劣化傾向が想定した劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって, 劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- ▲事象: 【高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象以外)】
現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により, 今後も経年劣化の進展が考えられない, 又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

図1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フロー

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(2) 耐震安全性評価の手順(評価対象となる経年劣化事象の抽出)

下表のとおり, 前項のフローに基づき抽出された, **耐震安全上考慮する必要のある各経年劣化事象に対応した個別の機器・構造物を同定**する。

機器・構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象						
	低サイクル疲労	中性子照射脆化	照射誘起型応力腐食割れ*1	熱時効	応力腐食割れ	腐食	
						流れ加速型腐食	全面腐食
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎*3
熱交換器	—	—	—	—	—	◎	◎*2,*3
ポンプモータ	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*3
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎*3
弁	◎	—	—	◎	—	—	—
炉内構造物	◎	—	◎	—	◎	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*3
タービン設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
機械設備	—	—	—	—	◎	◎	◎*3
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*3

*1: 中性子照射による靱性低下も考慮している *2: 胴, 伝熱管の腐食 *3: 基礎ボルト

【凡例】

- ◎: 振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象
- : 日常劣化管理事象のうち, 現在発生しておらず, 今後も発生の可能性がないもの, 又は小さい事象

*4: 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象(○事象)のうち, 図1の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにて, 耐震安全上考慮不要となる経年劣化事象

- (a) 技術評価の結果, 現在発生しているか, 又は将来にわたって起こることが否定できない事象ではない事象
 - a. 上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れ
 - b. コンクリート構造物の熱, 放射線照射, 中性化, 塩分浸透及び機械振動による強度低下並びに熱による遮へい能力低下
- (b) 振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象ではない事象
 - c. 絶縁特性低下, 計測制御設備等の特性変化, 導通不良
 - d. シール部, Oリング(電気ペネトレーション)の気密性の低下

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(3) 振動応答特性・構造強度で「軽微もしくは無視」できない事象判断の具体例

● 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について判断した具体例(1/2)

抽出フローに基づき, 明らかに「**軽微もしくは無視**」できると判断*された事象以外の**経年劣化事象**は, **耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象**として抽出

* 高経年化に係る国内外の知見や東海第二発電所の過去の高経年化技術評価等に基づき判断

① 高経年化対策上考慮すべき経年劣化事象(○事象)

➤ ◎振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象と機器の具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
<ul style="list-style-type: none"> ・低サイクル熱疲労 <別紙2> 【熱過渡を受ける機器(原子炉压力容器, 炉内構造物, ポンプ, 配管, 弁, 原子炉格納容器のうち機械ペネトレーション)】 ・中性子照射脆化 <別紙3> 【原子炉压力容器胴板】 ・照射誘起型応力腐食割れ <別紙4> 【炉心シュラウド】 ・熱時効 <別紙5> 【高温となる箇所では2相ステンレス鋼を使用している機器(ポンプ, 弁)】 	<p>材料の持つ強度の変化や延性の低下を伴うと判断している。なお, 中性子照射脆化は金属材料が中性子の照射を受けると靱性(破壊に対する抵抗)の低下を生じる事象をいい, その際, 金属材料は硬化し強度は上昇する。</p>

➤ ■振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象と機器の具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
<ul style="list-style-type: none"> ・絶縁特性低下, 計測制御設備等の特性変化, 導通不良 	<p>質量等に変動を及ぼさないことから, 発生する部位によらず機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できると判断している。</p>

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い



(3) 振動応答特性・構造強度で「軽微もしくは無視」できない事象判断の具体例

● 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について判断した具体例(2/2)

抽出フローに基づき, 明らかに「軽微もしくは無視」できると判断*された事象以外の経年劣化事象は, 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

* 高経年化に係る国内外の知見や東海第二発電所の過去の高経年化技術評価等に基づき判断

② 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(日常劣化管理事象)(△事象)

➤ ◎振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微もしくは無視」できない事象と機器の具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
・流れ加速型腐食 【炭素鋼配管, 熱交換器伝熱管(内面)】	部材の断面減少による固有振動数の変化を伴う経年劣化事象
・全面腐食 <別紙6> 【基礎ボルト】 ・応力腐食割れ <別紙7> 【炉内構造物, 機械設備】	部材の断面減少による強度低下を伴う経年劣化事象

➤ ■振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微もしくは無視」できる事象と機器の主な具体例

経年劣化事象 (【 】内は機器・部位を示す)	判断根拠
・異物付着 【熱交換器伝熱管】	経年劣化による質量変動分が機器本体の質量に比較して十分小さく, 剛性の変動がほとんどないと判断している。
・摩耗【減速機歯車等】 ・全面腐食【減速機歯車, 弁体・弁座等】 <別紙1>	内部構成品の一部に想定される減肉事象で, 地震時に機器構成部品が一体となって挙動するため当該部品にはほとんど相対変位が発生しないと判断している。
・腐食【ポンプケーシング, 弁座等】 <別紙1> ・摩耗【ポンプ主軸, 弁体・弁座等】 <別紙1>	十分な剛性を有している部位に対しての減肉であり, 厚肉のため剛性の変動がほとんどないと判断している。
・シール部, Oリング【電気ペネトレーション】の気密性の低下	シール部, Oリングは, 構造・強度部材ではないことから耐震性への影響はないと判断している。

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い

(4) 耐震安全上考慮すべき経年劣化事象における耐震評価時の裕度



- 耐震安全性評価及び耐震健全性評価で考慮している裕度として、**過渡事象の回数を多めに見積もる、運転期間中の稼働率を高めに見積もる、現状で発生のない割れを考慮する、1.5倍の裕度を考慮した地震時床応答加速度を用いる等、各種の裕度を考慮している。**一覧を下表に示す。

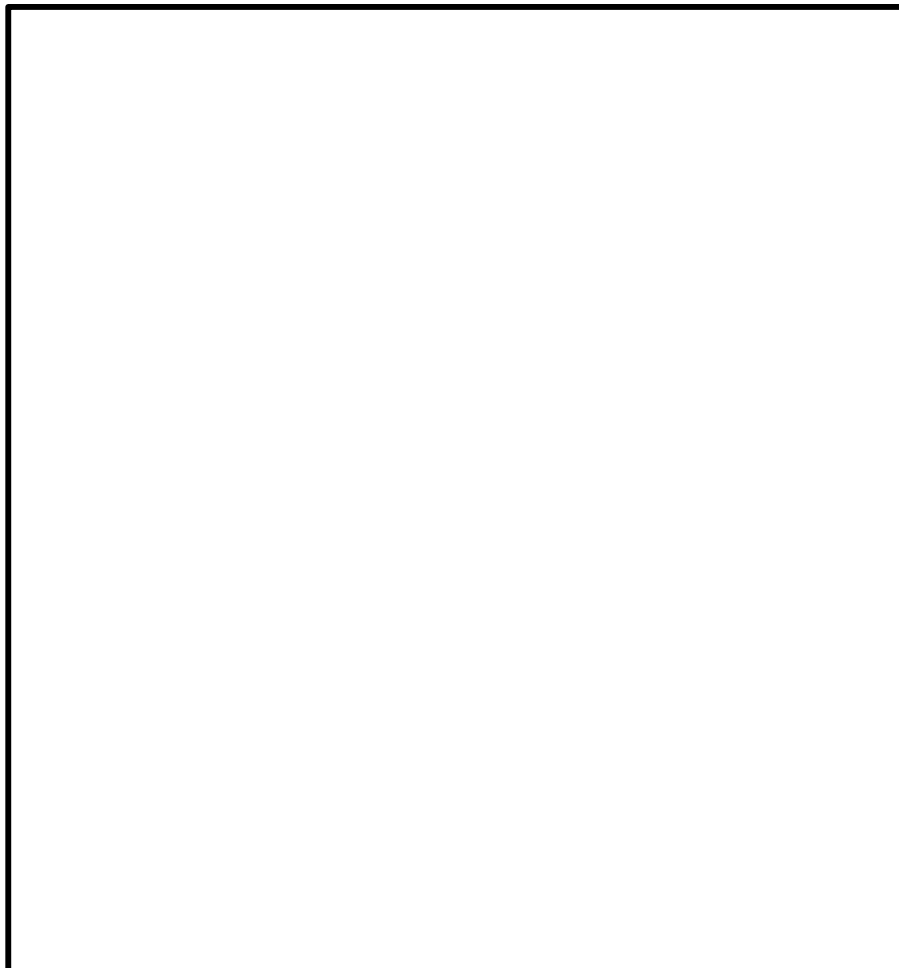
経年劣化事象	健全性評価時の裕度 (各経年劣化事象の説明より抜粋)	耐震安全性評価時の裕度
低サイクル疲労(ポンプ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物)	<ul style="list-style-type: none"> ・運転期間延長認可後から60年時点まで疲労累積係数を「実績×1.5倍」の過渡回数を見込んで算出 ・実績のない過渡回数については1と設定 	地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いることにより、評価値を算出 (次頁参照)
中性子照射脆化	運転期間延長認可後から60年時点までの稼働率を保守的に算出。また、現状発生していない割れを考慮して算出	
照射誘起型応力腐食割れ(炉内構造物)	運転期間延長認可後から60年時点までの稼働率を保守的に算出。また、現状発生していない割れ(全周き裂)を考慮して算出	
熱時効(ポンプ, 弁)	運転期間延長認可後から60年時点までの稼働率を保守的に算出。また、現状発生していない割れ(貫通き裂)を考慮して算出	
応力腐食割れ(炉内構造物, 機械設備)	現状発生していない割れを考慮して算出。シュラウドサポートについては、ひび割れの確認された箇所に保守性を見込んだ箇所数を考慮して算出	
腐食(流れ加速型腐食)(配管, 熱交換器, 機械設備, 弁(地震時動的機能要求対象))	必要最小板厚(1部配管では60年時点での板厚)を適用しており発生応力を算出	
腐食(全面腐食)(熱交換器, 基礎ボルト)	運転開始後60年時点での腐食減肉量を保守的に適用して発生応力を算出	

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (4) 耐震安全上考慮すべき経年劣化事象における耐震評価時の裕度



● 耐震安全性評価時の裕度

地震動による劣化を算出するため使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に**1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」**を用いることにより, 評価値を算出している。〈別紙8〉



プラント名: 東海第二発電所
構造物名 : ペDESTAL
方向 : 水平方向
波形名 : S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22及び S_d -31
標高 : EL19.856m
減衰 : 2.0(%)

- 地震の持つ周期と, 機器が据え付けられている建物の持つ固有周期及び建物に振動が伝わる際に地震力が減少する減衰率を用いて解析により算出した各固有周期での揺れの強さ(震度)を床応答曲線という。
- 建物の評価高さや揺れの方向(水平・鉛直)により揺れの強さ(震度)が異なるため, 建物の床面高さ毎に方向を考慮した床応答曲線を, 機器の耐震評価に用いている。
- 今回の新規制基準に対応した工事計画認可申請及び運転期間延長認可申請では, 裕度を見込んで上記の床応答曲線の**震度を1.5倍とした「設備評価用床応答曲線」**を用いて耐震評価を実施している

「設備評価用床応答曲線」の例

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い

(5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



- 配管系について, 各配管材質(ステンレス鋼, 炭素鋼及び低合金鋼)における全ての経年劣化事象を対象として<別紙9>, **耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローに基づき抽出した結果, 以下の2事象が抽出された。**

* 配管系における「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象」, 「高経年化対策上着目すべきではない経年劣化事象」の区分は(2), (3)を参照

① 配管(溶接部を含む。)の疲労割れ

- ・ステンレス鋼配管系
- ・炭素鋼配管系

② 配管(溶接部を含む。)の腐食(流れ加速型腐食)

- ・炭素鋼配管系

なお, 耐震安全性評価を行うにあたっては,

- ・経年劣化事象の抽出時に選定した代表機器(系統)
- ・非代表機器(系統)のうち, 規格・運転経験等に基づいて選定した機器(系統)

を対象として評価を実施した。

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



① 配管(溶接部を含む。)の疲労割れの評価

- ・ステンレス鋼配管系
- ・炭素鋼配管系

○配管系に対して, 耐震安全性について経年使用により評価結果(疲労)が足し合わされる劣化事象として, **疲労割れ(低サイクル疲労)**を抽出している。

○東北地方太平洋沖地震を踏まえた影響評価として, 基準地震動 S_S による疲労累積係数の一番大きい系統に対して, **運転実績と今後の運転期間による過渡回数に地震動の影響を足し合わせた結果, 疲労累積係数の和は許容値1以下であり, 配管の疲労割れは耐震安全性に問題のないことを確認している。**

原子炉系(蒸気系)配管の低サイクル疲労評価(地震影響含む)

- ① 経年使用による過渡回数での疲労累積係数
- ② 地震動(基準地震動 S_S)による疲労累積係数
- ③ 東北地方太平洋沖地震の地震動を用いて算出した疲労累積係数

**疲労累積係数の和
 $0.741 < 1$ (許容値)**

* 耐震評価方法及び裕度の考え方の詳細は「<別紙2>耐震安全性評価ー低サイクル疲労割れ」参照

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (5)配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出

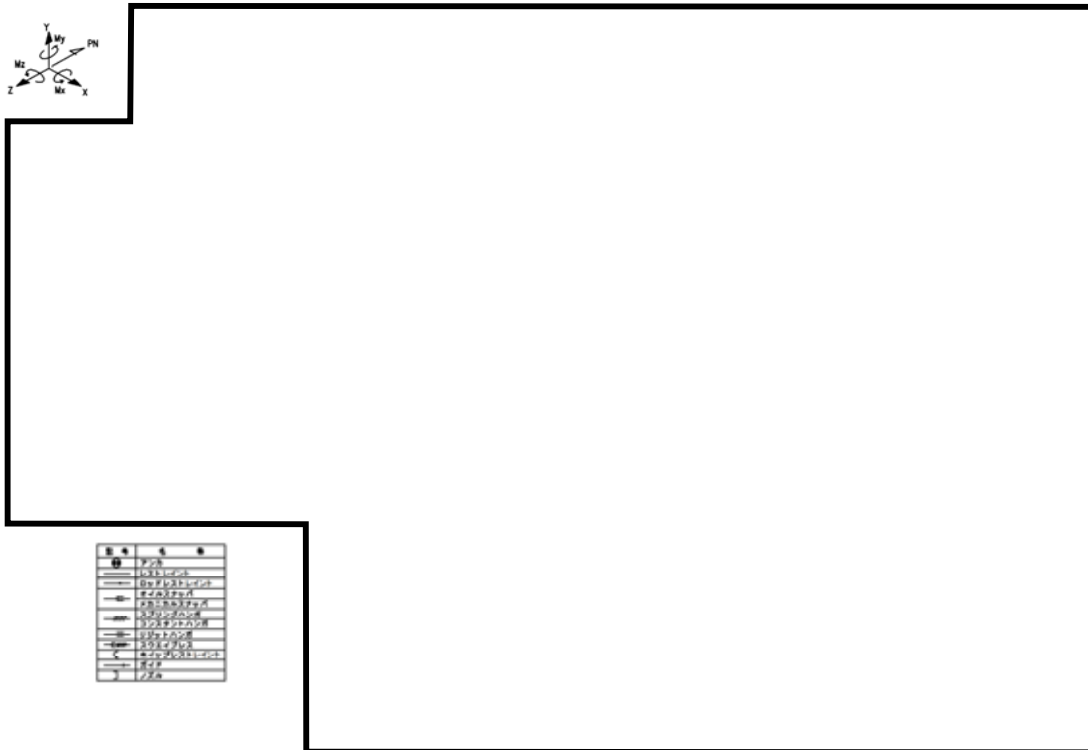
②配管(溶接部を含む。)の腐食(流れ加速型腐食) ・炭素鋼配管系

○配管系に対して, 耐震安全性について経年使用により部材断面減少等の影響が生じ得る劣化事象として, 配管中の水・蒸気等の流体による流れ加速型腐食を抽出している。

○流れ加速型腐食が想定される部位について, 運転実績と今後の運転期間等を考慮した過渡回数と配管減肉を考慮した解析モデルで地震動の影響を評価した結果, 発生応力及び疲労累積係数は許容値以下であり, 配管の流れ加速型腐食は耐震安全性に問題のないことを確認している。

➤ 発生応力算出時の考え方

* 耐震評価の詳細は次頁以降を参照



<評価条件の保守性と裕度>

- ・炭素鋼配管系のうち, 流れ加速型腐食が想定される系統の部位について, 配管減肉(必要最小板厚又は60年時点想定板厚)を考慮した解析モデルにて評価(←肉厚測定及び余寿命評価を行い, 必要最小板厚または60年時点想定板厚到達前に交換を行うため裕度を有した評価となっている)
- ・地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)

配管減肉を考慮した解析モデル例(流れ加速型腐食)

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い (5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



➤ 評価結果(流れ加速型腐食を考慮した耐震評価)

(発生応力と許容応力の比が最大かつ疲労累積係数が最大の箇所をもつ原子炉系配管を例示)

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態 ^{※1}	応力種別	①発生応力(MPa)		②許容応力(MPa)
						60年時点肉厚		
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	クラス 1	S	S _s	IV _A S	一次応力 ^{※2}	291	<	364
					一次応力+ 二次応力 ^{※3}	831 (③疲労累積係数 :0.3256)	<	366 (疲労累積係数許容値 :1以下)
			S _d	III _A S	一次応力 ^{※2}	225	<	274
					一次応力+ 二次応力 ^{※3}	556 (③疲労累積係数 :0.3132)	<	366 (疲労累積係数許容値 :1以下)

※1:許容応力状態については下表による。

許容応力状態 III _A S	運転状態 III ^{*1} に対応する原子炉圧力容器の温度, 圧力の変動による荷重 (許容応力状態 III _A) + 地震(S _d)により生ずる応力
許容応力状態 IV _A S	運転状態 IV ^{*2} に対応する原子炉圧力容器の温度, 圧力の変動による荷重 (許容応力状態 IV _A) + 地震(S _s)により生ずる応力

* 1: 原子炉施設の故障, 誤作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態

* 2: 原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

※2: 内圧等により配管の内壁に一樣に加わる荷重によって発生する応力(曲げ応力, 膜応力)及び地震荷重による応力

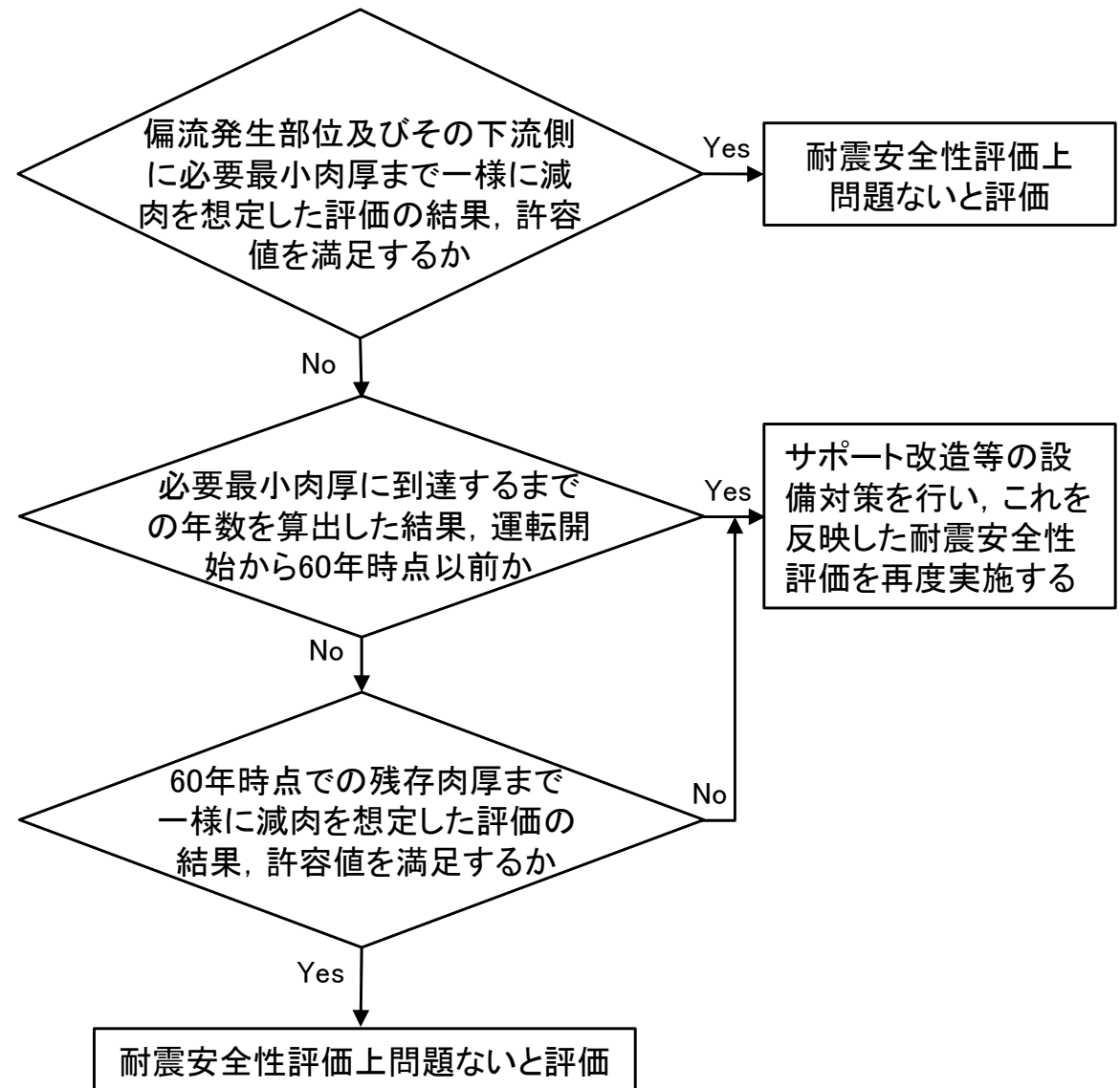
※3: 配管の熱膨張の際に, 支持金具で拘束されることで生じる応力(熱応力)

2. 14 耐震安全上考慮する経年劣化事象, 評価裕度及び配管の扱い
 (5) 配管における耐震安全上考慮すべき経年劣化事象の抽出



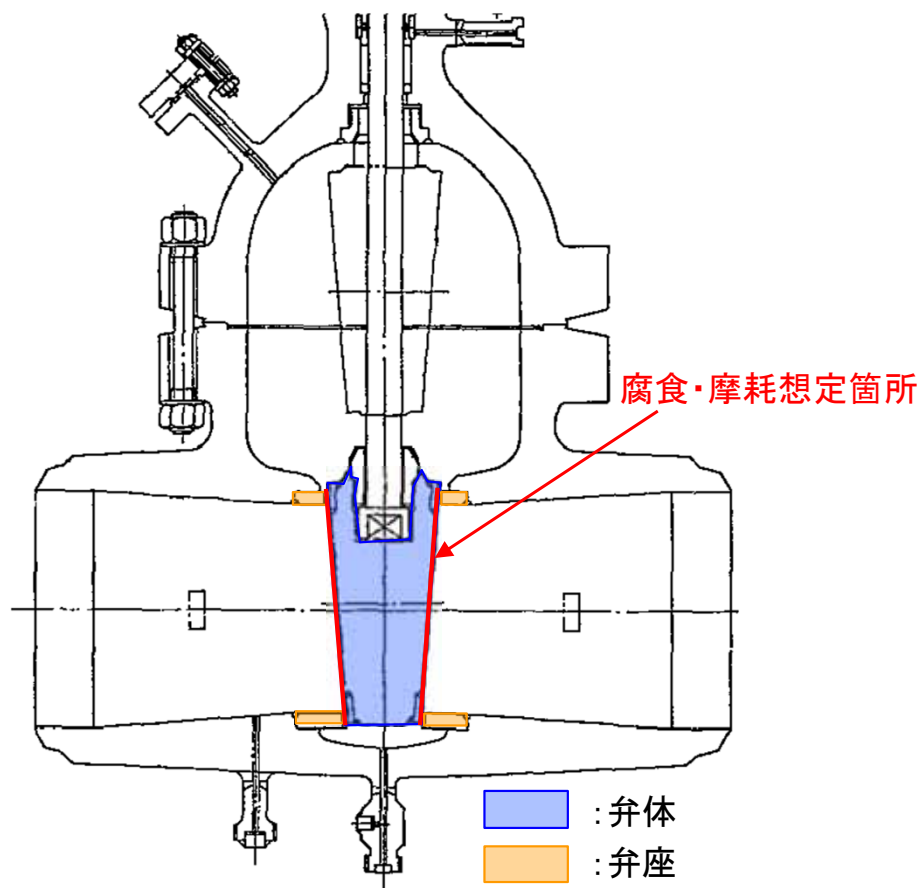
経年劣化事象	腐食(流れ加速型腐食)
想定部位	配管(エルボ部, 分岐部, レジューサ部等(原子炉系(蒸気部)ドレン配管))
耐震安全性評価内容	保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を考慮して地震時の発生応力, 又は疲労累積係数を算出し, 許容値を下回ることを確認する。
耐震安全性評価結果	<ul style="list-style-type: none"> ・「発生応力 < 許容応力」であること。 ・「許容応力 < 発生応力」である場合, 疲労解析を行い, 疲労累積係数が許容値1以下であること。^{*1} を確認し, 耐震安全性に問題のないことを確認している。

*1: 原子力発電所耐震設計技術指針
 重要度分類・許容応力編より



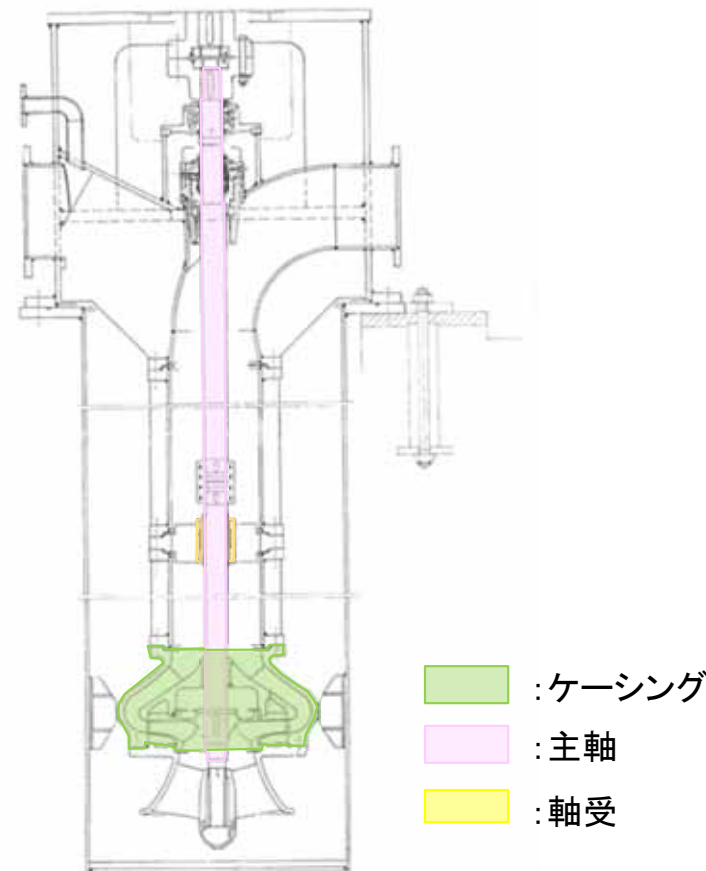
腐食(流れ加速型腐食)(配管)の耐震安全性評価フロー

➤ 振動応答特性上, 又は構造強度上「軽微若しくは無視」できる事象とした具体例



弁体, 弁座は内部流体に接液しており, また弁開閉時の接触のため腐食や摩耗が発生するが, 表面のみで全体質量に影響のない程度であること, 厚肉で剛性の大きい部位の表面腐食であること及び部材と同一に振動するため相対変位を生じない。

弁の全面腐食(弁体・弁座等), 摩耗(弁体・弁座等)



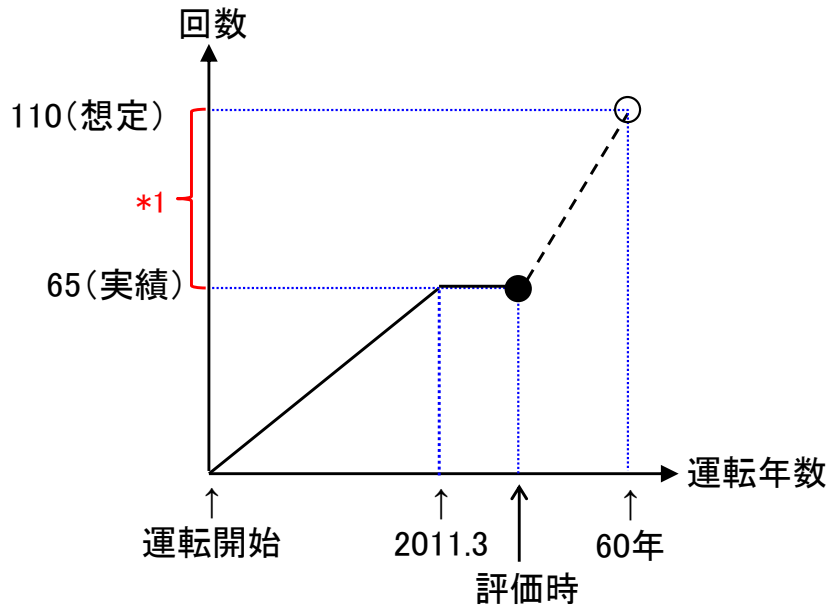
ケーシングは内面・外面が内部流体に接液しており, またポンプ運転時に主軸と軸受が接触して摩耗が発生するが, 全体質量に影響のない程度であること, 厚肉で剛性の大きい部位の表面腐食・摩耗である。

ポンプの腐食(ケーシング等), 摩耗(主軸)

<別紙2>耐震安全性評価－低サイクル疲労評価

➤ 60年時点の推定過渡回数算出時の考え方

*2 実績のない運転過渡については1回を想定(←裕度)



*1 = 実績回数から得られた1年あたりの回数
× 残りの年数 × 1.5倍(←裕度)

60年時点の推定過渡回数算出イメージ

運転条件	評価時点までの実績過渡回数	運転開始後60年時点までの推定過渡回数
ボルト締付け	26	48
耐圧試験	72	132
起動(昇温)	65	110
起動(タービン起動)	65	110
夜間低出力運転(出力75%)	67	120
週末低出力運転(出力50%)	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失(発電機トリップ)*2	0	1
給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)*2	0	1
スクラム(タービントリップ)	16	22
スクラム(原子炉給水ポンプ停止)	3	6
スクラム(その他)	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

➤ 評価結果(地震動の影響が最も大きい原子炉系(蒸気部)配管を例示)

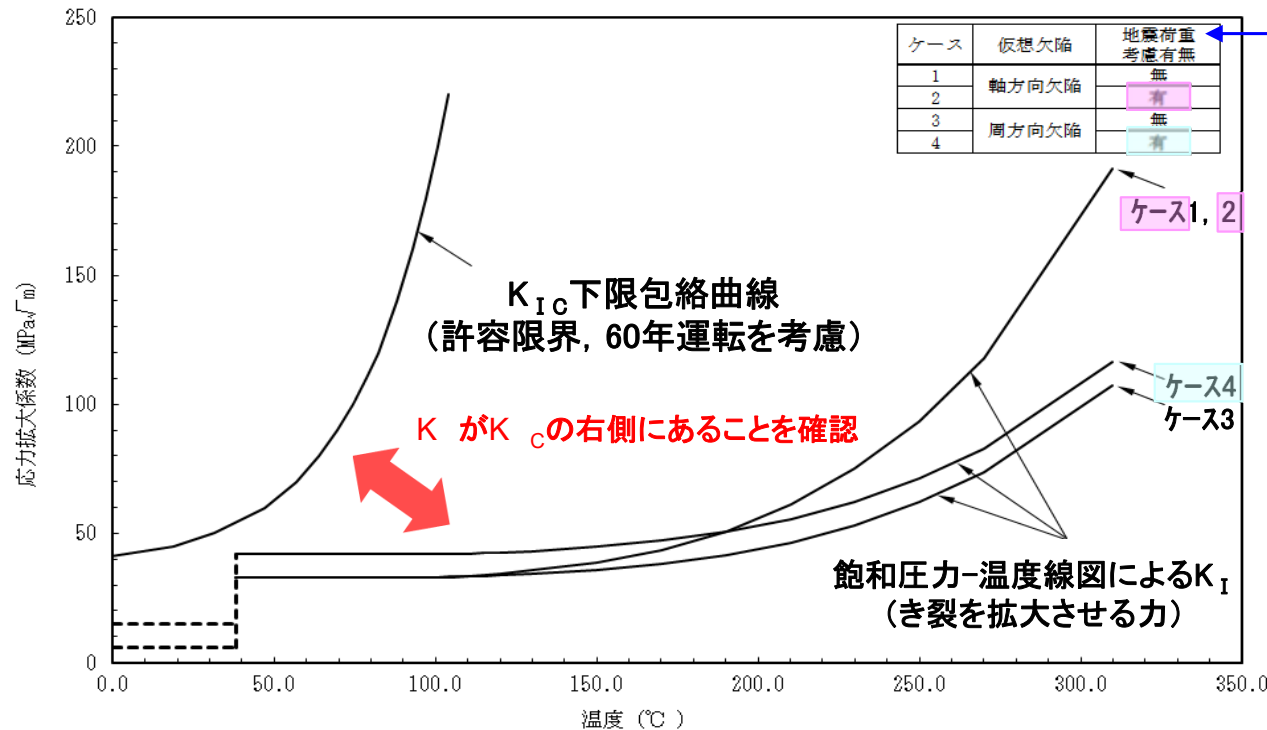
機器	低サイクル疲労評価	地震動の影響を考慮した評価	①+② 合計値	許容値
	①60年時点の疲労累積係数	②地震動による疲労累積係数(基準地震動S _s)		
原子炉系(蒸気部)配管	0.0853	+	0.6558	= 0.7411 < 1

*1, *2の裕度を考慮した数値

地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて疲労累積係数を算出(←裕度)

裕度を考慮した疲労累積係数に「設備評価用床応答曲線」から算出した地震動による疲労累積係数を足し合わせた合計値が許容値1を下回るため、耐震安全性上問題ないと評価した。

➤ 応力拡大係数 (K_I) 算出時の考え方



地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)

K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (原子炉压力容器胴: 炉心臨界時)

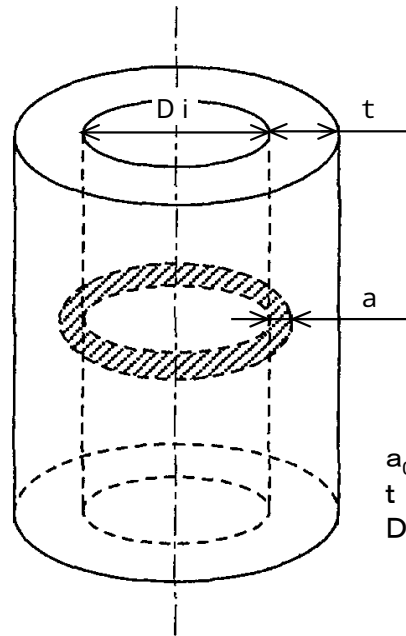
- ・日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に基づき、**評価対象機器の点検で確認されていない***板厚の1/4深さの仮想欠陥を想定(←裕度)
- ・ K_I 曲線の入力条件である運転期間延長認可後の設備利用率を、これまでの**実績の70%程度を包含する80%**で設定(←裕度)

*1: 特別点検を実施し溶接金属, 熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められなかった。

➤ 評価結果

裕度を考慮した K_I に「設備評価用床応答曲線」から算出した地震荷重を足し合わせた K_I 線曲線が K_{IC} 下限包絡曲線を下回るため、耐震安全性上問題ないと評価した。

➤ 応力拡大係数算出時の考え方



a_0 : 亀裂深さ(=1.0[mm])
 t : 炉心シュラウドの板厚
 D_i : 炉心シュラウドの内径

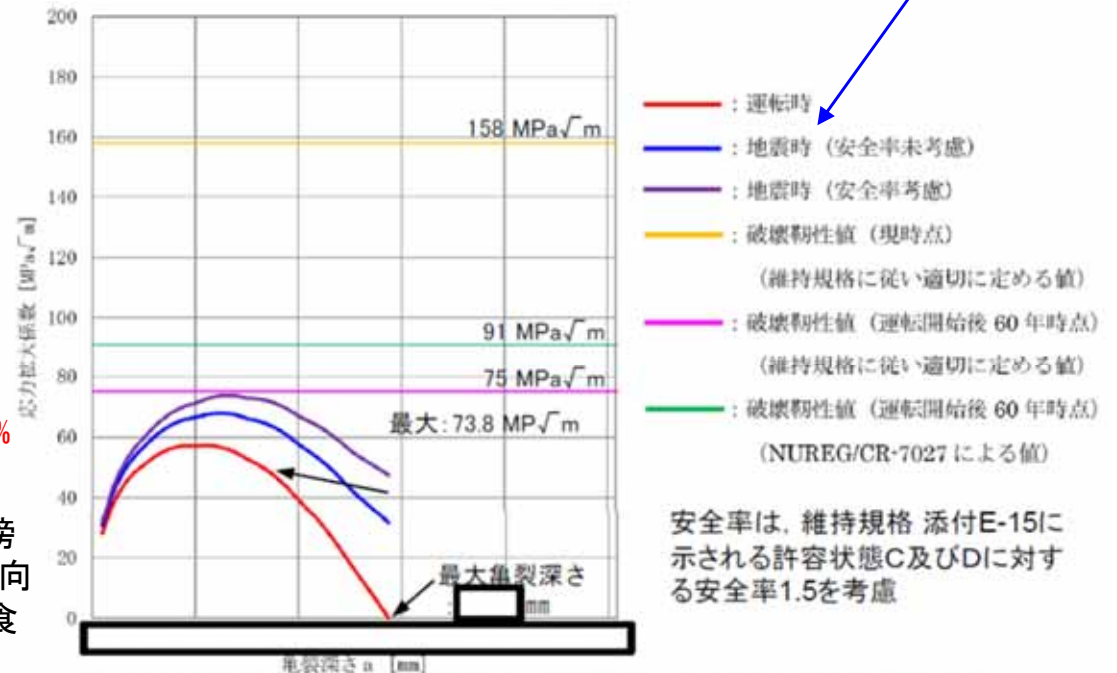
- ・運転期間延長認可後の設備利用率をこれまでの実績の70%程度を包含する80%として応力拡大係数を算出(←裕度)
- ・溶接残留応力を考慮すると、応力拡大係数は板厚中央近傍でゼロとなる見込みであるが、表面は大きな値となり、周方向の亀裂進展が想定されること及び周方向に複数の応力腐食割れの発生を想定し、点検で確認されていない内表面全周亀裂を想定した評価を実施した。(←裕度)

<亀裂想定位置及び評価モデル>

➤ 評価結果

- ・日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)(以下、「維持規格」という。)に基づく解析により算出した応力拡大係数(73.8MPa√m)と、維持規格に基づき運転開始後60年時点の照射量に応じて算出した破壊靱性値(75MPa√m)と比較した結果、応力拡大係数は破壊靱性値を下回るため、不安定破壊に至らず、耐震安全上問題ないと評価した。

地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)



内面全周亀裂を想定した評価による応力拡大係数

安全率は、維持規格 添付E-15に示される許容状態C及びDに対する安全率1.5を考慮

➤ 脆化を考慮した亀裂進展抵抗(J_{mat})と、地震を考慮した応力により生ずる亀裂進展力(J_{app})算出時の考え方

① 運転期間延長認可後の設備利用率をこれまでの実績の70%程度を包含する80%とした評価対象期間(←裕度)における脆化予測
 J_{mat} を脆化予測モデル(H3Tモデル)を用いて予測



② 評価用想定亀裂の設定
 点検で確認されていない初期欠陥を設定し、疲労により60年時点での亀裂進展を評価。さらに保守的な亀裂形状を設定(←裕度)



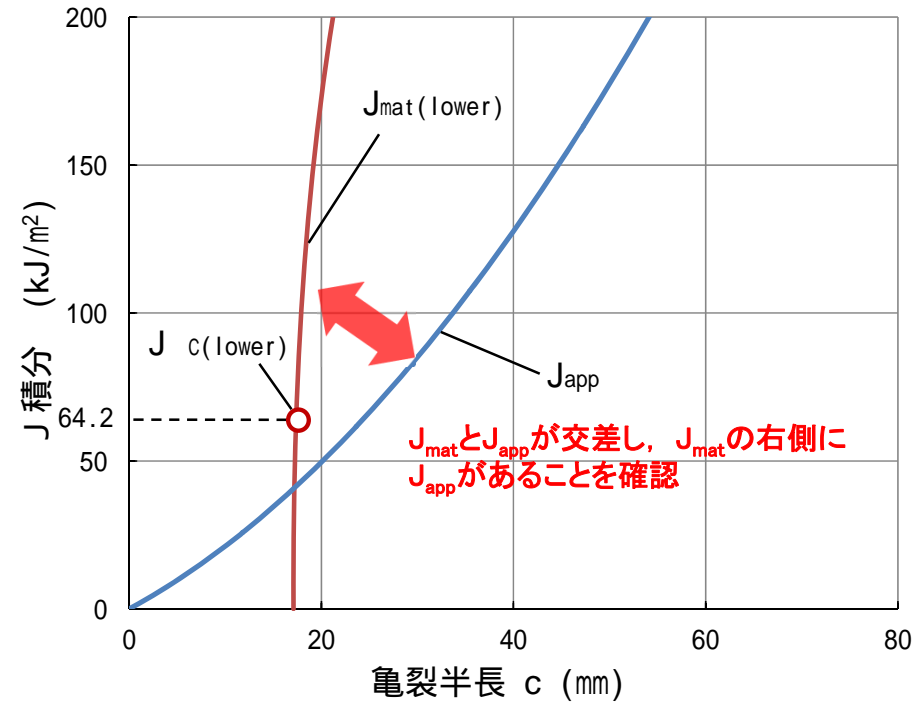
③ 亀裂進展力の評価
 地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を考慮し、 J_{app} をJ積分の解析解により算出



④ 亀裂安定性評価
 ①～③で得られた J_{mat} と J_{app} がグラフ上交差する、すなわち亀裂進展力に対して亀裂進展抵抗が上回ることで、不安定破壊しないことを確認する。

➤ 評価結果

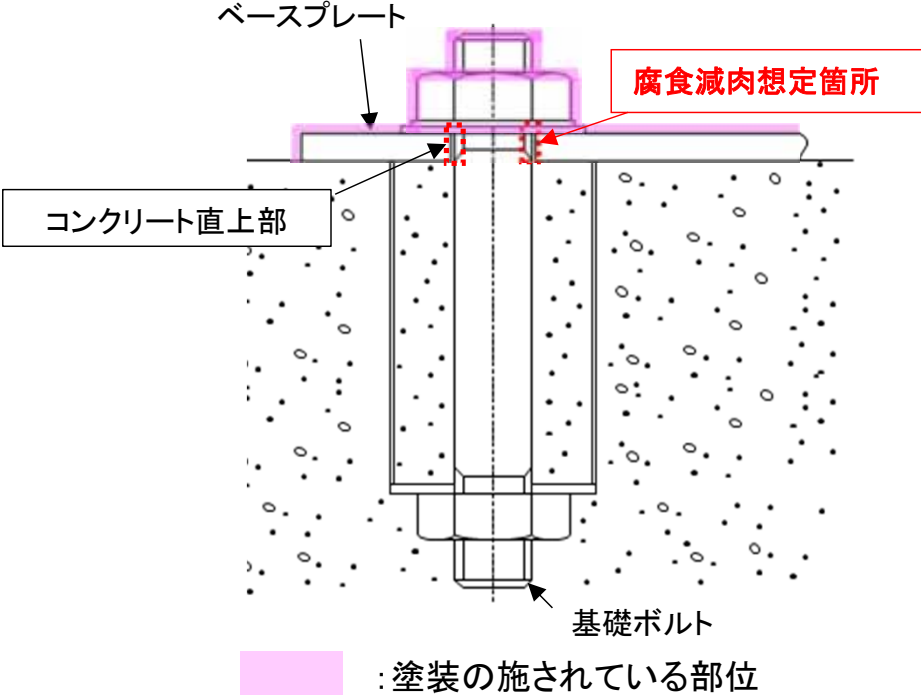
亀裂進展抵抗が亀裂進展力と交差し、亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること及び亀裂進展抵抗と亀裂進展力の交点で亀裂進展抵抗の傾きが亀裂進展力の傾きを上回ることから、不安定破壊することはなく、耐震安全上問題ないと評価した。



亀裂安定性評価結果(例)

<別紙6>耐震安全性評価—腐食(全面腐食)

➤ 発生応力算出時の考え方



<基礎ボルト概要図>

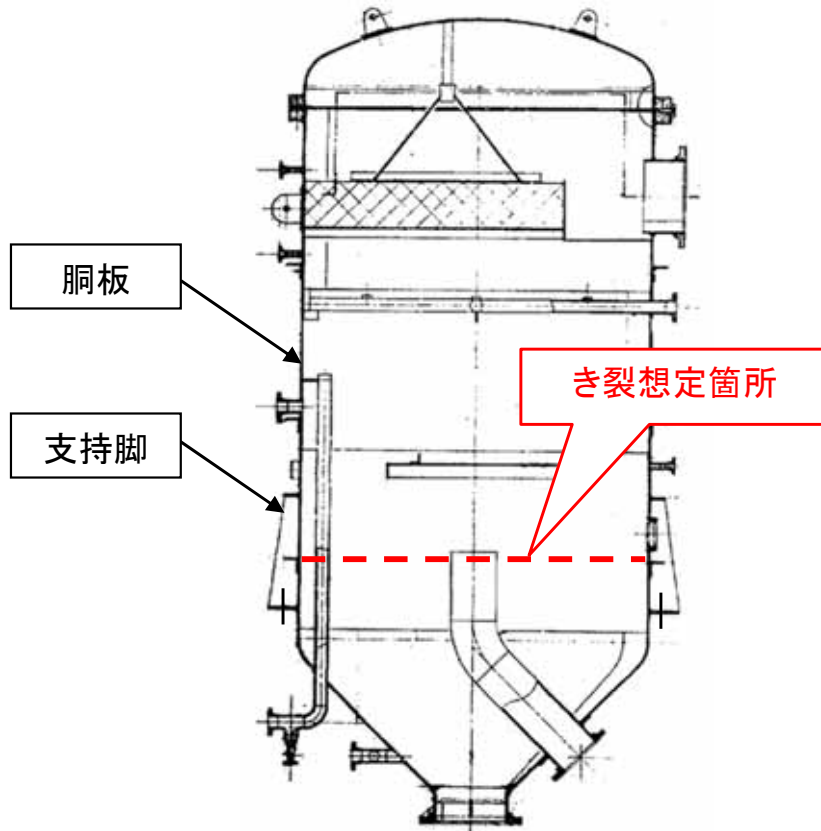
- 機器を確実に固定している基礎ボルトに腐食(全面腐食)による減肉が発生した場合、地震発生時に機器を固定できず機器の損傷に至る可能性がある。そのため、他プラントにて実施した基礎ボルト腐食量調査結果より設定した腐食量(0.3mm←裕度)を基礎ボルトに仮定する。
- 地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出(←裕度)

➤ 評価結果(排気筒の耐震評価結果を例示)

評価部位		発生応力(MPa)	許容応力(MPa)
①筒身脚部基礎ボルト	引張	257	< 324
	せん断	12	< 187
②鉄塔脚部基礎ボルト	引張	92	< 236
③補助鉄塔脚部基礎ボルト	引張	164	< 490

裕度を考慮した地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全上問題ないと評価した。

➤ 発生応力算出時の考え方



- ・日本電気協会 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 (JEAG 4613-1998) に基づき、点検で確認されていない60年時点のき裂として半周の貫通き裂を仮定して、地震時の発生応力を算出した。
(←裕度)
- ・地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ (床面高さ) に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮した「設備評価用床応答曲線」を用いて応力拡大係数を算出 (←裕度)

廃液濃縮器蒸発缶構造図

➤ 評価結果

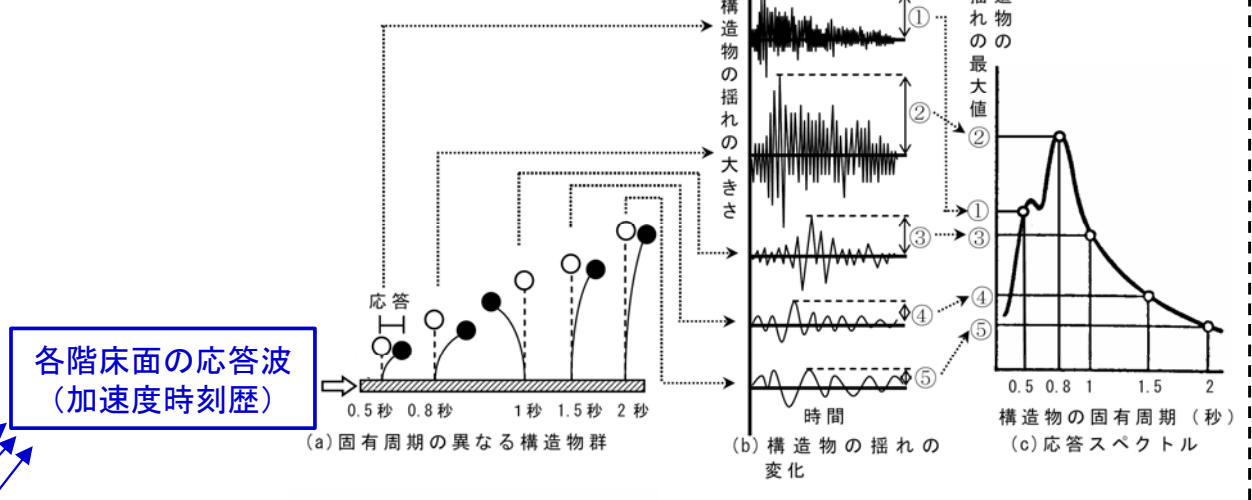
評価対象	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31	65

裕度を考慮した地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全上問題ないと評価した。

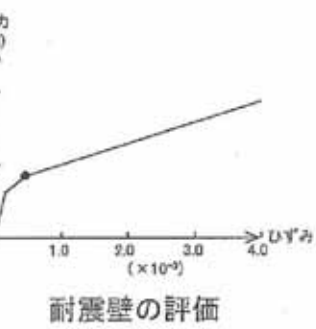
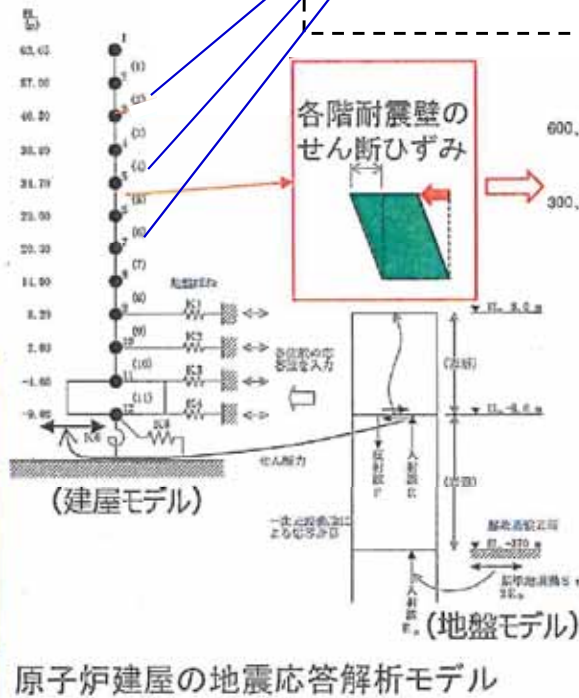
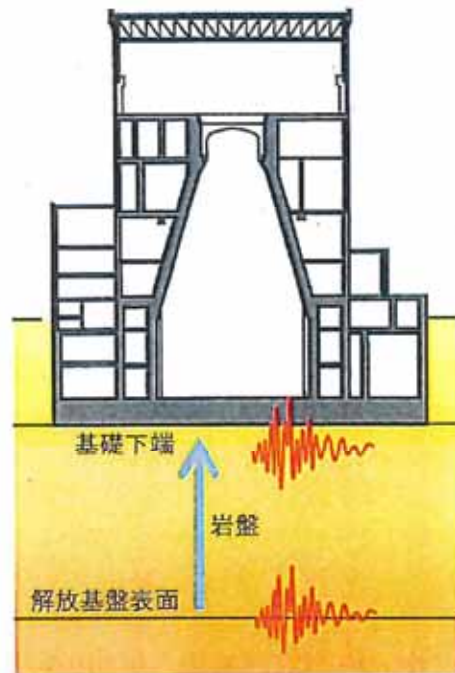
(1) 基準地震動から床応答スペクトル(曲線)までの流れ(イメージ)

① 基準地震動Ss8波等に対して、地盤モデルを用いて、解放基盤表面から建屋基礎下端までの岩盤中の地震波の伝播を計算し、これを入力とした建屋モデルにより建屋全体の応答を計算し、各階床面における応答波を求める。

床応答スペクトル(曲線)



各階床面の応答波 (加速度時刻歴)



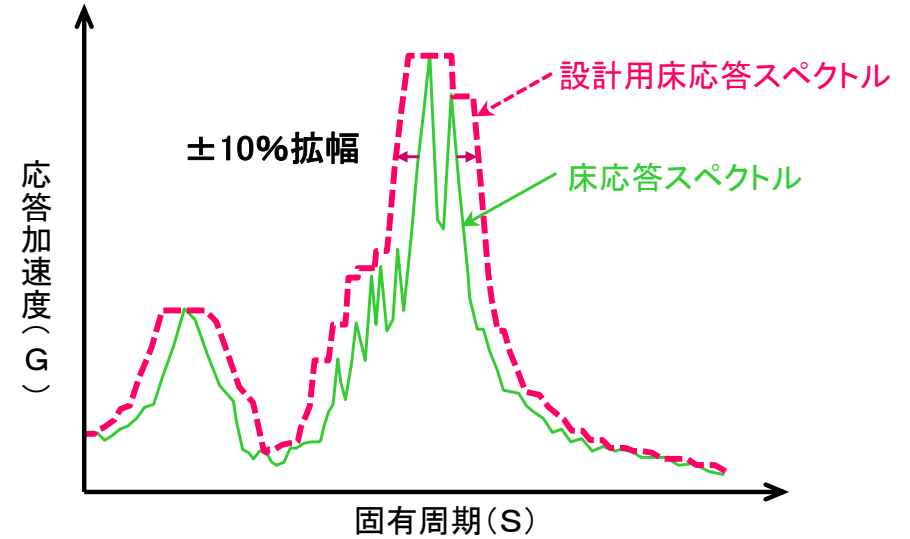
② ①で求めたそれぞれの各階床面の応答波ごとに、短周期から長周期までの種々の固有周期に対して得られる最大応答加速度を求め、基準地震動Ss8波等の各応答を包含するように結んだ床応答スペクトル(曲線)を作成する。

(2) 設計用床応答スペクトル(曲線)と設備評価用床応答曲線(イメージ)

床応答スペクトル(曲線)

③ ②で作成した床応答スペクトル(曲線)に変動因子による影響*を踏まえて周期軸方向に対して±10%拡幅することで、設計用床応答スペクトル(曲線)とする。

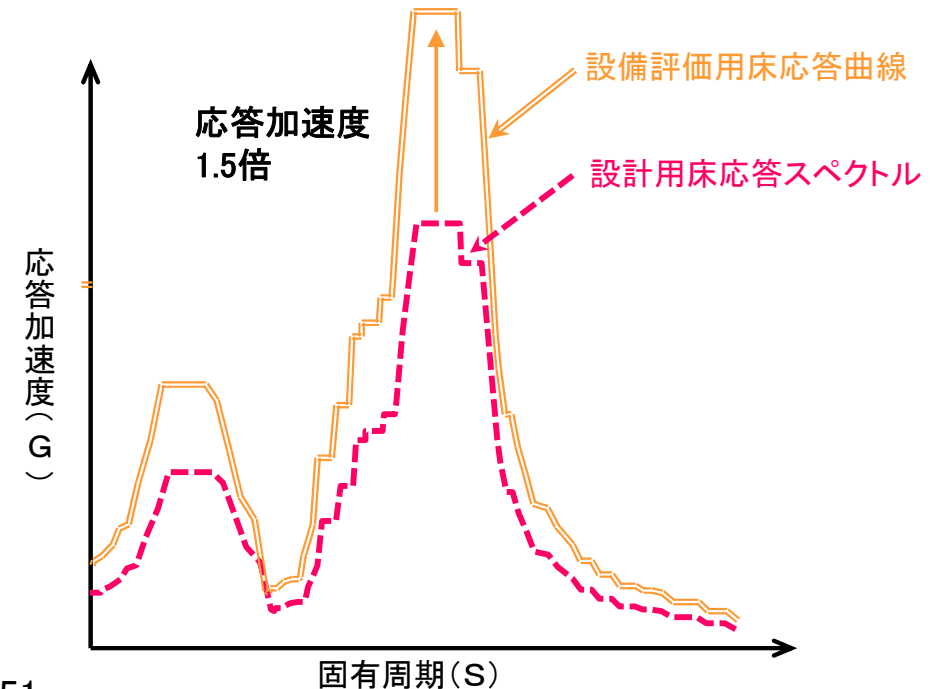
- * 以下の変動因子を考慮
- ・地盤物性, 建屋剛性
 - ・地盤ばね定数の算出式及び減衰定数
 - ・模擬地震波の位相特性, 機器の固有周期のずれ 等



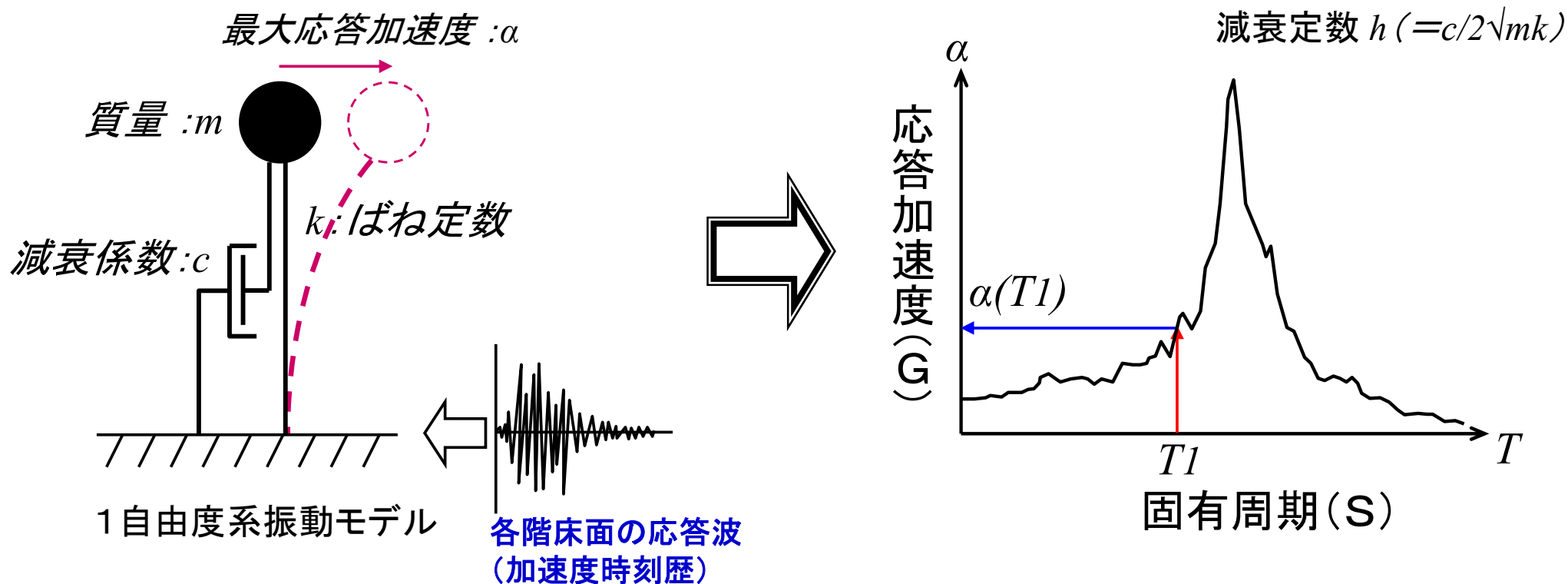
設計用床応答スペクトル(曲線)

④ 設計用床応答スペクトル(曲線)に裕度として応答加速度(震度)に1.5倍を見込み、設備評価用床応答曲線を作成する。

設備評価用床応答曲線



別図



- ① 質量(m)とばね定数(k)の関係から1自由度系振動モデルの固有周期($T1$)を定める。
- ② 1自由度系振動モデルの応答解析により固有周期($T1$)における最大応答加速度($\alpha(T1)$)を算出する。
- ③ 固有周期の一定の幅(例:0.05s~1.0s)に対して、①~②を繰り返して行う。
- ④ 必要な減衰定数(例: $h=0.5\% \sim 5.0\%$)に対して、①~③を繰り返して行う。

<別紙9> 配管における高経年化対策上考慮すべき経年劣化事象



○高経年化技術評価において、着目すべき、若しくは着目すべきではない経年劣化事象として抽出した経年劣化事象を以下のとおり配管材質ごとに整理している。

なお、溶接部について考慮すべき経年劣化事象については、配管同等として評価を行っている。

①ステンレス鋼配管の経年劣化事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	配管の疲労割れ*
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	温度計ウェルの高サイクル疲労割れ
	オリフィスの異物付着
	埋込金物(コンクリート埋設部)の腐食
	基礎ボルトの樹脂の劣化(後打ちケミカルアンカ)
	基礎ボルトの腐食(全面腐食)
	配管の貫粒型応力腐食割れ
	フランジボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ, ハンガ及びレストレイントの腐食(全面腐食)
	埋込金物(大気接触部)の腐食(全面腐食)
	サポート取付ボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	配管及び温度計ウェルの粒界型応力腐食割れ
	配管の腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ及びハンガの機能低下
ラグ及びレストレイントの疲労割れ	

* 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出
高経年化-353

②炭素鋼配管の経年劣化事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	配管の疲労割れ*
高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	オリフィス及びフローノズルの異物付着
	埋込金物(コンクリート埋設部)の腐食
	基礎ボルトの樹脂の劣化(後打ちケミカルアンカ)
	基礎ボルトの腐食(全面腐食)
	配管の腐食(流れ加速型腐食)*
	配管及びクローザージョイントの外表面及び内表面腐食(全面腐食)
	配管の外表面腐食(隙間腐食)
	二重管の外表面及び内表面腐食(全面腐食)
	埋込金物(大気接触部)の腐食(全面腐食)
	ラグ, レストレイント, オイルスナツバ, メカニカルスナツバ, ばね防振器及びハンガの腐食(全面腐食)
	フランジボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	サポート取付ボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	オイルスナツバ, メカニカルスナツバ, ばね防振器及びハンガの機能低下
	配管の内表面腐食(全面腐食)
	ラグ及びレストレイントの疲労割れ

* 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出

③低合金鋼配管の経年劣化事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	配管の高サイクル疲労割れ
	配管のクリープ
	埋込金物(コンクリート埋設部)の腐食
	基礎ボルトの樹脂の劣化(後打ちケミカルアンカ)
	基礎ボルトの腐食(全面腐食)
	配管の腐食(液滴衝撃エロージョン)
	サポート取付ボルト・ナットの腐食(全面腐食)
	埋込金物(大気接触部)の腐食(全面腐食)
	オイルスナッパ, ハンガ, ラグ及びレストレイントの腐食(全面腐食)
	配管の腐食(流れ加速型腐食)
	オイルスナッパ及びハンガの機能低下
	ラグ及びレストレイントの疲労割れ

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(1/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>1. 原子炉再循環系ポンプ等の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p>	<p>実過渡回数に基づく60年時点での過渡回数を用いて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007年追補版を含む)」や日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法JSME S NF1-2009」に基づく疲労評価等を実施し、健全性を確認した。</p>
<p>2. 原子炉圧力容器の照射脆化については、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)の脆化予測式による評価を実施する。 また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取り出し計画を策定する。 低圧注水ノズルについては、再度照射量を評価し、健全性評価の要否を判断し、要の場合は再評価を実施する。なお、再評価にあたっては、Cuの含有量の実測を行う。</p>	<p>2014年度に取り出した監視試験片の試験結果を踏まえ、「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007[2013年追補版])の脆化予測式により、40年時点、60年時点の中性子照射量を用いて評価を実施した。その結果、最低使用温度、上部棚吸収エネルギーとも管理値に対して問題のないことを確認した。 また、使用済試験片の再生技術の適用による追加試験の実施時期を評価し、取り出し計画を策定した。 低圧注水ノズルについて再度中性子照射量を評価した結果、運転開始後60年時点において、$0.87 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2 (> 1\text{MeV})$程度と評価されたが、保守的な評価として中性子照射脆化に対する健全性評価は、低圧注水ノズルを代表として再評価を実施した。 なお、Cuの含有量については、第24回定期検査(2009年度)及び第25回施設定期検査(2011年度)に2回にわたり実測をしていることから、健全性評価にあたっては実測値を適用し評価した。その結果、監視試験結果に対して最低使用温度が高くなったが、管理可能な値であり問題のないことを確認した。</p>
<p>3. 炉内構造物の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20-07-04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格JSME S NA1-2008(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日原規技発第1408063号原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査としてシュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。 また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(2/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>4. 原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れに関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>原子炉圧力容器等の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格」又は「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規) NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)」又は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき点検を実施した。</p> <p>炉内構造物については、第24回定期検査(2009年度)において、炉内構造物検査を実施し、また、第25回施設定期検査(2011年度, 2015年度)においては、炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査を実施し、問題のないことを確認している。なお、シュラウドサポートについては、ひび割れが確認されたが、健全性評価を実施し問題のないことを確認している。これらについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している。</p> <p>原子炉圧力容器については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査及び炉内構造物供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。</p> <p>原子炉再循環系配管(原子炉冷却材浄化系配管)については、第24回定期検査(2009年度)において、クラス1機器供用期間中検査を実施し、問題のないことを確認している。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>
<p>5. 排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについては、内部の目視点検又は超音波探傷検査による点検を実施する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2013年度)にて排ガス復水器胴及びドレンタンクの応力腐食割れについて、排ガス復水器胴を代表部位として超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。</p>
<p>6. 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。炉内構造物の上部格子板の照射誘起型応力腐食割れについては、MVT-1による目視点検を実施する。</p>	<p>第25回施設定期検査(2014年度)に最も中性子照射量が高い炉内構造物である上部格子板を代表にMVT-1による目視点検を実施し問題のないことを確認した。今後は、保守管理の実施に関する計画に基づく点検計画にしたがって定期的にMVT-1による目視点検を実施し、健全性を確認することとしている。なお、第25回施設定期検査(2015年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定について(平成26年8月6日 原規技発第1408063号 原子力規制委員会決定)」に基づき炉内構造物供用期間中検査として炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管を対象に点検を実施し問題のないことを確認した(上部格子板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を包含している)。また、炉心シュラウド、炉心支持板については第25回施設定期検査(2012, 2014年度)に日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づき炉内構造物供用期間中検査及び炉内構造物検査として点検を実施し問題のないことを確認した。安全基盤研究の成果に基づき、保全への適用の要否について検討した結果、今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(3/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
7. 原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、超音波探傷検査による点検を実施する。	第25回施設定期検査(2012年度)にて原子炉給水ポンプ駆動用タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについて、超音波探傷検査による点検を実施し、有意な欠陥がないことを確認した。
8. ジェットポンプ計測管締付部の締付力低下については、目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)に日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」及び「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2(平成21年2月27日付け 平成21・02・18原院第2号)」に基づき炉内構造物供用期間中検査としてJP11, 12を定点に目視点検を実施し問題のないことを確認した。
9. 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。	第24回定期検査(2009年度)にドライウェルスプレイヘッド内面及びサプレッションチェンバスプレイヘッド内面の目視点検を実施し機能・性能に影響を及ぼす有意な変形、割れ、腐食等がないことを確認した。
10. 原子炉補機冷却水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、保温材に覆われた範囲について点検要領を定め、外表面の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2012年度及び2015年度)に保温材に覆われた範囲について、代表部位の配管外面について塗装の劣化(剥離、膨れ、変色)がないことを以て配管外面に腐食がないことを確認した。
11. 埋設炭素鋼配管の外面腐食については、点検要領を定め、代表部位の目視点検を実施する。	社内規程「配管肉厚管理マニュアル」に点検要領を定めた上で、第25回施設定期検査(2015年度)にて、埋設炭素鋼配管(OG系)の外表面の目視点検を実施し、有意な腐食がないことを確認した。 なお、同じく埋設炭素鋼配管である二重管について内面からの肉厚測定を実施し、有意な腐食がないことを確認した。
12. グランド蒸気蒸発器ドレンタンク等の腐食については、肉厚測定を実施する。	第24回定期検査(2009年)に、グランド蒸気蒸発器ドレンタンク、可燃性ガス濃度制御系設備(気水分離器、配管)、蒸気式空気抽出器(胴を代表部とした)の代表部位の超音波探傷試験(肉厚測定)を実施し、有意な腐食がないことを確認した。

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(4/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>13. 支持脚スライド部の腐食については、目視点検を実施する。</p>	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>残留熱除去系熱交換器は、2011年度にA号機、2013年度にB号機の支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>第6給水加熱器は、第25回施設定期検査(2013年度)に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>排ガス予熱器及び排ガス復水器は、2013年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>蒸気式空気抽出器は、2009年度に支持脚スライド部の目視点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼす有意な腐食がないことを確認した。</p>
<p>14. 主蒸気ノズル等の腐食については、目視点検を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2009年度)に火力原子力発電技術協会 BWR炉内構造物点検評価ガイドラインに基づき炉内構造物検査として主蒸気ノズル、給水ノズル、炉心スプレインノズル、低圧注入ノズル、上鏡スプレインノズル、ベントノズル、制御棒駆動水ノズル、上鏡内面を対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。</p> <p>第25回施設定期検査(2011年度)に日本原子力技術協会 JANTI-VIP-06「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて(第3版)」に基づき炉内構造物検査としてドレンノズルを対象に点検を実施し有意な腐食がないことを確認した。</p>
<p>15. ディーゼル発電機海水系のレストレイント、埋込金物の腐食については、補修塗装を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2009年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C, HPCS)及び第25回施設定期検査(2014年度)に、ディーゼル発電機海水系(2C, 2D, HPCS)のレストレイント、埋込金物の補修塗装を実施した。</p> <p>また、第25回施設定期検査(2016年度)に外観点検を実施し、問題がないことを確認した。</p>
<p>16. 排気筒の腐食については、詳細な部位毎に点検要領を定め、点検を実施する。</p>	<p>点検計画に実施部位(主排気筒筒身、サンプリング配管、フランジボルト・ナット、管台、非常用ガス処理系排気筒筒身、主排気筒鉄搭)と実施内容(目視点検)を定め、2013年度に計画的な点検を実施し、問題のないことを確認した。</p> <p>また、排気筒補強工事により、新たに設置されたオイルダンパ及び弾塑性ダンパについて適切に点検計画に反映され、計画的な点検が行われることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(5/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>17. 炭素鋼配管の内面の流れ加速型腐食, ステンレス鋼配管, 炭素鋼配管及び低合金鋼配管の内面の液滴衝撃エロージョンについては, 日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ, 安全基盤研究の成果が得られた場合には, 保全への反映の要否を判断し, 要の場合は「配管肉厚管理マニュアル」を改定する。</p> <p>また, 肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管(給水系, 主蒸気系, 給水加熱器ドレン系)は, 今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお, 配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には, 保全への反映の要否を判断し, 要の場合は実施計画を策定する。</p>	<p>社内規程「配管肉厚管理マニュアル」は, 日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」に定められた内容に従い, 対象系統及び部位や実施時期等の考え方を反映している。</p> <p>第24回定期検査(2009年), 第25回施設定期検査(2011年～)に実施した肉厚測定より得られた実測データ及び基準地震動S_s等により定まる地震力を用いて炭素鋼配管の耐震安全性評価を実施し, 60年時点における耐震安全性を確認した。</p> <p>なお, 安全基盤研究の成果に基づき, 保全への適用の要否について検討した結果, 今後の保全計画に反映すべきものがないことを確認した。</p>
<p>18. 後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については, 類似環境下にある機器の取替が行われる場合に, 調査を実施する。</p>	<p>2013年度に約37年使用した屋外機器の取替に合わせ, 基礎ボルトの調査を実施したところ, 軽微な発錆は認められたものの, 手入れをした結果, 有意な腐食は認められなかった。</p> <p>2017年度に運開後, 約39年経過したMSTンネル室空調装置(撤去済み)後打ちケミカルアンカについて, 機器撤去後は未使用状態であったため, 腐食・付着力の観点から, 引き抜き試験を実施し, 樹脂の劣化状況を確認した。後打ちケミカルアンカの直上部は軽微な腐食は認められたものの, 手入れをした結果, 有意な腐食は認められなかった。また樹脂(埋設)部は, 有意な腐食はなく, 引き抜き試験の結果からも許容引張応力を上回る荷重でコーン状破壊に至っていることから, 樹脂の健全性を確認することが出来た。</p>

長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>19. 機器付基礎ボルト等の腐食については、機器取替の場合、調査を実施する。</p>	<p>基礎ボルト(機器付基礎ボルト, 後打ちメカニカルアンカ, 後打ちケミカルアンカ)については, 第24回定期検査(2009年度)に屋内設置のケミカルアンカの直上部の目視点検, 第25回施設定期検査(2013年度)に屋外設置の基礎ボルトの直上部の目視点検を実施し, 有意な腐食のないことを確認している。</p> <p>なお, メカニカルアンカのコンクリート埋設部については, 機器の取替が行われなかったため, 調査は実施していない。</p> <p>2012年度に約33年間使用した主要変圧器の取替を行っており, 取替に合わせて既設変圧器のタンク, 底板ビームの腐食状況について確認を実施した。底板ビームの腐食量を測定した結果, 許容腐食量内にあることを確認した。</p> <p>また, タンク底板については, 目視による腐食状況の確認を行った結果, タンク底板に部分的に錆は見受けられたが, 塗装の大部分は残存しており, 健全な状態であることを確認した。</p> <p>なお, 所内, 起動, 予備の各変圧器の基礎ボルト等は, 今後計画されている取替時に合わせて確認を行う。</p>

長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>20. 低圧CNケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、実機相当品の60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。</p> <p>評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 低圧CNケーブル, 低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブル</p> <p>低圧CNケーブル, 低圧CVケーブル及び低圧KGBケーブルは、『電気学会技術報告(Ⅱ部)第139号「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案』(以下「電気学会推奨案」という)並びに原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」(以下「ACA研究」という)の成果を踏まえて取りまとめられた「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(以下「ACAガイド」という)に基づき健全性を評価した結果、東海第二発電所における敷設環境において「低圧CNケーブルは約4年」、「低圧CVケーブルは60年以上」、「低圧KGBケーブルは60年以上」の健全性を維持できることを確認した。「低圧CNケーブル」は、今停止期間中に防火対策として「難燃PNケーブル」へ更新することとしている。</p> <p>② 難燃一重同軸ケーブル</p> <p>難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)は、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて評価を行い、設計基準事故を想定した東海第二発電所における敷設環境において60年間の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>難燃一重同軸ケーブル(耐放射線性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において31年間使用したケーブルを供試体に設計基準事故時雰囲気想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において31年の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>なお、当該ケーブルは2009年(運転開始後31年)に難燃一重同軸ケーブル(架橋ポリエチレン)に取替を実施しており、ACAガイドに基づき、東海第二発電所における敷設環境において30年の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>よって、東海第二発電所における敷設環境において当該ケーブルは60年の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>難燃一重同軸ケーブル(難燃性架橋ポリオレフィン)は、東海第二発電所において37年間使用したケーブルを供試体に用いて、ACAガイドに基づき23年分の劣化付与並びに設計基準事故時雰囲気想定した健全性評価試験を実施し、東海第二発電所における敷設環境において60年の健全性を維持できることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(8/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>21. 難燃六重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の評価を行う。</p> <p>評価にあたっては、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>原子力安全基盤機構によるACAガイドに基づき、30年間の運転期間及び事故時雰囲気等を想定した健全性評価を行い、東海第二発電所における敷設環境において健全性を維持できることを確認した。なお、難燃六重同軸ケーブルは1999年(運転開始後21年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から約51年間の絶縁性能を維持できることを確認した。</p>
<p>22. 難燃三重同軸ケーブルの絶縁特性低下については、</p> <p>① 系統機器の点検に合わせ絶縁抵抗測定を実施する。</p> <p>② また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果に基づき、長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>第24回定期検査(2008年度)、第25回施設定期検査(2011年度)にて、難燃三重同軸ケーブルの絶縁抵抗測定を実施した。</p> <p>難燃三重同軸ケーブルは、東海第二発電所で37年間使用した絶縁体仕様が類似するケーブルを供試体として、ACAガイドに取りまとめられている経年劣化手法にて、23年間の健全性の確認を行った。これを考慮すると運転開始から60年間の絶縁性能を維持できることを確認した。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(9/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>23. 端子台等の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 端子台 IEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power Plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外用端子台は、原子炉建屋において12年間使用した端子台を供試体に48年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気等を想定した蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器内用端子台は、原子炉格納容器内において38年間設置使用した端子台を供試体に設計基準事故時雰囲気等を想定した蒸気曝露試験を行うことで、38年間の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>なお、原子炉格納容器内用端子台については、今停止期間中に取替えを行うことで、60年の運転を想定した期間、健全性を維持できる。</p> <p>② 同軸コネクタ 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している新品同軸コネクタに37年分の劣化付与を行い、事故時雰囲気等を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>当該コネクタは、2001年(運転開始後23年)に取替を実施しており、これを考慮すると運転開始から60年間の健全性を維持できることを確認した。</p> <p>③ 計測装置のうち回転数検出器(電磁ピックアップ式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している回転数検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気等を想定した健全性評価試験を実施していたところ、検出器出力信号に特性不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、回転数検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。プラントメーカーがIEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」に準拠して行った、回転数検出器の長期健全性評価試験の結果をもとに、当該検出器の40年間の運転期間における健全性を確認した。当該検出器は運転開始後14年に設置以降25年間使用しており、点検計画(定期取替品に設定)に反映することとし、設置後40年を迎える前に取替えることにより、運転開始から60年間の健全性を維持することができる。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(10/11)



長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>24. 計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式)等の特性変化については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>① 圧力伝送器／差圧伝送器(ダイヤフラム式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している伝送器の20年間の運転期間及び設計基準事故時雰囲気を想定した健全性評価試験並びに9年間の運転期間及び重大事故等時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>② SRNM前置増幅器 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用しているSRNM前置増幅器の14年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>③ 放射線検出器(イオンチェンバ式) 日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに東海第二発電所において使用している放射線検出器の60年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p>
<p>25. 計測装置のうち温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、25年毎に実施する取替計画を策定する。</p> <p>また、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価を実施する。</p>	<p>事故時環境内で機能要求がある温度検出器(熱電対式、測温抵抗体式)について、取替計画を点検計画に反映した。</p> <p>また、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において使用している熱電対式温度検出器は25年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施し、健全性が維持できることを確認した。</p> <p>一方、測温抵抗体式温度検出器は30年間の運転期間及び事故時雰囲気を想定した健全性評価試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。したがって、測温抵抗体式温度検出器については、60年の健全性は維持できないと判断した。測温抵抗体式温度検出器は、既設測温抵抗体式温度検出器の試験を行い、健全性が確認できなかったことから、シール部の改良により15年間の健全性が確認されている測温抵抗体式温度検出器へ更新するとともに、設置後15年を迎える前に取替えることを点検計画(定期取替品の周期見直し)に反映することで健全性を維持できる。</p>

3. 保守管理に関する方針－長期保守管理方針の有効性評価(11/11)

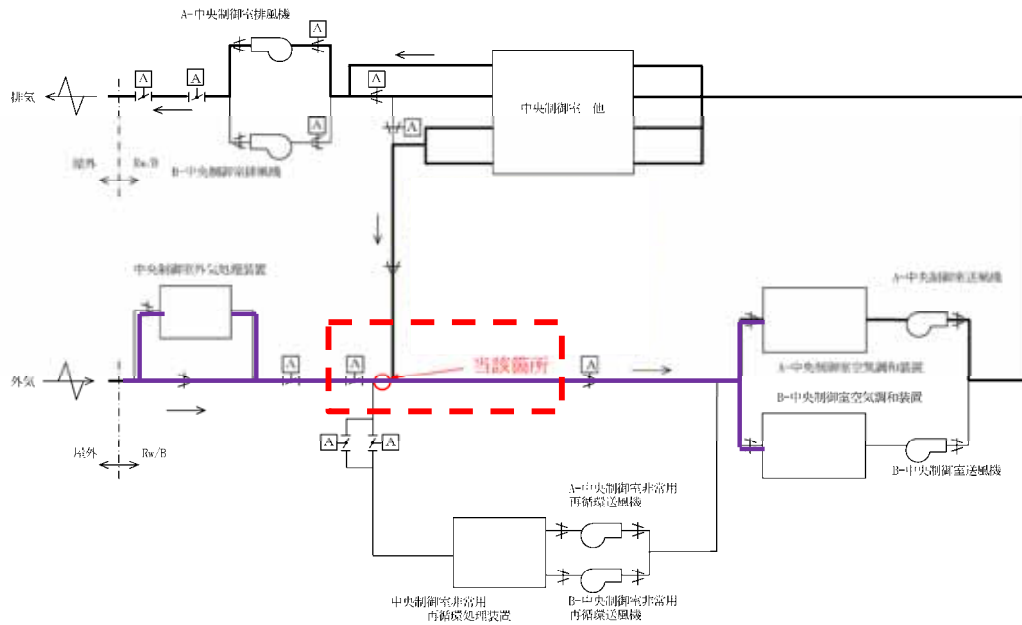


長期保守管理方針	実施状況及び評価結果
<p>26. 原子炉格納容器内の電動(交流)弁用駆動部及び原子炉格納容器外の電動(交流・直流)弁用駆動部の絶縁特性低下については、事故時環境内で機能要求がある場合、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。</p> <p>評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-Operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」に規定された長期健全性評価試験条件をもとに原子炉格納容器外で38年間設置使用された弁用駆動部に22年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気をもとに蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器内に設置された弁用駆動部の評価にあたっては、新製の弁用駆動部に60年相当の劣化付与を行い、設計基準事故時雰囲気をもとに蒸気曝露試験を行うことで60年の健全性が維持できることを確認した。</p>
<p>27. 電気ペネトレーション(モジュール型)の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(仮称)」が制定された時点で長期健全性評価への反映の可否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。</p>	<p>日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に規定された長期健全性試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究(JNES-RE-2012-0016 平成24年11月)」の成果を反映し、東海第二発電所において33年間設置使用された海外製低圧電気ペネトレーションに27年相当の劣化付与を行い60年の運転期間を想定した試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。</p> <p>また、海外製高圧電気ペネトレーションのシール部に使用している材料は、低圧電気ペネトレーションのシール部に使用されている材料と同じであることから、同様にシール材の耐性は低下している可能性が高いと考えられる。</p> <p>したがって、海外製低圧、高圧電気ペネトレーションについては、60年の健全性は維持できないと判断した。今停止期間中に60年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60年の運転を想定した期間、健全性は維持できる。</p>

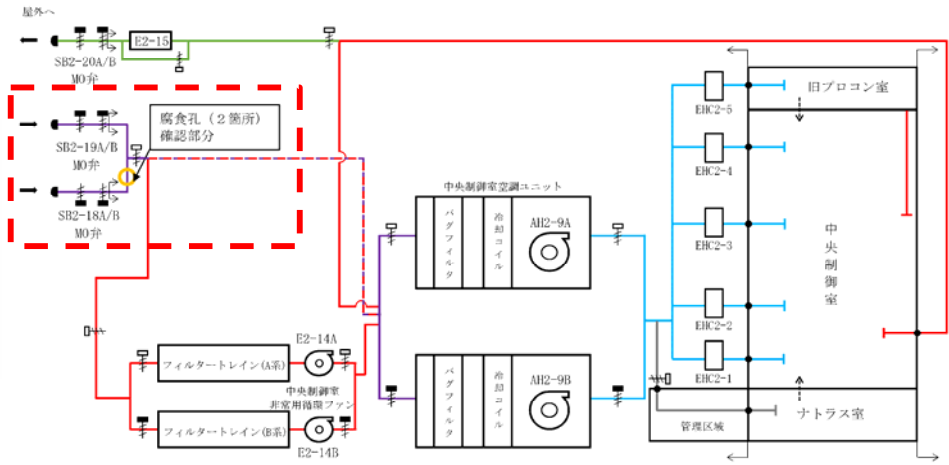
4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象



他プラント 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)



東海第二 中央制御室換気系ダクト腐食部位(概要)

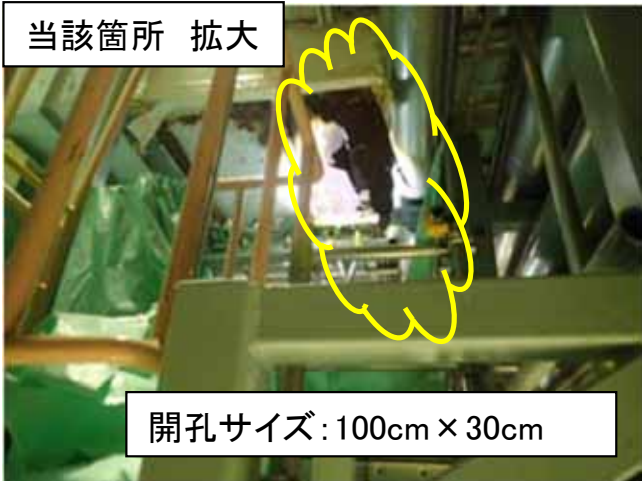


- ☐ : ダンパ (開)
- ☐ : ダンパ (閉)
- : 外気取入口
- : ファン
- ← : 通行扉
- : 貫通部
- ⌚ : 事故時居住性維持に必要な範囲

ダクト系統範囲

空調機械室	中央制御室
— : 外気取入ライン (7頁参照)	— : 給気ライン (30頁参照)
— : 給気ライン (18頁参照)	— : 循環ライン (66頁参照)
— : 給気ライン (ナトラス室) (47頁参照)	
— : 循環ライン (55頁参照)	
— : 排気ライン (73頁参照)	
— : 外気取入/循環ライン	

当該箇所 拡大



開孔サイズ: 100cm × 30cm

法令・技術基準等への適合判断

実用炉規則の安全重要な機器等 ¹

該当

該当

システムに要求される必要な機能 ²

満足しない

満足している

当該箇所



当該箇所 拡大



開孔サイズ: 9mm × 4mm

※1: 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく安全上重要な機器等を定める告示(平成15年経済産業省告示第327号)における「上欄:(十)安全上特に重要な関連機能 2換気設備(中央制御室換気空調設備に限る。)」が該当。

※2: 事故発生時には、事故が収束するまでの間、中央制御室に運転員がとどまって監視や操作が行えるように、外気の取り入れを遮断し、空気フィルタを介して内部循環させる機能。

4. その他の経年劣化関連事項－中央制御室換気系ダクトの腐食事象



中央制御室換気系ダクト腐食部位等の比較結果

比較項目	他プラント	東海第二
腐食発生部位	外気取入ライン(ローポイント部)	同左
開孔サイズ	①約100cm×約30cm	①約9mm×約4mm ②約4mm×約6mm
使用材料	亜鉛めっき鋼板ダクト (一部ステンレス鋼板)	亜鉛めっき鋼板ダクト
保温施工の有無	有	無
外観点検の可否	否(保温取外しが必要)	可
原因	ダクト内部で発生した結露ならびに外気とともに取込まれた水分および海塩粒子が、ダクト内の構造物や気流の方向が変わる箇所でダクト内面に付着し、腐食を発生(※)	外気とともに取り込まれた水分及び塩分が付着したことによるもの(※)
再発防止対策	①点検頻度見直し(内部点検口の追加) ②ダクト仕様見直し ③外気処理装置の運用を常時使用に見直し ④ダクト形状・構造見直し	①同左 ②無し ③無し(外気処理装置は未設置のため) ④無し ⑤発錆、腐食等確認時の迅速な補修塗装対応

他プラントとの比較

開孔(腐食)サイズの違いについては、他プラントと東海第二発電所で比べると系統設計風量(外気取入れ量)に大きな差異があり、そのため開孔サイズに違いがあると推定

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(1/2)

● ダクトの保全内容

①従来 の 点検方法

中央制御室換気系ダクトについては、これまでの自・他プラントでの不具合事象を受け、設備の重要性を認識し、適切に保全を実施している。 <別紙>

- 1) 定期的な点検(目視点検)については、他プラントの不具合事象を受け、保全内容の見直しを実施している。
 - ・点検周期: 1回/10年→1回/5年 <点検頻度を増加>
 - ・点検内容: 機器の取替・点検時に合わせたダクト内面及び外面の目視点検 <点検範囲を拡大>
- 2) その他の点検等については、上記の点検の実施結果を踏まえた補修や他プラントの不具合事象の原因を踏まえた点検を適切な時期に実施している。

②他プラント及び東海第二の開孔事象の比較

1) 他プラントの開孔事象

- ・腐食孔サイズ: 100cm×30cm他
- ・部位: 外気取入れ口から再循環ライン合流部

- ・材質: 亜鉛めっき鋼板, 一部ステンレス鋼
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

2) 東海第二の開孔事象

- ・腐食孔サイズ: ①9mm×4mm ②4mm×6mm
- ・部位: 外気取入れライン(水平ダクトローポイント部)

- ・材質: 亜鉛めっき鋼板
- ・腐食の形態: 内面からの腐食

- 3) 開孔事象の共通事項として、事象発生 の 部位、材質、腐食の形態は同様であった。差異としては、開孔サイズに大きな違いが確認された。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について(2/2)

③是正処置(見直し項目)

①従来の点検方法と、②自他プラントにおける開口事象を踏まえ、以下の3項目を是正処理として保全内容に反映する。

- 1)ダクト点検計画を全数点検(外面及び内面)／3ヵ年(※)に見直した。
点検結果を踏まえた保全の有効性評価を実施し、適時改善する。
- 2)腐食により開口した部位は、ダクトの新製交換(同仕様・同材質)にする。
またダクトのローポイント部は点検範囲の拡充のため、点検口を追加する。
- 3)発錆、腐食等が確認されたら速やかに補修塗装を計画する。

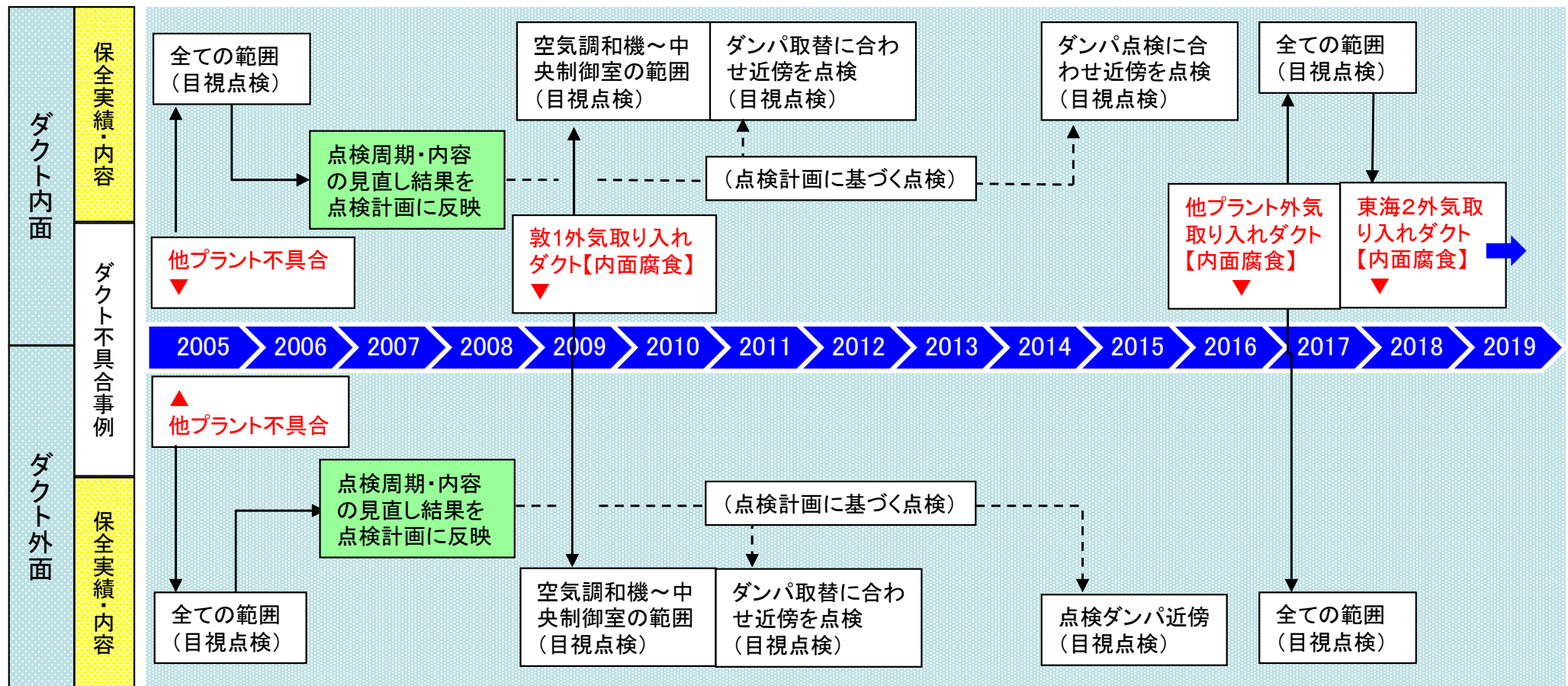


これらの是正処置を保全内容に反映し今後適切にダクトの点検等を展開していくことにより、中央制御室換気系のダクトは、**腐食の早期検知が可能となり、健全性が維持されることから、中央制御室換気系ダクトに要求されるバウンダリー機能は維持可能と判断している。**

※今回のダクト開孔事象は、東海第二発電所営業運転開始後、ダクトの交換の交換履歴がないことから、約39年間の供用期間を経て開孔しており、腐食の進展速度は早いものではない。

今回ダクトは同仕様で新製交換するため、約39年間の健全性が確保できると考えるが、今後の環境変化(=腐食の進展速度アップ)の可能性及び安全上重要な系統のダクトであることを鑑み、従前の点検頻度に余裕を持たせた設定とした。

中央制御室換気系ダクト点検の変遷とダクト開孔事象の是正処置について



◆ダクト開口事象の是正処置◆

1. ダクト点検計画の見直し **全数点検(外面及び内面)／3カ年**に見直し
2. ダクト修繕及び改造 **ダクト交換(一部点検口の追設(ローポイント部点検拡充))**
3. 日常点検結果への迅速な対応 発錆, 腐食等が確認されたら**速やかに補修塗装**

4. その他の経年劣化関連事項－使用済燃料乾式貯蔵施設の経年劣化評価
 (使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象の整理(1/4))



使用済燃料乾式貯蔵施設で想定される経年劣化事象と対応方針

- ・使用済燃料乾式貯蔵施設に求められる安全機能と各機能を担う設備，
各設備で想定される経年劣化事象とその対応を以下のとおり検討，整理した。

安全機能		想定される経年劣化事象	対応・評価
機能	主な対応設備		
除熱機能	貯蔵建屋(自然対流)	— *	— *
	伝熱フィン	炭素鋼，低合金鋼の腐食(全面腐食)	フィン取付部はレジンが充填されており，腐食発生なし
閉じ込め機能	金属容器，二重蓋，金属ガスケット	①炭素鋼，低合金鋼の腐食(全面腐食) ②ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ ③金属ガスケットの密封性能低下	①外面塗装及び点検，補修 ②同上 ③供用期間中の密封維持評価，常時監視及びガスケット交換対応
遮蔽機能	ステンレス鋼，鉛，レジン(合成樹脂)，建屋遮蔽壁	・中性子遮へい材(レジン)の性能低下	・酸化反応，熱分解反応の抑制，放射線照射による減損等は無視できる程度
臨界防止機能	バスケット(中性子吸収材設置)	・バスケットの性能低下	・クリープ発生の抑制，放射線照射による減損等は無視できる程度，腐食発生無し

< 経年劣化事象の検討・整理結果 >

* 経年劣化により自然対流冷却が失われるような建屋形状の変化は考え難い。

計画的な保全や監視等で対処可能であり，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断している。以降に詳細を示す。

使用済燃料乾式貯蔵容器に想定される経年劣化事象について、以下の検討結果より、**計画的な保全や監視等で対処可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象には該当しないと判断した。**

➤ **炭素鋼，低合金鋼の腐食（全面腐食）**

- ・大気との接触における**腐食が想定される部位には塗装**を施している。
- ・目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装を施す。

➤ **ステンレス鋼の貫粒型応力腐食割れ**

- ・大気中の海塩粒子に含まれる**塩化物イオンによる応力腐食割れが想定される部位（残留応力が存在する溶接部近傍を含む）には塗装（吊搬作業で使用するトラニオンはグリス塗布）を施しており**，海塩粒子が付着する可能性は小さい。
- ・目視点検で塗膜状態を確認し必要に応じて補修塗装（グリス塗布）を施す。

➤ **金属ガスケットの密封性能低下**

- ・寸法変化や反力低下による性能低下：
規格により**使用環境における供用期間中の密封機能維持が確認されている。**
- ・**二重蓋内部はヘリウムガスで加圧され、密封圧力監視系で常時圧力を監視しており、圧力が低下した場合は、中央制御室の警報装置が作動する構造**となっている。
なお、**金属ガスケットは使用済燃料プールへ再度移送することで交換可能**である。

※：「日本原子力学会標準使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」（社団法人 日本原子力学会）

➤ 中性子遮へい材の性能低下

中性子遮へい材であるレジンについては、大気との接触による酸化反応、高温下での熱分解反応、放射線分解及び中性子吸収材の減損による性能低下が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・酸化反応：レジンは外筒と中間胴(胴)の間に充填され大気と接触しない。
- ・熱分解反応：ヘリウムガスは内胴内部、胴内部及び一次蓋～二次蓋間に封入され金属ガスケットで密封された状態で保持されており、ガスの量に増減がなく伝熱フィンが設けられ、使用済燃料から発生する崩壊熱を外側に放出する設計となっている。

- ・放射線分解及び中性子吸収材の減損：

設計評価期間(40年)内に受ける中性子照射量は設計値以下であり、中性子吸収材の減損については文献*によると、レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の減損が無視できる程度に小さいことが確認されている。

*出典：「平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験報告書 最終報告」
(平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)

➤ バスケットの性能低下

高温下でのクリープ等による形状、強度変化、中性子照射及び中性子吸収材の減損、腐食による性能低下の発生が想定される。これらの検討結果は以下のとおり。

- ・クリープ等による形状、強度変化：バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用温度は低く、設計温度を超えるような温度変化はない。
- ・中性子照射：設計評価期間内のアルミニウム合金が受ける中性子照射量は設計値以下である。
- ・中性子吸収材の減損：供用期間中における中性子吸収材の減損量を考慮した未臨界評価を行っており、評価結果の減損量は無視できる程度に小さい。
- ・腐食：ヘリウムガス雰囲気内にあることから腐食による性能低下は発生しない。

東海第二発電所の使用済燃料乾式貯蔵容器は、内部を乾燥させ、ヘリウムガスを封入し、使用済燃料を収納する容器であり、事業所内運搬及び貯蔵を兼用している。

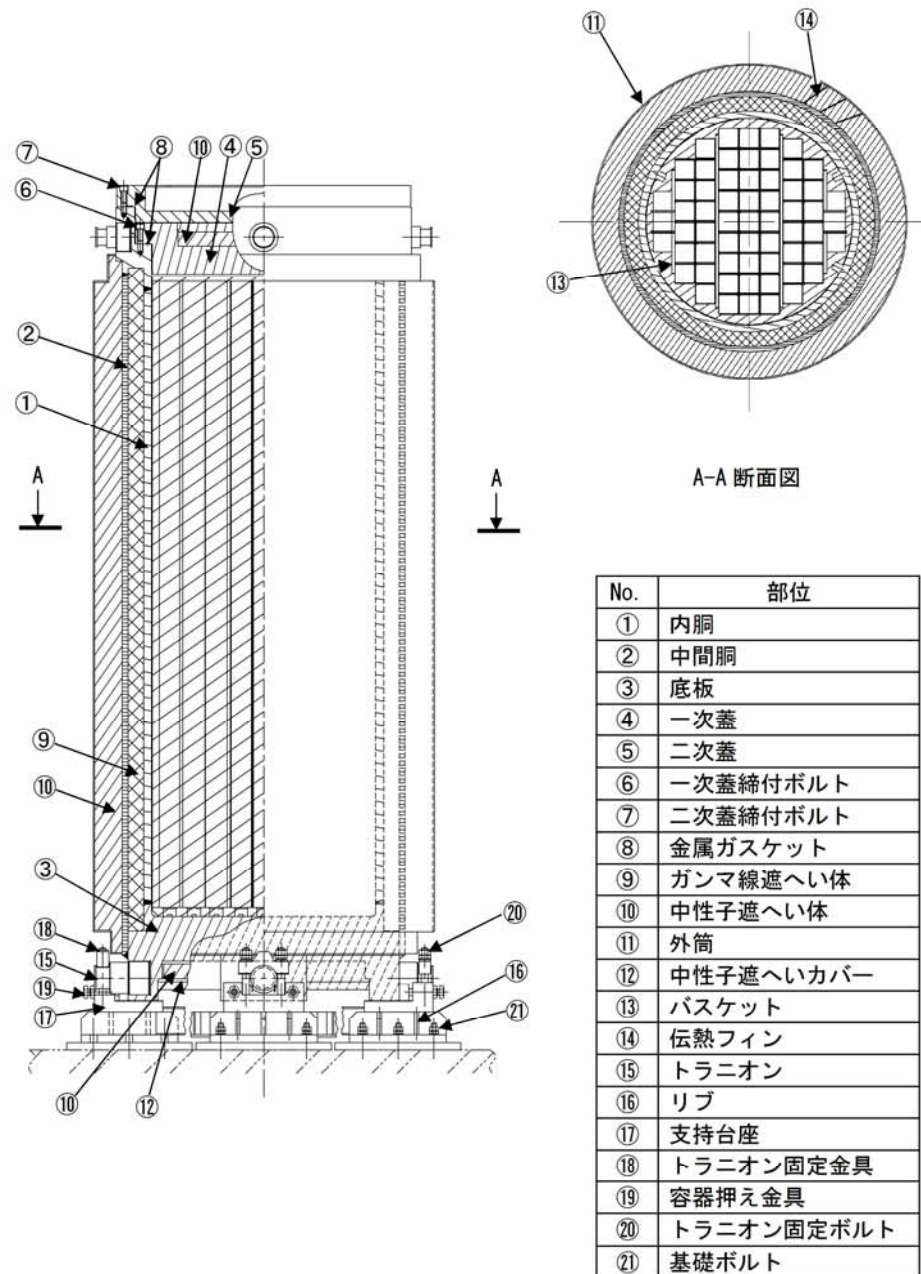
使用済燃料乾式貯蔵容器の主な仕様

種類	重要度*1	号機*2	使用条件	
			最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)
密封監視機能付縦置円筒型	PS-2	1~15, 23*3, 24*3	1.0	160(容器) 210(バスケット)
		16, 17		170(容器) 260(バスケット)
		18~21*3		160(容器) 230(バスケット)

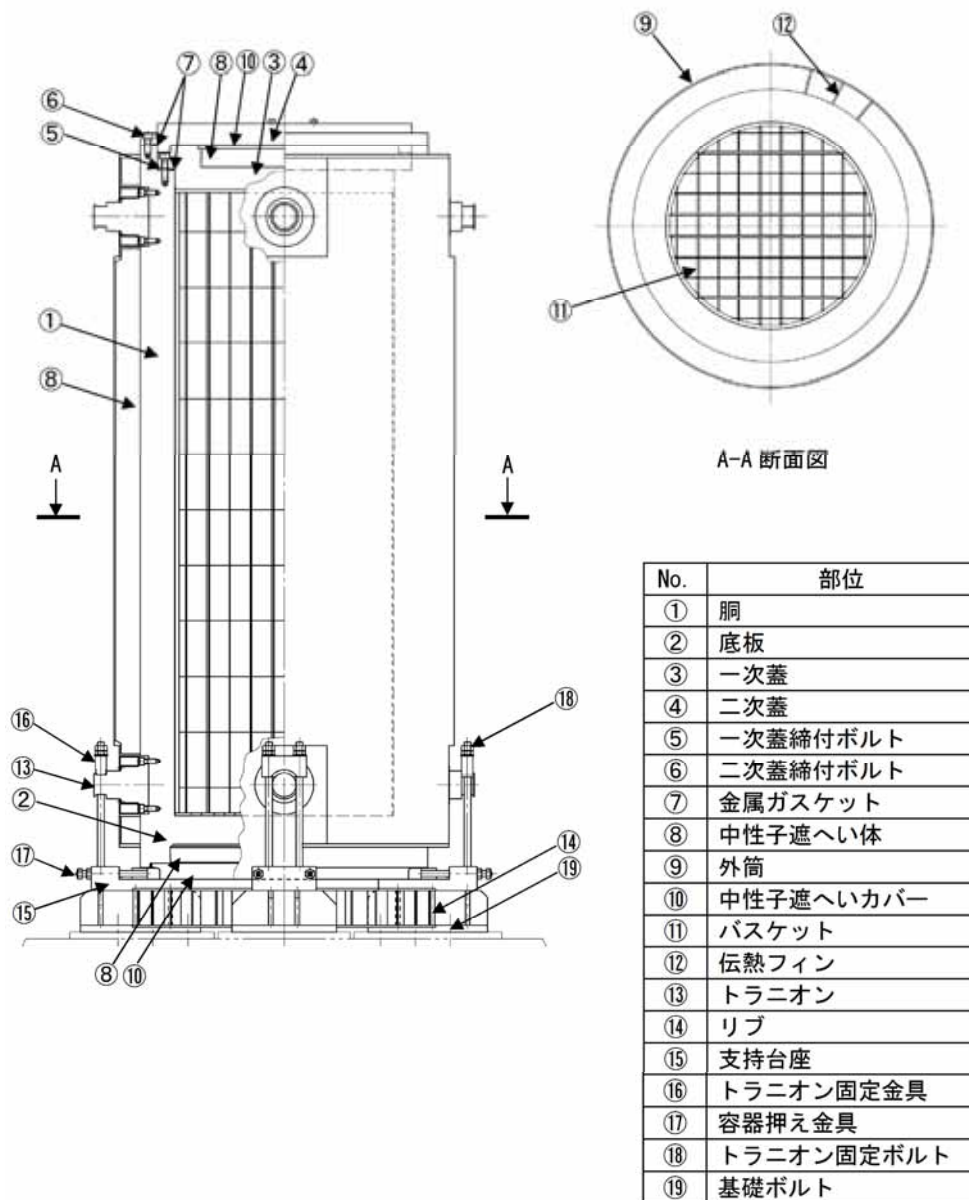
*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

*2: 22号機は欠番

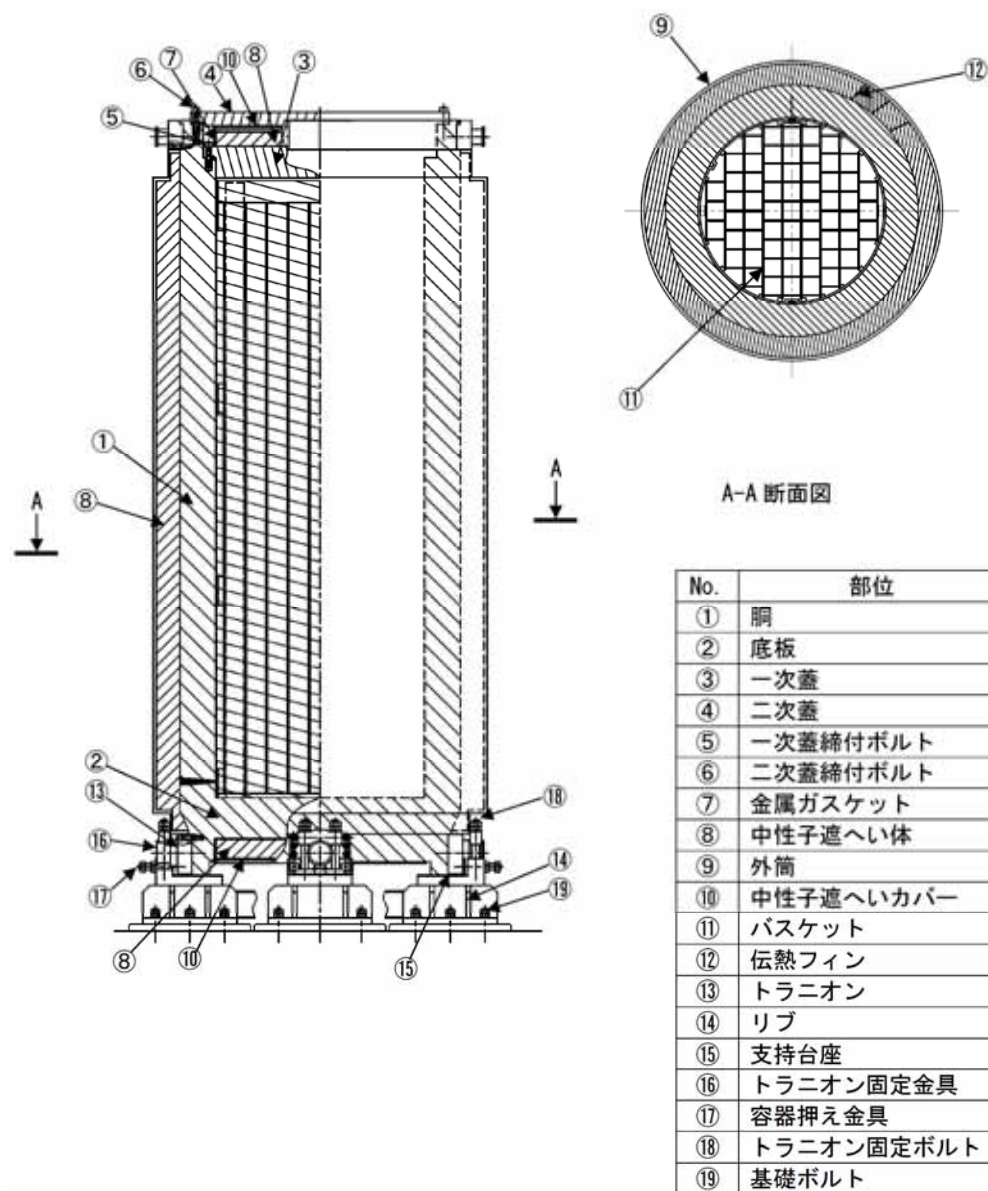
*3: 新規に設置される機器



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (1~15, 23, 24号機)



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (16, 17号機)



使用済燃料乾式貯蔵容器構造図 (18~21号機)

使用済燃料乾式貯蔵容器主要部位の使用材料

部位	材料		
	1～15, 23, 24号機	16, 17号機	18～21号機
内胴, 胴	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
底板	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
一次蓋, 二次蓋	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
蓋締付ボルト(一次, 二次)	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼
金属ガスケット	アルミニウム合金, インコネル	アルミニウム合金, ニッケル合金	アルミニウム, インコネル
中間胴	ステンレス鋼, 炭素鋼	—*1	—*1
ガンマ線遮へい体	鉛	—*2	—*2
中性子遮へい体	レジン	レジン	レジン
外筒	ステンレス鋼, 炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
中性子遮へいカバー	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
バスケット	アルミニウム合金, ボロン添加アルミニウム合金	ステンレス鋼, ボロン添加ステンレス鋼	ステンレス鋼, ボロン添加ステンレス鋼
伝熱フィン	銅	炭素鋼, 銅	銅
トラニオン	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
リブ, 支持台座	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼
トラニオン固定金具	ステンレス鋼	ステンレス鋼	低合金鋼
容器押え, 金具トラニオン固定ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼
基礎ボルト	低合金鋼	低合金鋼	低合金鋼

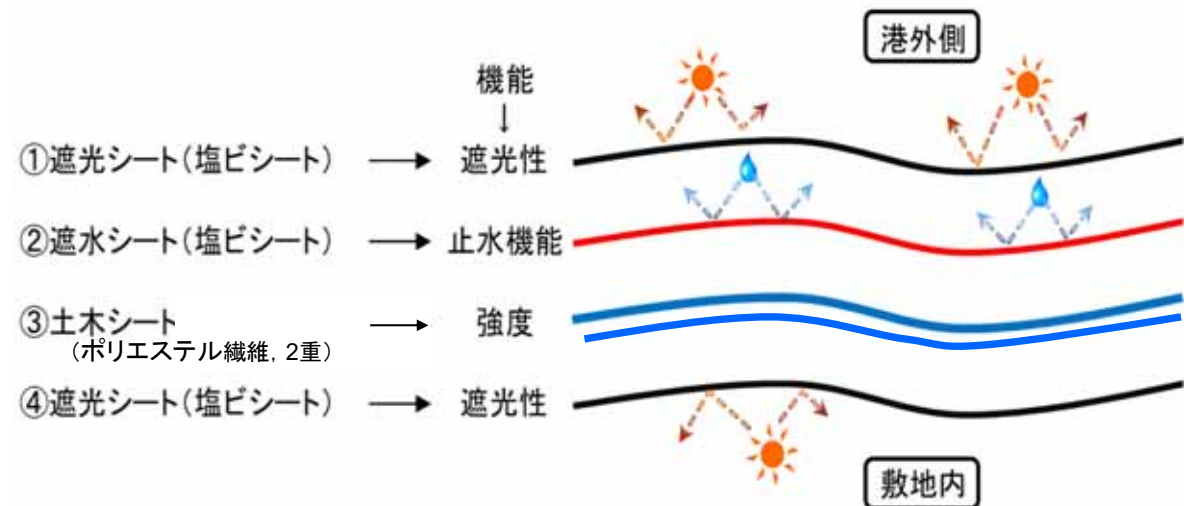
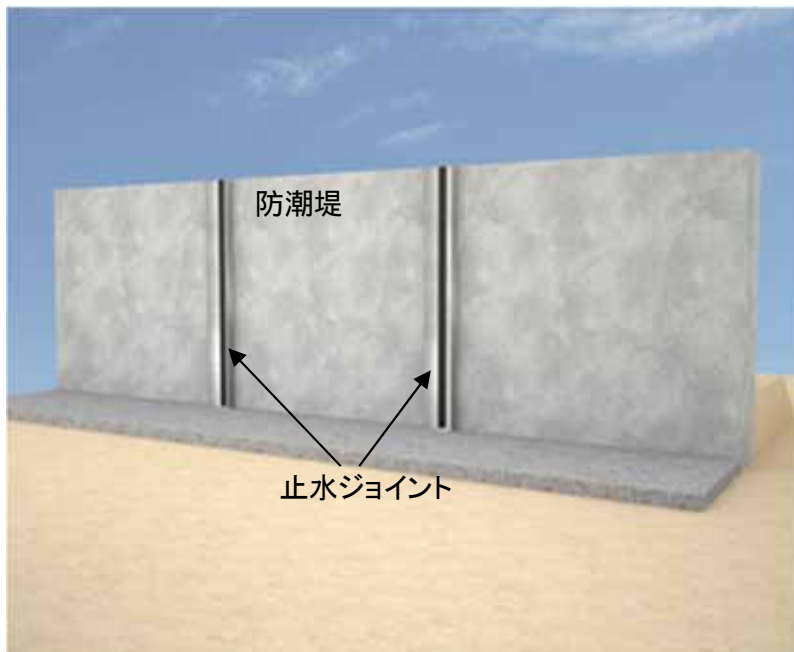
*1:16, 17, 18～21号機に中間胴はない

*2:16, 17, 18～21号機のガンマ線遮へい体に相当するものは胴, 外筒及び底板

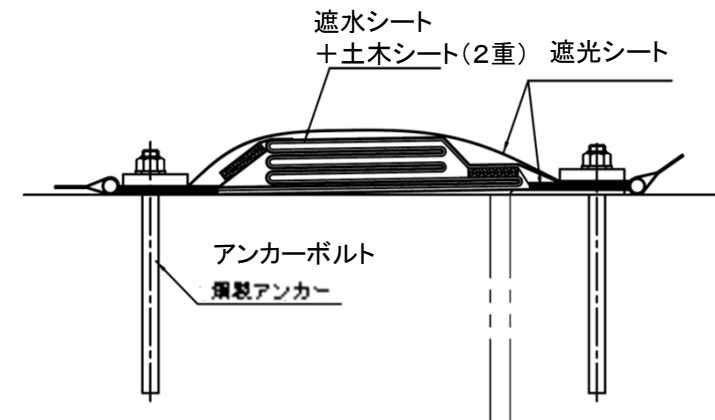
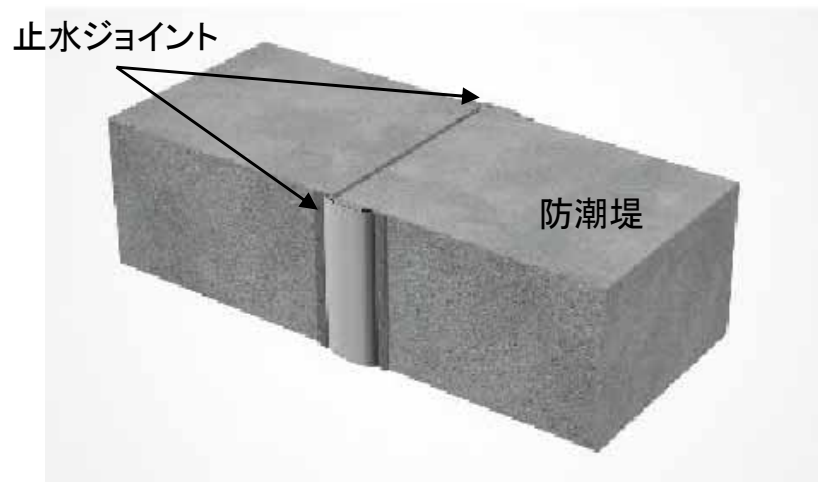
4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水ジョイント概要)



- 止水ジョイントは、地震時における防潮堤の構造上の境界部及び構造物間に生じる相対変位に対して追随し、かつ津波時の波圧に対応できる仕様であり、防潮堤内への津波の有意な漏えいを生じさせない構造としている。
- 止水ジョイントは、遮水シートと土木シートを折り畳み、その両側を遮光シートで保護した多層構造である。
- 遮水シートは塩ビシートであり、止水機能を担う。
- 土木シートはポリエステル繊維であり、2重とし、強度を担う。
- 遮光シートは塩ビシートであり、紫外線による劣化から保護する。遮水シートと土木シートのそれぞれの外側を構成する。



- 止水ジョイントは、防潮堤の堤内側及び堤外側の2か所に設置する。2か所に設置することから交換作業時においても津波防護機能を保持することができる。
- 両端部をアンカーボルトを用いて固定する。

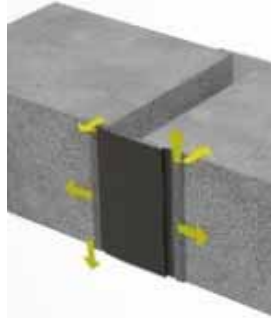

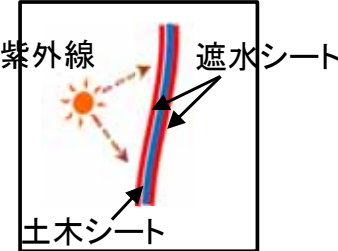


4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(1/6)



【止水ジョイントの試験概要】

- 地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認する。(①引張試験)
- 津波時+余震時に相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認する。(②耐圧試験)
- 土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認する。(③耐候性試験)

試験目的	地震時	津波時+余震時	耐候性試験装置	
	 <p>地震によって生じる相対変位に対し、シートが展開し、その余長によって変位に追従することを確認。</p>	 <p>相対変位と波力に対して、シートが展開し、所定のシート強度を確保できるだけ撓むことにより、止水機能を保持することを確認。</p>	 <p>土木シートを遮水シートに包んだ状態で促進耐候試験機に入れ、15年相当の試験期間放置後の土木シートの引張強度を確認。</p>	
	変位追従性の確認	①引張試験	—	—
	止水性の確認	—	②耐圧試験	—
耐久年数の確認	—	—	③耐候性試験	

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(2/6)



【止水ジョイントの許容限界】

- ・ 防潮堤の構造上の境界部および構造物間の相対変位量を解析により算定
- ・ 算定した最大相対変位量は止水ジョイントの許容限界以下であることを確認した。

評価項目	許容限界
止水ジョイント(遮水シート, 土木シート)	相対変位: 2m

【試験条件】

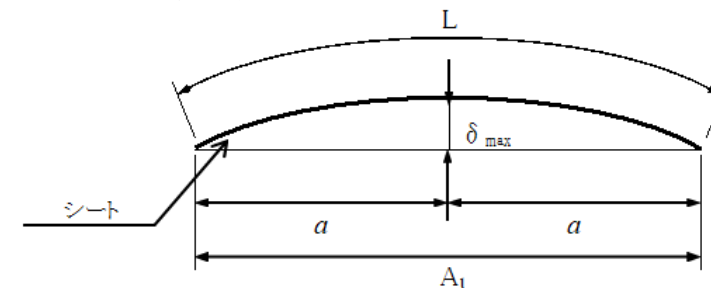
試験水圧

- ・ 津波の最大遡上高さとして設置地盤高さの差の1/2を浸水深として朝倉式から基準津波時および敷地に遡上する津波時の波圧を算定
- ・ 算定結果を用いて保守的に試験時の水圧を設定
基準津波時: 0.26MPa 敷地に遡上する津波時: 0.55MPa

引張荷重

- ・ 作用する引張力が最大となるのは、敷地に遡上する津波時の防潮堤天端部のシートジョイントの開きが許容限界 (2m) に達した時である。
- ・ その際の引張力を算定し、試験時の引張荷重は188.18kN/m (56.45kN/30cm) とする。

$$T_s = \frac{W \cdot a}{2 \cdot \delta_{\max}} \cdot \sqrt{a^2 + 4 \cdot \delta_{\max}^2}$$



シートジョイントの引張荷重の算定概要

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(3/6)



【試験方法および結果】

①引張試験

- 防潮堤の構造上および構造物間の最大相対変位は止水ジョイントの許容限界以下であり、津波時に想定される最大波圧が作用時に最大張力が作用する。
- 止水ジョイントの両端の固定部は、ボルト径、設置間隔の実際の設置状態を模擬している。
- 試験は、最大張力荷重(56.45kN/30cm)を10回繰り返し載荷と10回繰り返し載荷後同荷重を10分間継続して載荷することで行った。
- 載荷後、供試体に有意な漏えいを生じない変形に留まることを確認した。

引張荷重(kN/30cm)	載荷方法	変形	判定
56.45	10回繰り返し載荷	無	良
56.45	10回繰り返し載荷後10分間継続して載荷	無	良

②耐圧試験

- 直径300mmの筒状の止水ジョイント(遮水シートを内側、土木シートを外側)を円筒状鋼管に取り付け、両端部を固定した状態で、鋼管と止水ジョイントの間に水圧を負荷する。
- 水圧は基準津波時(0.26MPa)および敷地に遡上する津波時の波圧(0.55MPa)とする。
- 加圧中および10分以上加圧後において止水ジョイントからの有意な漏えいがないことを確認した。

負荷水圧(MPa)	加圧保持時間	漏えい	判定
0.26	10分以上	無	良
0.55	10分以上	無	良

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(4/6)



③耐候性試験

(試験の目的)

- ・防潮堤に設置される止水ジョイントの経過に対して、各々の部材の劣化状況を確認し、耐用年数について検討
- ・止水ジョイントの耐用年数に基づき、維持管理方針を設定

(試験方法)

- ・止水ジョイントの耐候性試験は、紫外線及び降雨に露出される遮光シートと津波の波圧に対して強度を発揮する土木シートに対して行う。
- ・試験体は、遮光シートによって土木シート(ポリエステル繊維, 2重)を包んだ(19cm×20cm×厚さ2cm)もの
- ・試験体に紫外線を照射することにより劣化程度を評価する促進耐候性試験と、促進耐候性試験実施後の土木シートの強度変化を測定する引張強さ試験を実施
- ・促進耐候性試験時間は、特殊光源ランプによる照射時間と屋外暴露経過時間との関係から求めた試験時間に安全率1.5を乗じることにより設定
- ・促進耐候性試験は「膜材料の品質及び性能試験方法」(社)日本膜構造協会)に準じて実施
- ・引張強さ試験はJIS L 1096に準じて実施

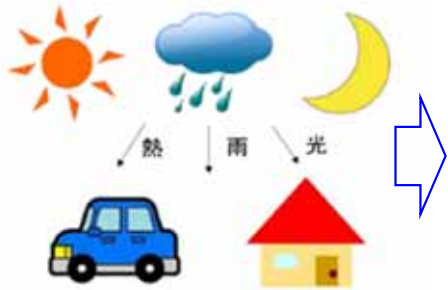
促進耐候性試験諸元	
使用機種	スーパーUVテスター
放射照度	1500 (W/m ²)
ブラックパネル温度	63±3 (°C)
槽内湿土	50±5 (%)
水スプレー	120分中18分間降雨
試験時間(15年経過相当)	540 (hr)

引張強さ試験諸元	
試料名	土木シート (#800, 2重)
試験試料幅	30 (mm)
引張速度	200 (mm/min)
標線間	200 (mm)
試験供試体	3個

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 止水ジョイントの設計評価(5/6)



①促進耐候性試験

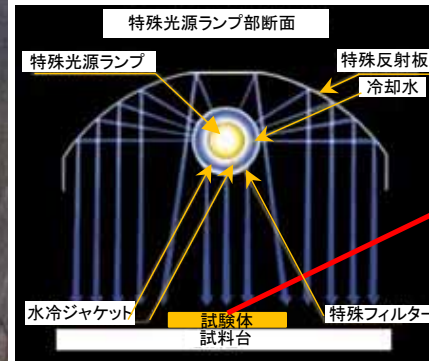


促進耐候性試験概念図



促進耐候性試験機(スーパーUVテスター, 光源装置)

特殊光源ランプにて紫外線を試験体に照射するとともに、降雨状態を考慮して一定時間間隔で水分を噴霧



促進耐候性試験の試験体
(土木シートを遮光シートで包んでる状態)

②引強さ試験 (①試験実施後の土木シート試験体を使用)



土木シート引張試験供試体(タテ, ヨコ)作成前



引張強度試験実施

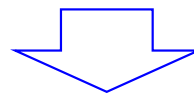
促進耐候試験後の土木シートを
タテ, ヨコ方向に引張り, 強さを計測

止水ジョイントの耐候性試験試験結果

促進耐候性 試験時間	供試体数(個)		①促進耐候性試験結果 (遮光シート)	②引張強さ試験結果(土木シート)
				平均値 (N/3cm)
オリジナル (新品)	タテ	3	—	18,652
	ヨコ	3	—	17,307
540時間 (15年相当)	タテ	3	破損無	18,904
	ヨコ	3	破損無	19,392

⇒促進耐候性試験(540時間, 15年相当)は, 劣化等による破損は無かった。

⇒促進耐候性試験後の土木シートのタテ及びヨコの引張強さは, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかった。



止水ジョイント(シートジョイント)は, 紫外線及び降雨を考慮した耐候性試験(15年相当)の結果, 破損も無く, オリジナル(新品)の平均値と比較して低下は見られなかったことから保守的に耐用年数は15年と設定した。

4. その他の経年劣化関連事項－鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁止水シート経年劣化 (止水シート(シートジョイント)交換等メンテナンス)



- 止水ジョイントの耐候性試験結果, 15年経過しても健全であることが確認できた。
- この試験結果を基に, 止水ジョイントの維持管理方針は以下の通りとする。

【止水ジョイントの維持管理方針】

- ・耐用年数を15年と設定したことから交換は15年に1回を基本

- ・しかし, 定期的に目視により点検を実施

- * 止水ジョイントは防潮堤の堤外側と堤内側の両面に設置している。交換時は片面を残した状態での作業を行うことから, 万が一, 津波が襲来しても, 津波が敷地内に浸入することはない。

- * 止水ジョイントの交換は, 防潮壁のアンカーボルトに取り付けたナットを外してシートを取り替える作業であり, この作業で防潮壁の躯体に影響を与えることはない。

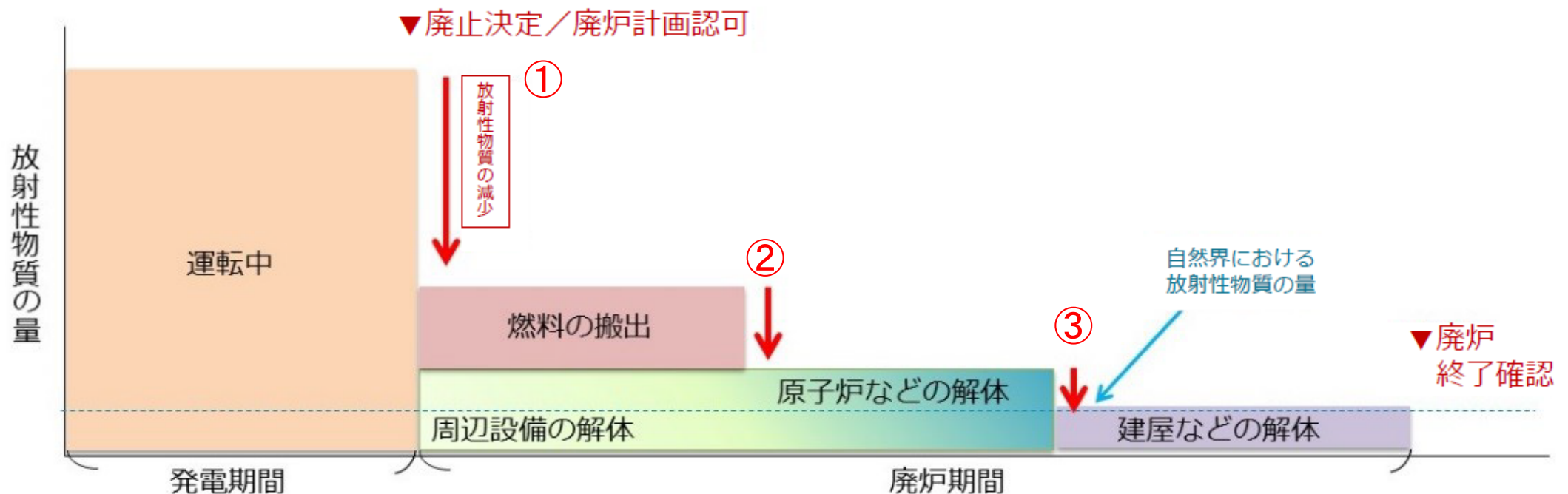
4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の違い)



○原子力発電所の運転段階と廃止措置段階の主な違いとして、**廃止措置段階では原子炉を運転することがなく、廃止措置の進捗に伴い放射性物質の総量*が減少していくことが挙げられる。**

* 事故時のリスクに関係

- ① 運転中と比べて**放射性物質の量は大幅に減少**
- ② 使用済燃料プールからの使用済燃料等の**搬出により放射性物質は更に減少**。燃料搬出後は**核燃料による事故の危険性が消失**
- ③ 廃止措置のプロセスが進むに従い、**周辺設備や原子炉などの解体により放射性物質の量は段階的に低減し、最終的な放射性物質の量は自然界と同化**



IAEA safety assessment for decommissioning annex I , Part A "Safety Assessment for Decommissioning of Nuclear Power Plant" を基に作成

出典: 経済産業省資源エネルギー庁HP「原子力発電所の「廃炉」、決まったらどんなことをするのか?」抜粋, 一部加筆

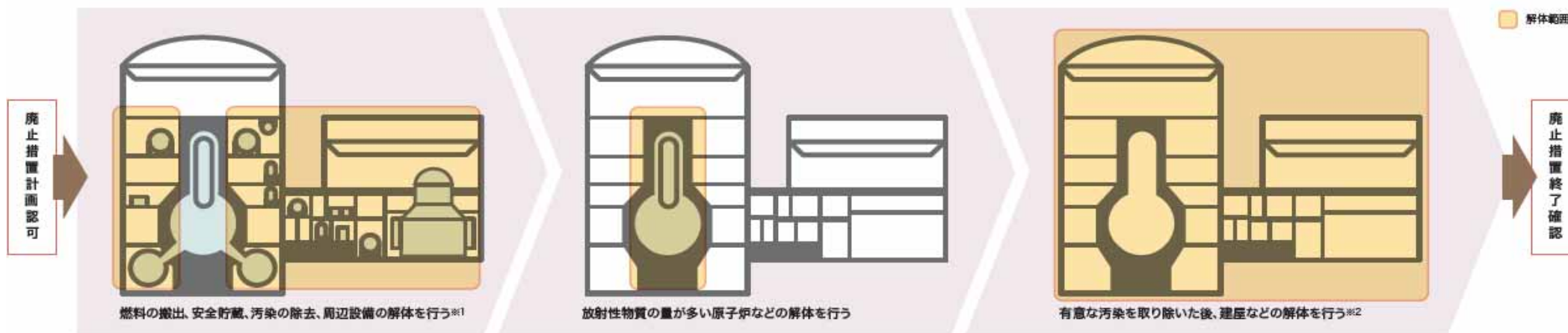
4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (原子力発電所の廃止措置の実施手順)



○原子力発電所の廃止措置の基本的な実施手順は以下のとおりであり、概ね20年～30年程度をかけて段階的に実施していく流れとしている。

<原子力発電所の廃止措置の基本的な手順>

- ① 使用済燃料等の冷却を維持しながら、順次、施設外に搬出
 - ② 安全貯蔵期間を確保して放射性物質の量を減衰。配管内等に付着した放射性物質の除去。放射性物質の少ない周辺設備の解体
 - ③ 安全貯蔵期間後、放射性物質の量が多い原子炉等の解体
汚染を取り除いてから建屋等全体を解体
- } 廃止措置工程：
概ね20年～
30年程度



※1 安全貯蔵中に周辺設備解体を行わないケースもある ※2 廃止措置終了確認までに、核燃料物質の搬出し、核燃料物質によって汚染された物の廃棄を行う

燃料の搬出、安全貯蔵、
汚染の除去、周辺設備の解体

放射性物質の量が多い
原子炉などの解体

有意な汚染を取り除いた後、
建屋などの解体

出典：電気事業連合会HP「原子力発電所の廃止措置」
抜粋、一部加筆

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (東海第二発電所の廃止措置期間中の施設・運用管理の維持)



○東海第二発電所は、廃止措置実施方針に基づき、**所外の周辺公衆及び所内の放射線業務従事者の被ばく低減を目的として**、廃止措置期間中の各段階に応じて必要な安全措置を図っていく。

- ・施設の維持管理(①) : 放射性物質の閉じ込め, 使用済燃料の冷却, 放射線の監視等
- ・運用管理の実施(②) : 発電所の安全対策(①の担保及び核物質防護)

○廃止措置の実施に先立ち、予め**廃止措置中の平常時被ばく線量を評価**する。

①東海第二発電所で廃止措置中も維持管理を行う主な対象施設

発電所の施設, 設備	具体的な設備例	廃止措置中に維持管理する機能・性能
放射性物質を内包する系統・設備を収納する建屋	原子炉圧力容器 原子炉建屋	・放射性物質の漏えい防止 ・放射線の遮蔽
使用済燃料貯蔵施設 核燃料物質取扱設備	使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系 燃料取扱装置	・使用済燃料の臨界防止・遮蔽 ・使用済燃料の浄化・冷却 ・使用済燃料の落下防止
放射線管理施設	各種放射線モニタ モニタリングポスト	・所内の放射線監視及び放射線管理 ・環境への放射性物質の放出管理
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機	・使用済燃料貯蔵施設等への電源供給

②東海第二発電所で廃止措置中も安全対策として実施する主な運用管理

項目	運用管理
放射線被ばく管理	・管理区域の区分, 立入制限等, 保安のために必要な措置
放射線監視, 管理	・廃止措置対象施設からの放出管理モニタリング及び周辺環境モニタリング
核物質防護, 妨害破壊行為対策	・廃止措置対象施設への第三者の不法な接近を防止する措置

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (東海第二発電所の廃止措置期間中の事故発生時の影響評価)

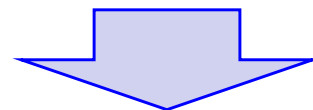


【事故時の発電所外への影響抑制の確認】

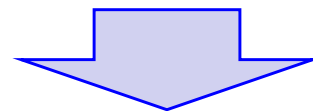
- 東海第二発電所の廃止措置過程においては、前項に示した**廃止措置期間中の平常時被ばく評価**に加えて、放射性物質が環境に放出され得るような事故を想定した場合でも、**発電所外の周辺公衆に著しい放射線被ばくを与えない**ことを確認しておく。
- 将来、廃止措置の断面で、具体的な事故の想定、影響評価等を実施していく。

① 原子力発電所の廃止措置段階において、作業中の過失や機器の故障、自然災害等による事故を想定

- ・廃止措置作業中の過失、機械又は装置の故障
- ・地震、火災その他の災害



② 事故の影響評価に当たっては、廃止措置の進捗に伴い解体対象施設の状況、解体工法及び内包する放射性物質質量に応じて想定される事故は変わり得るため、その内容を反映した評価を実施



③ 想定事故について、放射性物質の放出量と被ばく影響評価を行い、廃止措置が**発電所外の周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない**ことを示す。

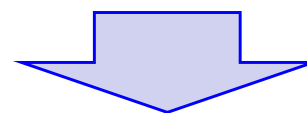
4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (廃止措置期間中の発電所施設の維持管理・保全計画)



【施設・設備の機能維持方針】

○前項までに示した、廃止措置期間中も維持管理を行う発電所施設・設備については、それぞれの各廃止措置段階で必要な期間中にわたり、必要な機能及び性能を維持管理していく。

- ・保全による設備の健全性維持として、廃止措置期間中の経年劣化を考慮した場合の、これらの維持管理対象設備の機能及び性能の担保については、各設備に対して保全の計画を定め、適切な頻度で定期的な点検・補修等を行うことにより、健全性を確認・維持していく。
- ・発電所の運用ルールとして、これらの維持管理対象設備の扱いについては、廃止措置段階の発電所の保安規定で管理方法を定め、これに基づき実施していく。



これらの方針に基づき廃止措置を実施することで、発電所の運転期間終了後も、廃止措置期間中にわたり発電所の安全性を適切に確保することが可能となる。

4. その他の経年劣化関連事項－運転終了後の発電所の健全性確保 (参考)



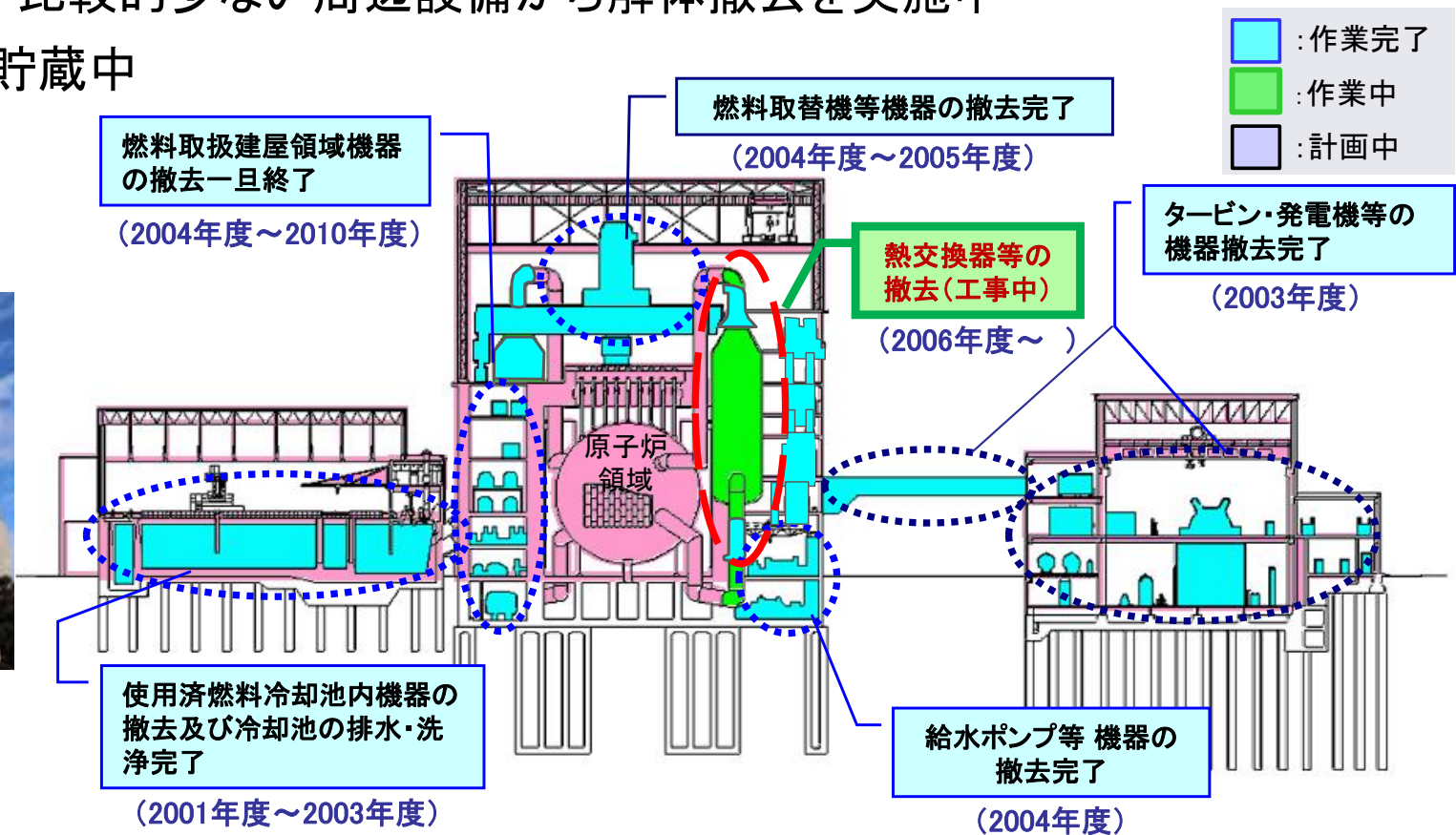
【東海発電所における廃止措置の実施状況】

○東海第二発電所に隣接する東海発電所は、国内発の商用原子力発電所であり、1998年に営業運転を終了し、現在、当社が廃止措置を行っている。

- ・すべての使用済燃料について発電所外への搬出を完了済み
- ・放射能を含まない／比較的少ない周辺設備から解体撤去を実施中
- ・原子炉領域は安全貯蔵中



東海発電所



○東海発電所では、これまでの約20年間に渡る廃止措置期間中においても、**発電所の安全性を適切に確保しながら**、解体撤去作業を継続している。

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第11回)
ご説明資料

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第23回)
敦賀発電所2号機審査資料の不適切事
案による東海第二発電所への影響確認
により一部修正(2023年3月29日)

東海第二発電所

事故対応基盤について (通信連絡設備への対応)

平成30年11月19日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1 . 福島第一原子力発電所事故の教訓	2-6- 3
2 . 通信連絡設備の主要な変更	2-6- 4
3 . 通信連絡設備の概要	2-6- 5
4 . 新たな安全対策	2-6- 7
5 . まとめ	2-6-11
補足説明資料 事故対応基盤について(通信連絡設備への対応)	

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓

【事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な放射性物質の放出

電源喪失により通信連絡設備が使用できなくなり、現場との情報連絡が困難な状況となった。

統合原子力防災ネットワークの通信機器の電源喪失及び通信回線の故障によりプラントデータの伝送が停止した。

代替電源(交流、直流)の確保

衛星系回線の整備

事故当時、統合原子力防災ネットワークの通信回線は地上系(有線系)のみであった。

2. 通信連絡設備の主要な変更

対応方針	従来の方策	新たな方策	備考
代替電源 (交流、直 流)の確保	非常用所内電源又は無停電電源(蓄電池を含む)から電源供給	重大事故等対処設備には、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急時対策所用発電機、充電電池又は乾電池による給電を追加	新規 (2-6-7) (2-6-8)
衛星系回 線の整備	統合原子力防災ネットワークの通信回線は地上系(有線系)のみ	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備について、地上系に加えて衛星系回線を整備し多様性を確保	新規 (2-6-7) (2-6-8)

3. 通信連絡設備の概要 (1 / 2)



通常時及び重大事故等発生時の発電所の内外の通信連絡設備として、以下の設備を設置又は保管する。

- 警報装置 : 事故等が発生した場合に、発電所内の**建屋内外の者への避難の指示**を行う。
- 通信設備(発電所内) : 中央制御室、緊急時対策所から**建屋内外の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡**を行う。
- SPDS : 中央制御室から**緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送**する。
- 通信設備(発電所外) : 発電所内から**発電所外の必要箇所への事故の発生等に係る連絡**を行う。
- データ伝送設備 : 発電所内から**発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送**する。

社内				社外		
所内				所外		
現場(屋外)	現場(屋内)	中央制御室	緊急時対策所	本店(東京)	国	地方公共団体
通信設備(発電所内)						
警報装置						
送受信器(ページング)【有線】						
無線連絡設備(固定型、携帯型)【無線】						
携帯型有線通話装置【有線】						
通信設備(発電所外)						
電力保安通信用電話設備(FAX)【有線、無線】						
電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)【有線、無線】						
衛星電話設備(固定型、携帯型)【衛星】						
加入電話設備(加入電話機・FAX)【有線、衛星】、加入電話設備(PHS端末)						
テレビ会議システム(社内)【有線、衛星】				新設		
統合原子力防災ネットワーク(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX)【有線、衛星】						
専用電話設備(ホットライン)【有線】						
SPDS						
安全パラメータ表示システム(SPDS)【有線、無線】						
データ伝送設備				新設		
緊急時対策支援システム(ERSS)【有線、衛星】						

2-6-5 □ : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

3. 通信連絡設備の概要 (2 / 2)



発電所の内外の通信連絡設備の配備数は以下のとおり。

		発電所内の配備数 ¹	必要台数 ²	
警報装置	送受話器(ページング)	約280台		
	無線連絡設備	無線連絡設備(固定型)	3台	
無線連絡設備(携帯型)		19台(予備1台)	5台	
通信設備(発電所内)	携帯型有線通話装置	15台(予備2台)	12台	
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	約180台	
PHS端末		約300台		
FAX		2台		
衛星電話設備	衛星電話設備(固定型)	8台	4台	
	衛星電話設備(携帯型)	11台(予備1台)	2台	
通信設備(発電所外)	加入電話設備	加入電話機	10台	
		加入FAX	2台	
	テレビ会議システム(社内)		2台	
	統合原子力防災ネットワーク	IP電話	6台	6台
		IP-FAX	3台	3台
		テレビ会議システム	1台	1台
	専用電話設備	専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体向)	1台	
SPDS	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDSデータ表示装置	1台(予備1台)	
データ伝送設備	緊急時対策支援システム(ERSS)			

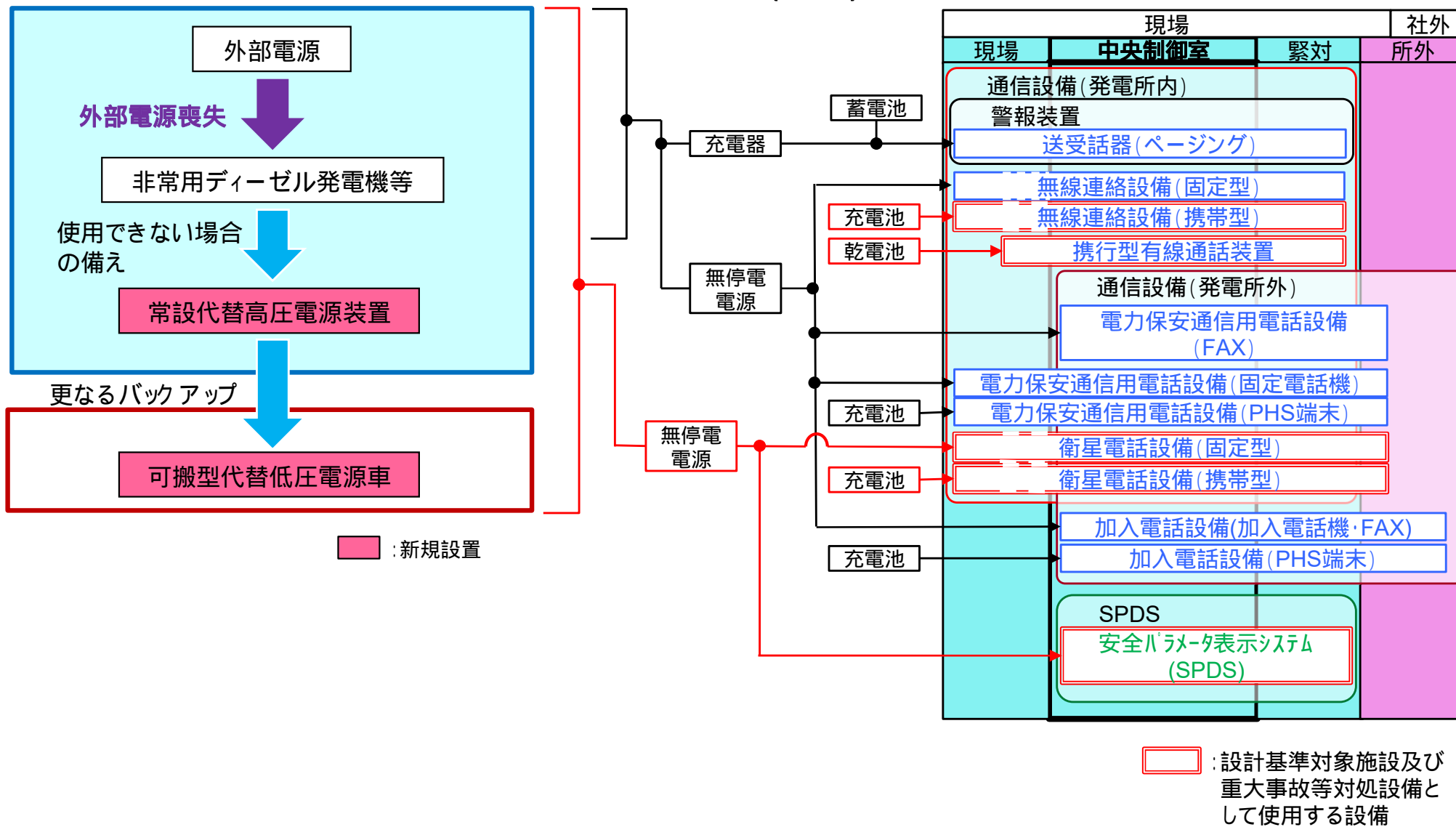
1台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

2設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備(□)に対し、重大事故等対処時の人員配置等を踏まえて設定

4. 新たな安全対策 電源供給の多様化 (1 / 2)



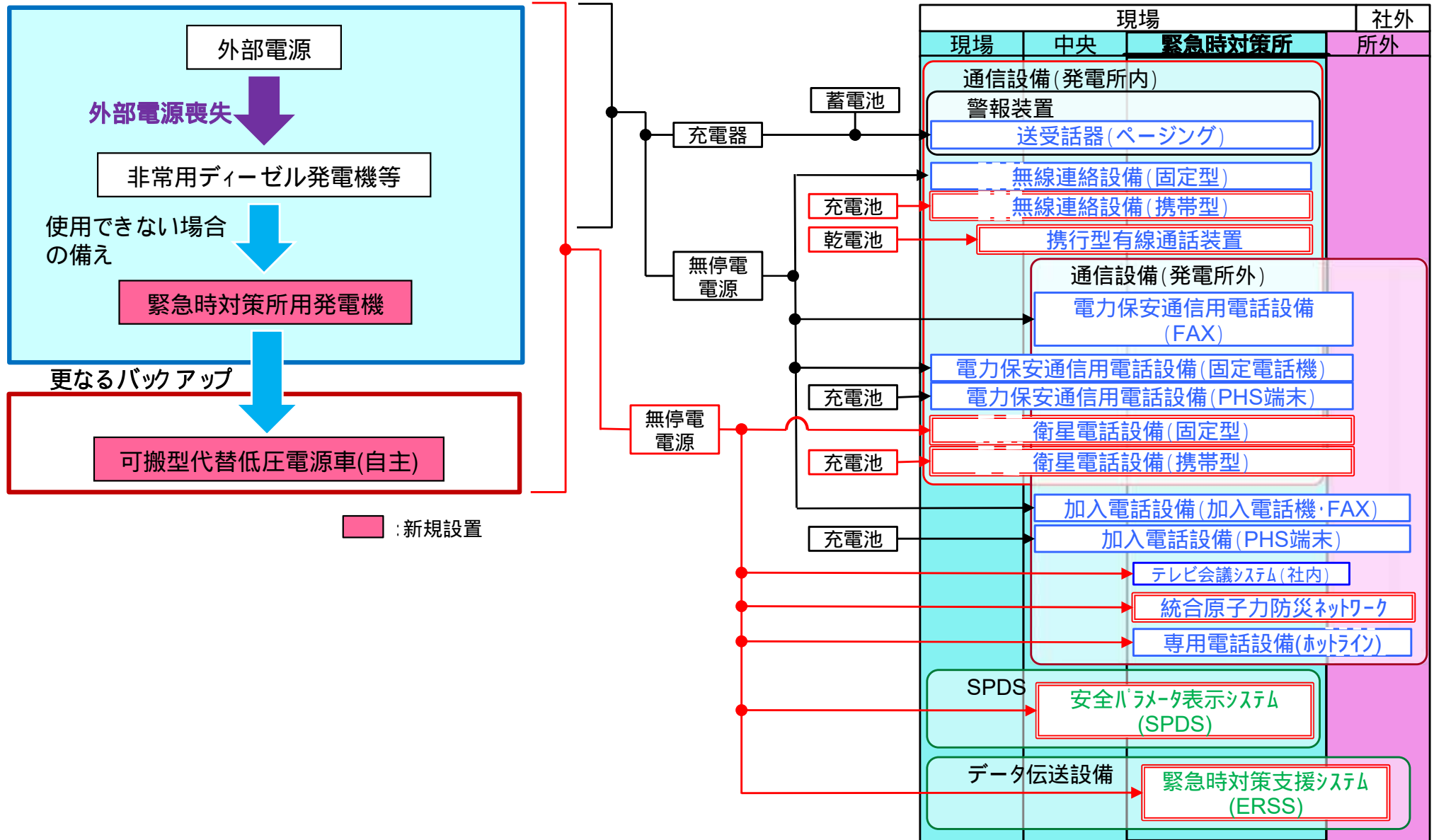
中央制御室で重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備には、**代替電源設備からの電源供給を確保**することで通信連絡設備の信頼性を向上 (新規)



4. 新たな安全対策 電源供給の多様化 (2 / 2)



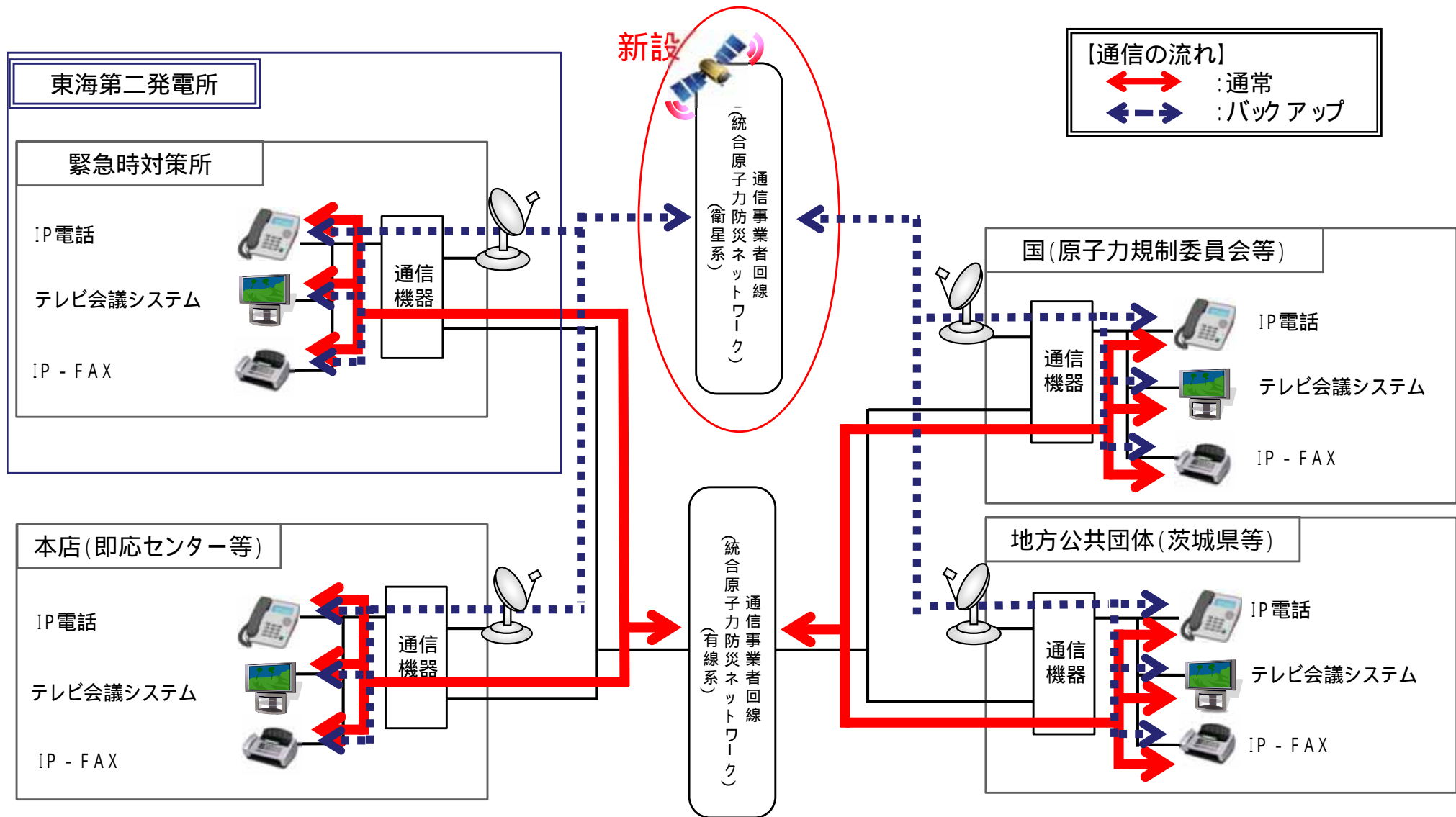
緊急時対策所で重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備には、**緊急時対策所用発電機等の代替電源設備からの電源供給を確保**することで通信連絡設備の信頼性を向上 (新規)



■ : 新規設置

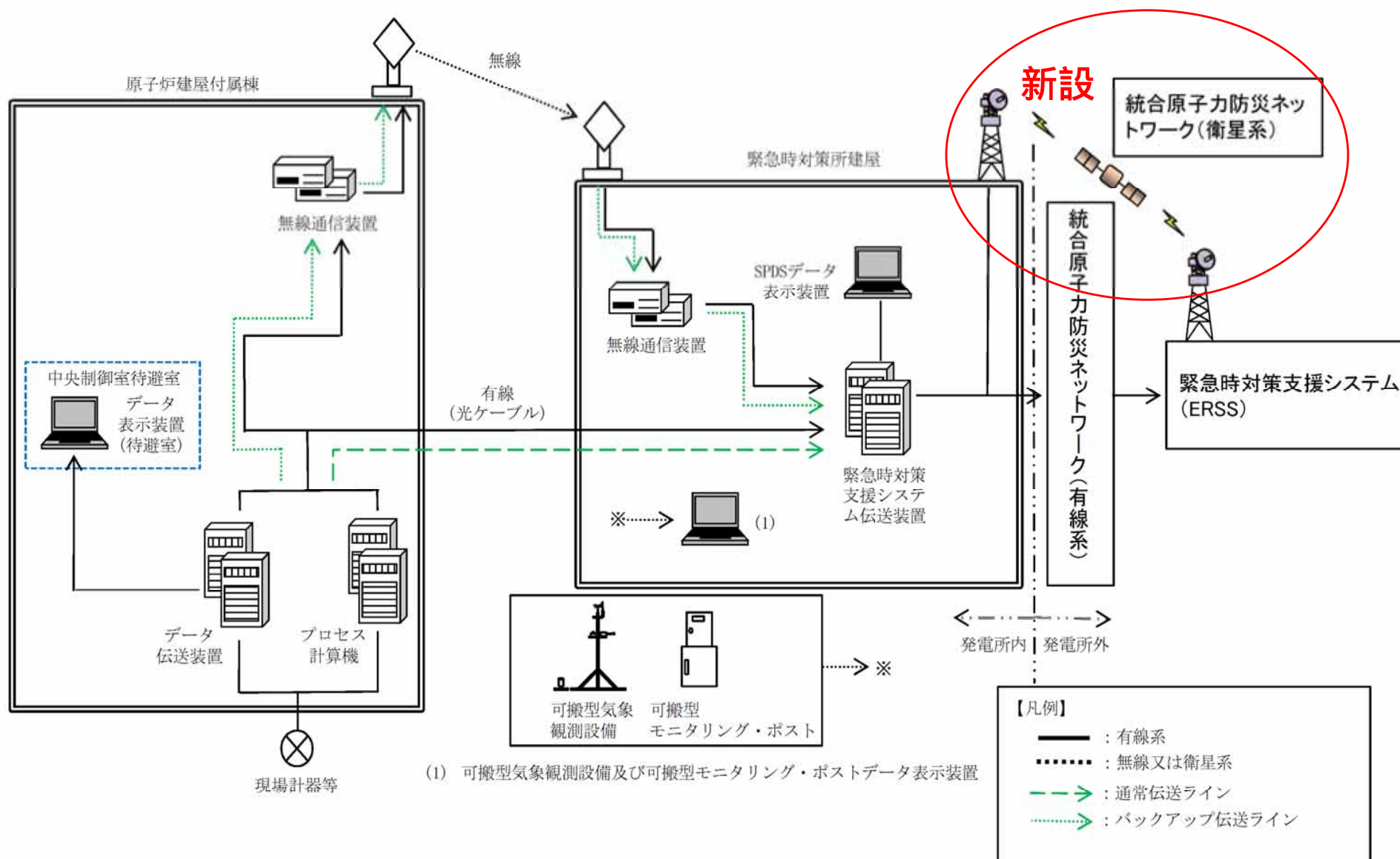
4. 新たな安全対策 通信回線の多様化(1 / 2)

統合原子力防災ネットワークの通信回線に衛星系回線を追加



4. 新たな安全対策 通信回線の多様化(2 / 2)

統合原子力防災ネットワークの通信回線に衛星系回線を追加



- ◆ 常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車，緊急時対策所用発電機等の新設により電源を多様化し，外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が使用できない場合においても，発電所内外との通信連絡機能を確保することにより，通信連絡設備の信頼性を向上
- ◆ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備について，地上系に加えて衛星系回線を整備し多様性を確保することにより，通信連絡設備の信頼性を向上

これらの対策により、重大事故等が発生した場合においても、発電所内外の必要箇所との通信連絡が確実に行えることを確認している。

(補足説明資料 事故対応基盤について(通信連絡設備への対応))

補足説明資料 目 次

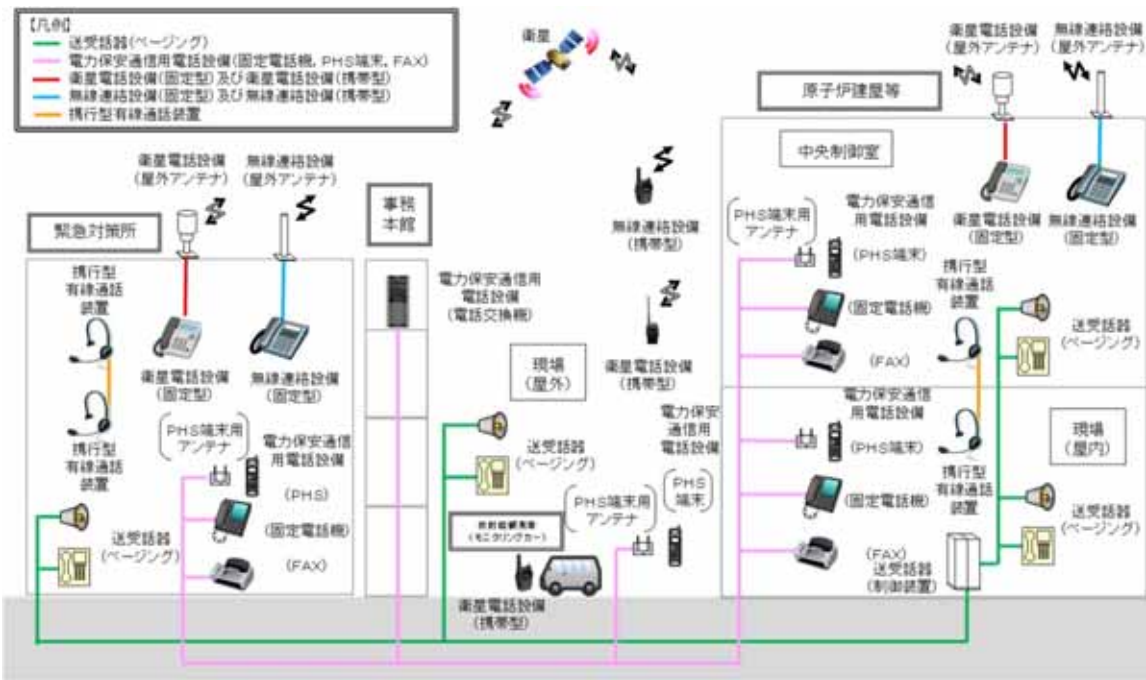
1. 通信連絡設備に係る基準適合方針	2-6-14
--------------------------	--------

1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(1 / 8)



設置許可基準規則 第三十五条 (通信連絡設備)	適合方針
<p>(通信連絡設備)</p> <p>第三十五条 工場等には,設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう,警報装置(安全施設に属するものに限る。)&及び多様性を確保した通信連絡設備(安全施設に属するものに限る。)を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「通信連絡設備」とは,原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋,タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作,作業又は退避の指示等の連絡を,ブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備をいう。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 中央制御室等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者への操作,作業又は退避の指示等の連絡を行うことができる設備として,警報装置及び多様性を確保した通信設備(発電所内)を設置又は保管する設計とする。 ● 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として,安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する設計とする。

発電所内



通信設備(発電所内)の概要

通信設備(発電所内)の多様性

主要設備	機能	通信回線種別	通信連絡の場所 ¹	
送受話器(ページング)	送受話器(ページング)(警報装置を含む。)	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 中央制御室 ・中央制御室 - 現場(屋内) ・中央制御室 - 現場(屋外) ・緊急時対策所 - 現場(屋内) ・緊急時対策所 - 現場(屋外) ・現場(屋内) - 現場(屋内) ・現場(屋外) - 現場(屋外)
電力保安通信用電話設備	固定電話機	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 中央制御室 ・中央制御室 - 現場(屋内) ・中央制御室 - 現場(屋外) ・緊急時対策所 - 現場(屋内) ・現場(屋内) - 現場(屋内)
	PHS端末	電話	有線系 / 無線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 中央制御室 ・中央制御室 - 現場(屋内) ・中央制御室 - 現場(屋外) ・緊急時対策所 - 現場(屋内) ・緊急時対策所 - 現場(屋外) ・現場(屋内) - 現場(屋内) ・現場(屋外) - 現場(屋外)
	FAX	FAX	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 中央制御室
衛星電話設備	衛星電話設備(固定型), 衛星電話設備(携帯型)	電話	衛星系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 中央制御室 ・緊急時対策所 - 現場(屋内) ・中央制御室 - 現場(屋外) ・現場(屋外) - 現場(屋外)
無線連絡設備	無線連絡設備(固定型), 無線連絡設備(携帯型)	電話	無線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所 中央制御室 ・緊急時対策所 - 現場(屋内) ・中央制御室 - 現場(屋外) ・現場(屋外) - 現場(屋外)
携帯型有線通話装置	携帯型有線通話装置	電話	有線系回線	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室 - 現場(屋内) ・緊急時対策所²

1: 現場(屋内): 原子炉建屋, タービン建屋等

2: 緊急時対策所内で通信連絡を行う。

1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(2 / 8)



設置許可基準規則 第三十五条(通信連絡設備)	適合方針
<p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内(原子炉制御室等)から所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、衛星専用IP電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性(ケーブル及び無線等)を備えた構成の回線をいう</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備(発電所外)を設置又は保管する設計とする。 ● 通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

多様性を確保した音声による通信回線

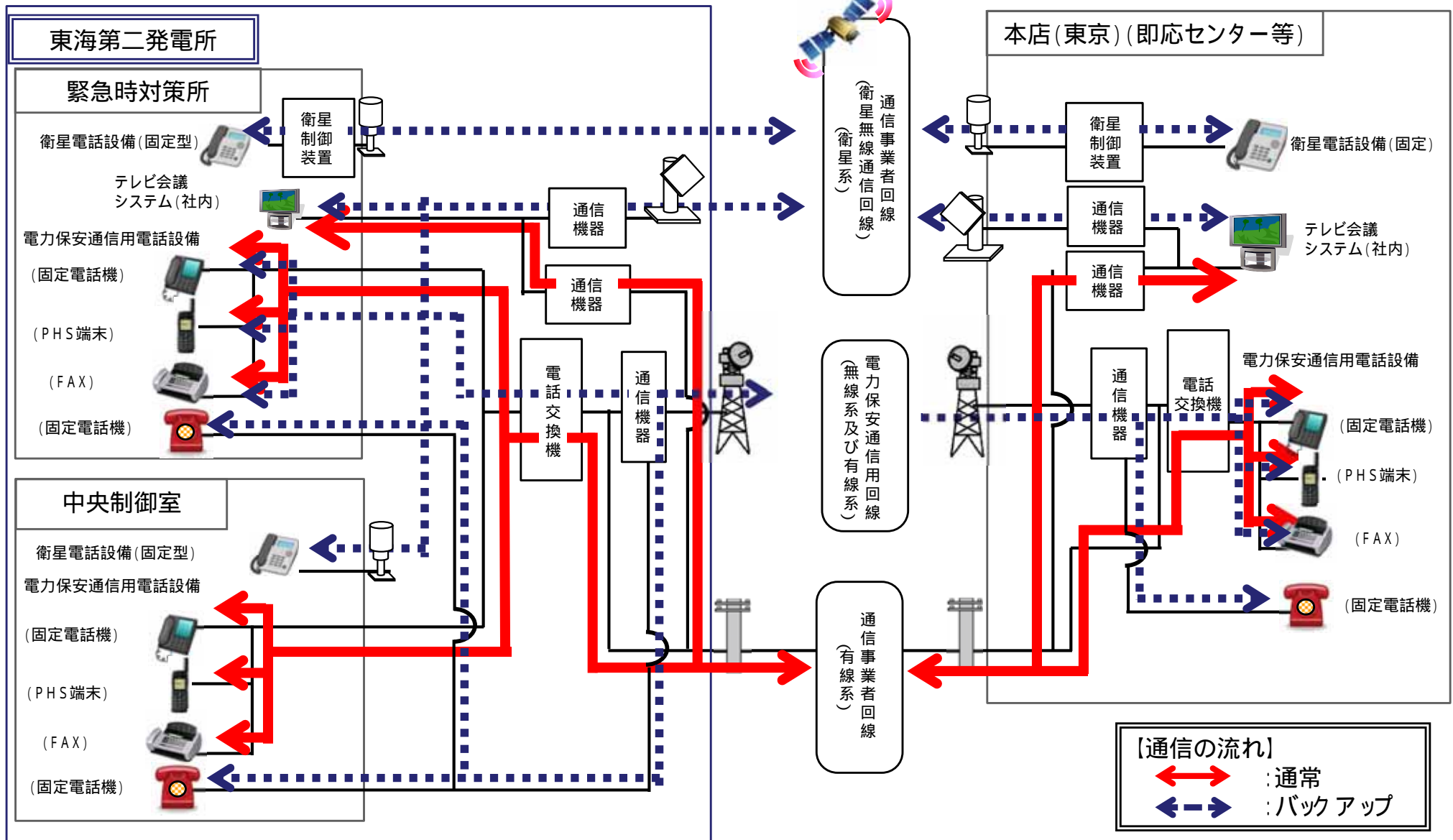
通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限 ¹
電力保安通信用回線	無線系(マイクロ波無線)及び有線系回線	電力保安通信用電話設備 ¹	固定電話機, PHS端末	電話		
			FAX	FAX		
通信事業者回線	有線系回線(災害時優先契約あり)	加入電話設備	加入電話	電話		
			加入FAX	FAX		
	有線系回線(災害時優先契約なし)		加入電話	電話		×
			加入FAX	FAX		×
	有線系回線	テレビ会議システム(社内)	テレビ会議システム(社内)	テレビ会議		
			衛星電話設備	衛星電話設備(固定型)	電話	
衛星系回線		衛星電話設備(携帯型)		電話		
有線系回線	専用電話設備	専用電話(ホットライン)(地方公共団体向)	電話			
通信事業者回線(統合原子力防災ネットワーク)	有線系回線(光ファイバ)	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	IP電話	電話		
			IP-FAX	FAX		
			テレビ会議システム	テレビ会議		
	衛星系回線		IP電話	電話		
			IP-FAX	FAX		
			テレビ会議システム	テレビ会議		

1: 加入電話設備にも接続されており、発電所外への連絡も可能
 2: 通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用 : 専用回線(帯域専有を含む) - : 非専用回線
 ・通信の制限 : 制限なし : 制限のおそれが少ない × : 制限のおそれがある

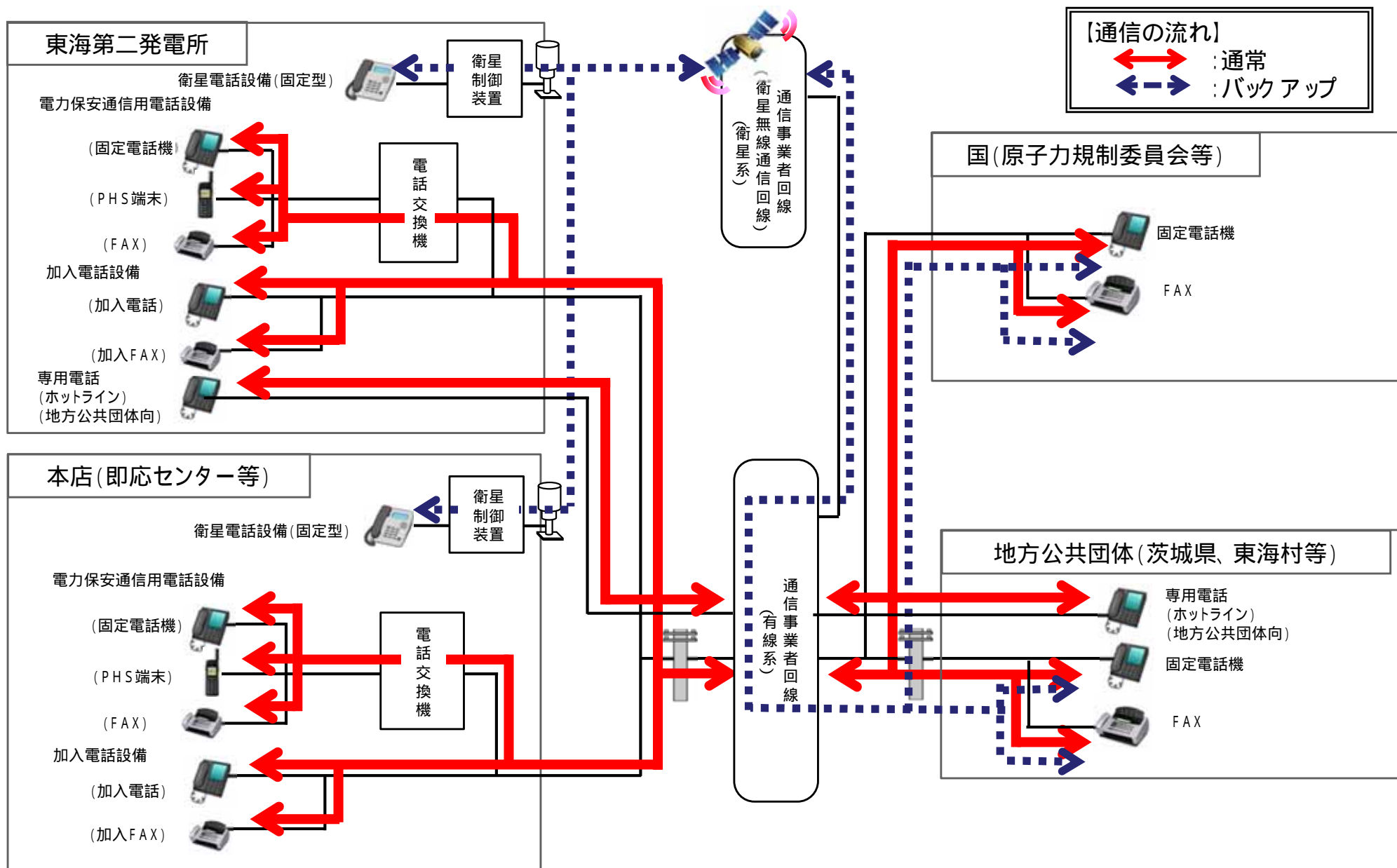
1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(3 / 8)

発電所外(社内関係箇所)



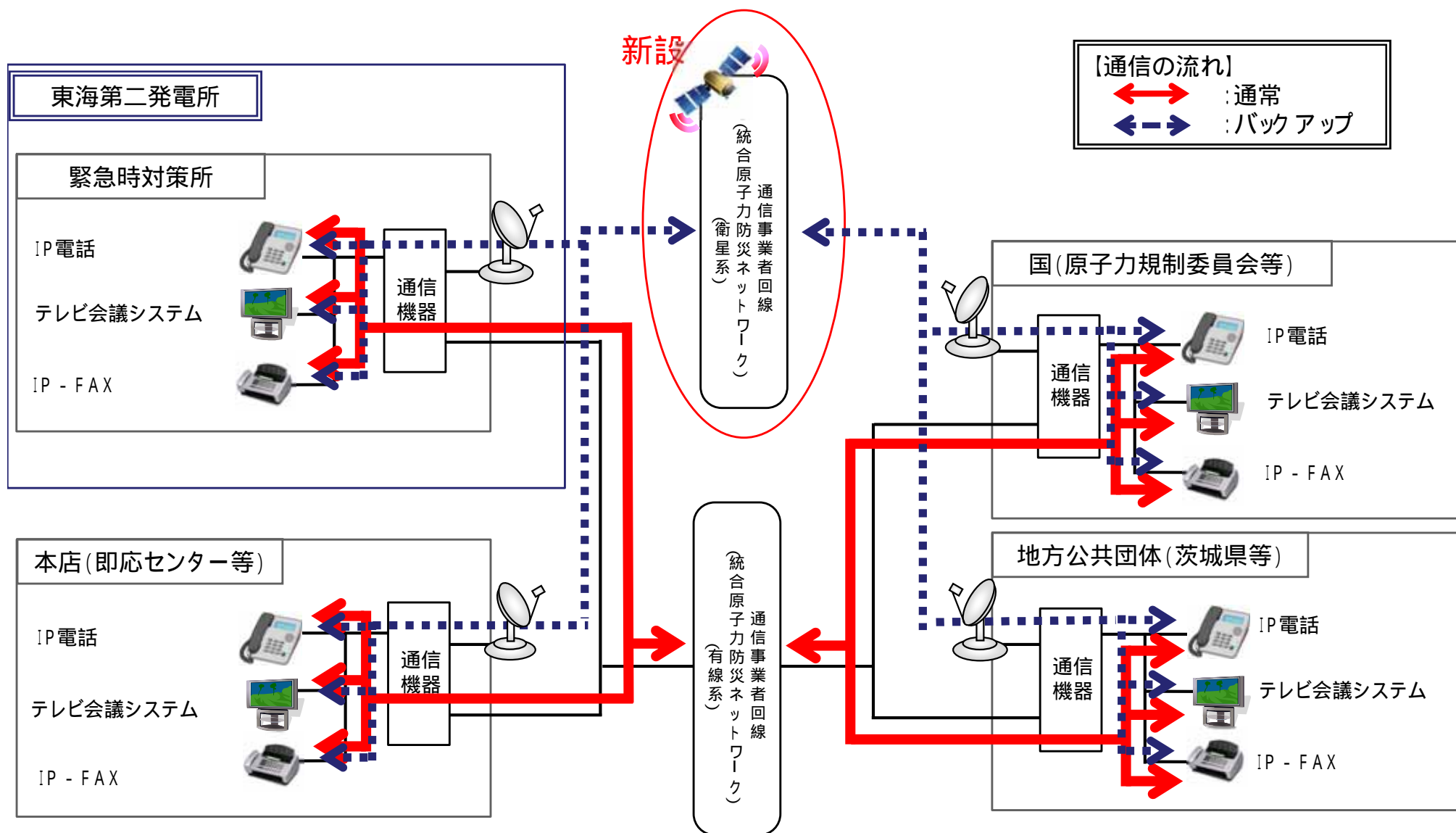
1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(4 / 8)

発電所外(社外関係箇所)



1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(5 / 8)

発電所外(統合原子力防災ネットワーク)[2-6-9再掲]



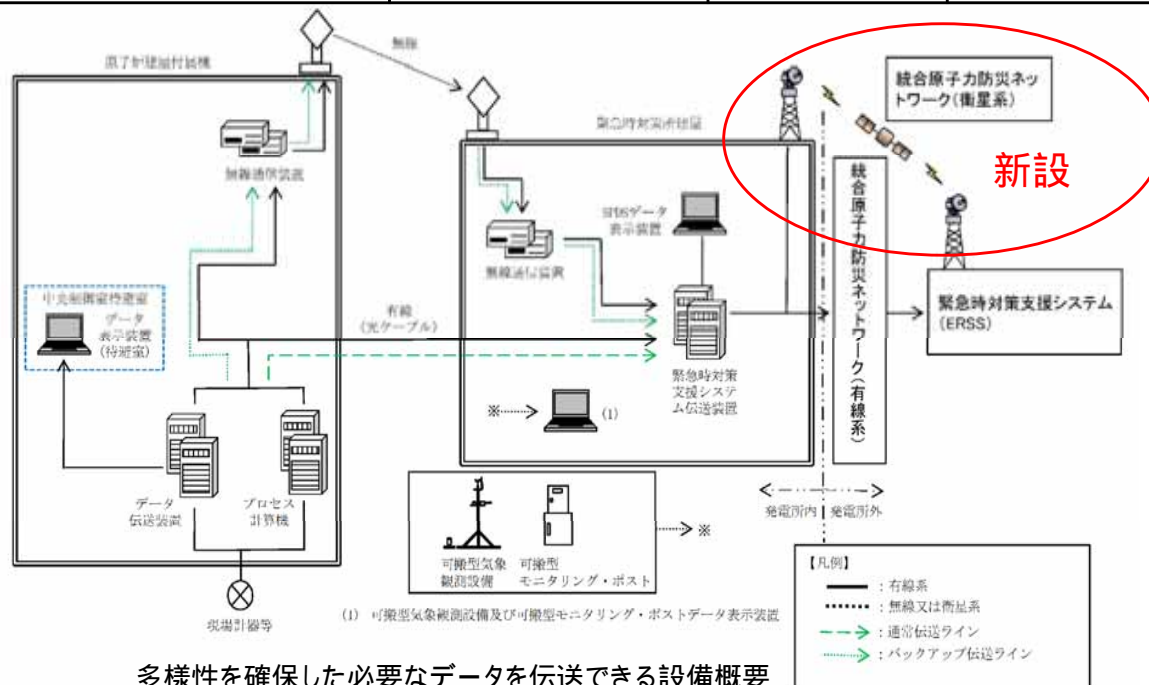
1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(6 / 8)



設置許可基準規則 第三十五条(通信連絡設備)	適合方針
<p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内(原子炉制御室等)から所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、衛星専用IP 電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性(ケーブル及び無線等)を備えた構成の回線をいう</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。 ● 通信設備(発電所外)及びデータ伝送設備については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

多様性を確保した必要なデータを伝送できる通信回線

通信回線種別	主要設備	機能	専用	通信の制限 ¹	
通信事業者回線(統合原子力防災ネットワーク)	有線系回線(光ファイバ) 衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援システム 伝送装置	データ伝送	



【凡例】

- ・専用 : 専用回線(帯域専有を含む)
- : 非専用回線
- ・通信の制限 : 制限なし
- : 制限のおそれが少ない
- × : 制限のおそれがある

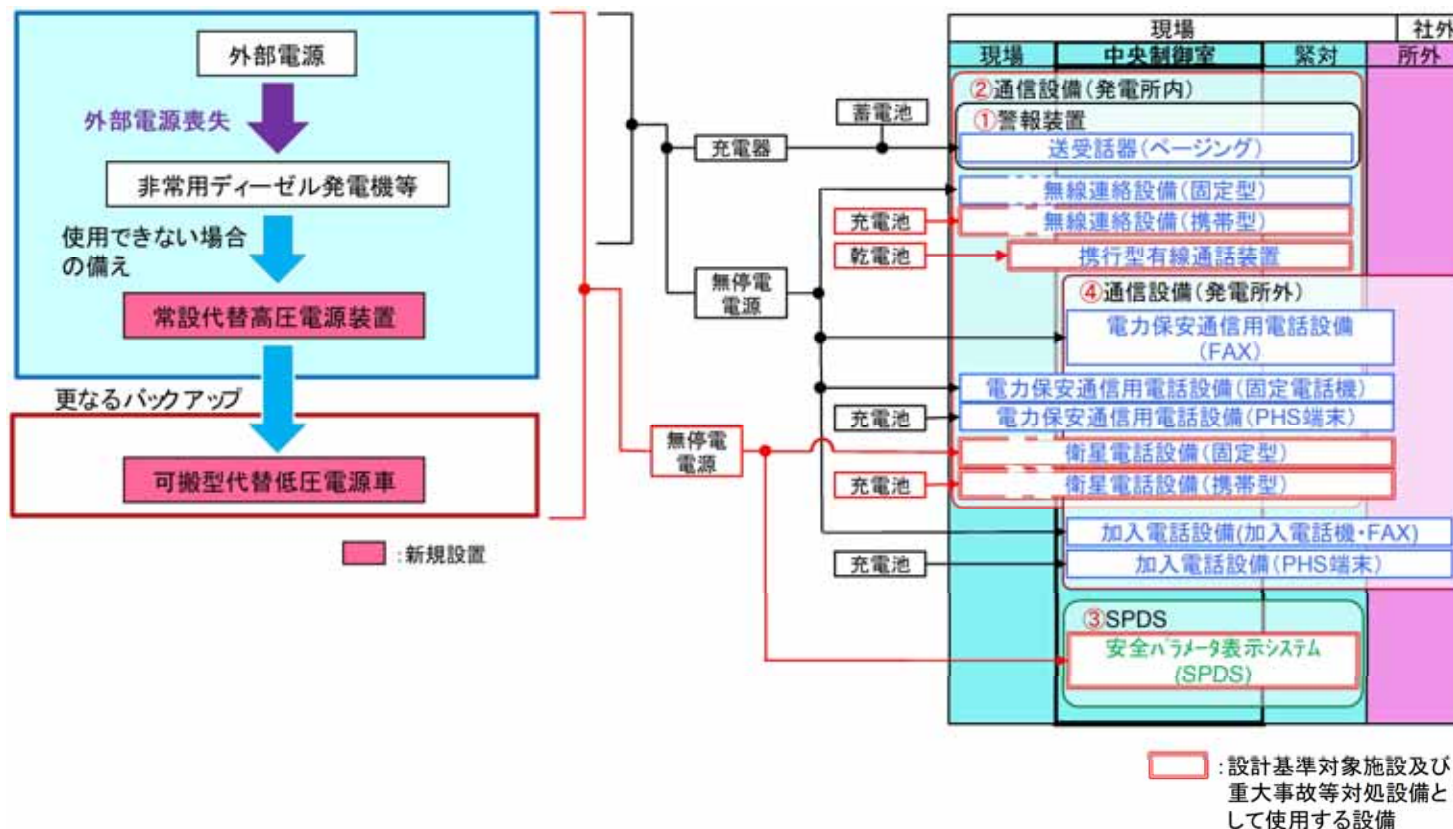
1: 通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

多様性を確保した必要なデータを伝送できる設備概要
[2-6-10再掲]

1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(7 / 8)



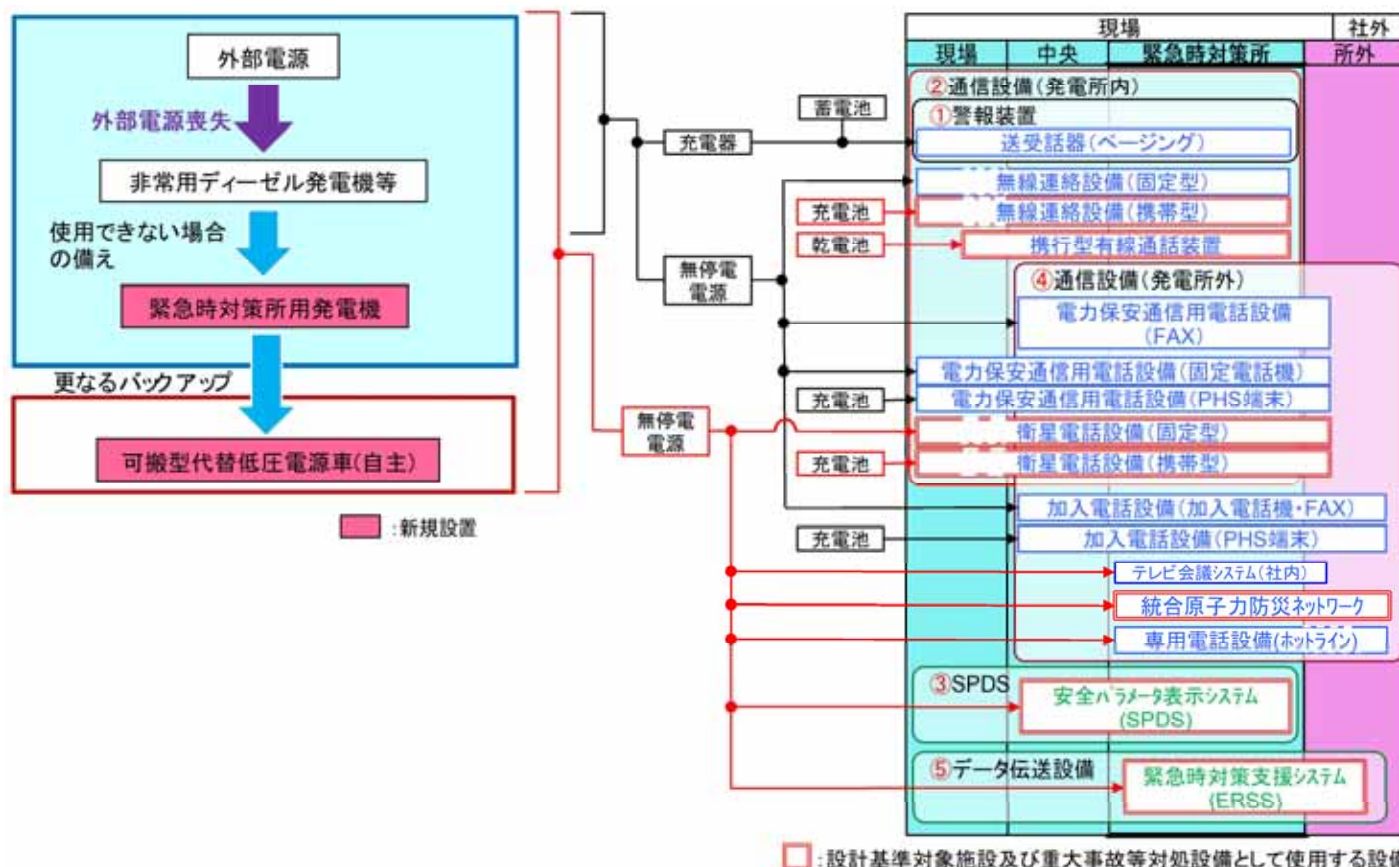
設置許可基準規則 第三十五条(通信連絡設備)	適合方針
<p>【解釈】 4 第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 通信連絡設備については、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする
設置許可基準規則 第六十二条(通信連絡を行うために必要な設備)	適合方針
<p>(通信連絡を行うために必要な設備) 第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>通信連絡設備（重大事故等対処設備）の電源は、全交流動力電源喪失時にも、代替電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急時対策所用発電機、充電電池又は乾電池から給電できる設計とする。</p>



中央制御室における通信連絡設備の電源構成 [2-6-7再掲]

1. 通信連絡設備に係る基準適合方針(8 / 8)

設置許可基準規則 第三十五条(通信連絡設備)	適合方針
<p>【解釈】 4 第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 通信連絡設備については、非常用所内電源及び無停電電源（蓄電池を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする
設置許可基準規則 第六十二条(通信連絡を行うために必要な設備)	適合方針
<p>(通信連絡を行うために必要な設備) 第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>通信連絡設備（重大事故等対処設備）の電源は、全交流動力電源喪失時にも、代替電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急時対策所用発電機、充電電池又は乾電池から給電できる設計とする。</p>



緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成 [2-6-8再掲]

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第11回)
ご説明資料

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第23回)
敦賀発電所2号機審査資料の不適切事
案による東海第二発電所への影響確認
により一部修正(2023年3月29日)

東海第二発電所

事故対応基盤について (放射線防護具類等への対応)

平成30年11月19日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	2-7- 3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	2-7- 4
3. 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類	2-7- 5
4. 火災発生時における防護具	2-7-10
5. 薬品影響時における防護具の装備	2-7-11
6. まとめ	2-7-12

補足説明資料 事故対応基盤について(放射線防護具類等への対応)

【事故の推移】

地震の発生

外部電源の喪失

大津波の襲来

全電源の喪失

(浸水による多重故障及び共通要因故障)

原子炉の冷却機能の喪失

炉心の損傷

格納容器の破損, 原子炉建屋への放射性物質, 水素の漏えい

原子炉建屋の水素爆発

環境への大規模な放射性物質の放出

【事故の教訓】

防護服, マスク, APD(警報付ポケット線量計)等の様々な装備品を適切な場所に余裕をもって配備していなかった。

大津波の影響でAPD, チャコールフィルタ付全面マスク等の保安に係る装備品が不足し, 適切な装備の着用ができなかった。

個人被ばく線量を適切に管理できずに, 線量限度超えが発生した。

道路の破壊に伴い, 発電所外からの資材調達が困難となった。

【対応方針】

緊急時対応資機材(放射線防護具類等)の対応方針

防護具の保管数量増加による事故対応可能期間の拡充

防護具の適切な保管場所を確保し, 確実に使用できるよう手順(着用基準等)を整備

事象想定 of 拡充とそれに対応した防護具の配備

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



- 福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな対策として、下表に示すとおり外部からの支援なしに事故発生後7日間の活動に必要な放射線防護具類等を緊急時対策所建屋等に配備する。

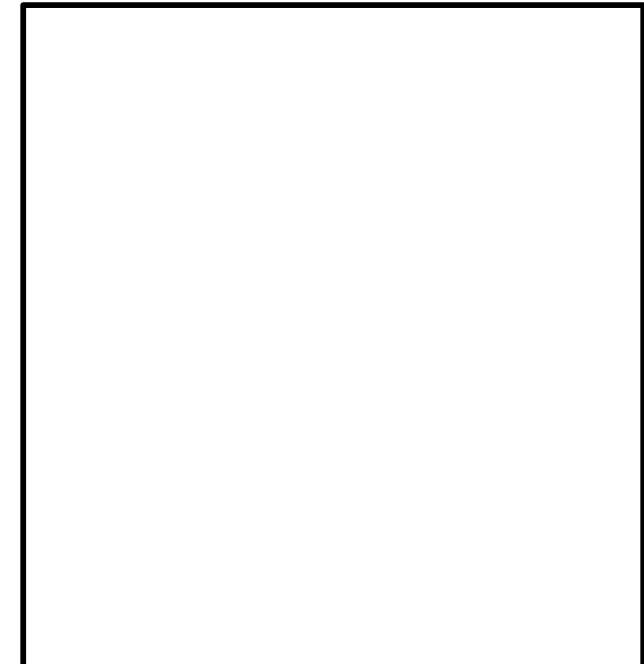
対応方針	従来の方策	新たな対策	備考
防護具の保管数量増加による事故対応可能期間の拡充	放射線防護具類の配備	外部支援が暫く受けられないことを前提に、事故発生後も7日間継続して事故対応を支障なく実施できるよう必要な数量をあらかじめ 発電所構内に確保 する。	強化
防護具の適切な保管場所を確保し、確実に使用できるよう手順(着用基準等)を整備	事故対応時に要員の活動の拠点となる建物で防護具を保管	地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難く居住性の確保された保管場所(緊急時対策所建屋、中央制御室等)に 配備 する。また、 着用基準の設定及び定期的な着用訓練により、事故発生時に適切な防護具が確実に使えるように する。	強化
事象想定との拡充とそれに対応した防護具の配備	<ul style="list-style-type: none"> ・火災発生時の消火活動等に備えた防護具の配備 ・放射性物質による汚染に備えた防護具の配備 	アクセスルート周辺等における薬品タンクからの薬品漏えい事象も想定し、新たにこれに対応した防護具を配備 する。また、火災防護具については数量を増強している。	強化 / 新規

3. 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類【強化】(1 / 5)



▶ 放射線防護具類の種類と数量を増やし、外部からの支援なしに事故発生後7日間の活動に必要な数を地震、津波、その他の自然現象による影響を受け難く居住性の確保された緊急時対策所建屋等に配備する。

名称 ()内は防災業務計画の名称	従来から備えている放射線防護具類 (防災業務計画に定める 防災用資機材及び防災関連資機材)		今後備えることとしている放射線防護具	
			配備数 ¹	
	配備数	保管場所	緊急時対策所建屋	中央制御室
電子式個人線量計	57台	緊急時対策室建屋	333台	33台
タイベック (汚染防護用装備)	57組	緊急時対策室建屋	1,166着	17着
靴下	2		2,332足	34足
帽子	2		1,166個	17個
綿手袋	2		1,166双	17双
ゴム手袋	2		2,332双	34双
全面マスク (ダスト・マスク)	57個	緊急時対策室建屋	333個	17個
チャコールフィルタ	114個	緊急時対策室建屋	2,332個	34個
アノラック (PVAスーツ)	57組	緊急時対策室建屋	462着	17着
長靴	2		132足	9足
胴長靴	2		12足	9足
高線量対応防護具服	10着	緊急時対策室建屋	15着	
セルフ・エアー・セット	4台	サービス建屋		
自給式呼吸用保護具				9式



保管場所の配置

1 今後、必要に応じて訓練等で見直しを行う。

2 防災用資機材として位置付けてはいなかったが、通常時より配備している装備を適宜使用することとしていた。

	従前の考え方	今後の考え方
防護具の数量	原子力災害対策特別措置法を基に、必要な数量の算出。事故対応の要員数に対し、凡そ3日以上を確保。	事象発生後7日間は外部からの支援を受けなくても、継続して事故収束の対応に当たれる数量を確保する。
防護具の保管場所	事故対応の要員の活動拠点となる場所に保管し、迅速な活動に支障を及ぼさないよう考慮。	従前の考え方に加えて、地震及び津波等の自然災害並びに重大事故等の影響を受け難い場所を保管場所とする。

➤ 自給式呼吸用保護具の新規配備

長い作業時間が必要な事故対応が発生した場合でも確実に事故対応を行うことができるように、従来より配備しているセルフ・エアー・セットより使用可能時間の長い自給式呼吸用保護具を新規配備する。



	セルフ・エアー・セット	自給式呼吸用保護具
使用可能時間	約31分	約240分
構造	・高圧空気容器(空気ボンベ)の圧縮空気を着用者に供給	・高圧酸素容器(酸素ボンベ)の圧縮酸素を着用者に供給 ・着用者の呼気中の二酸化炭素は清浄缶に吸収され、酸素は呼吸袋に戻り、再使用される。

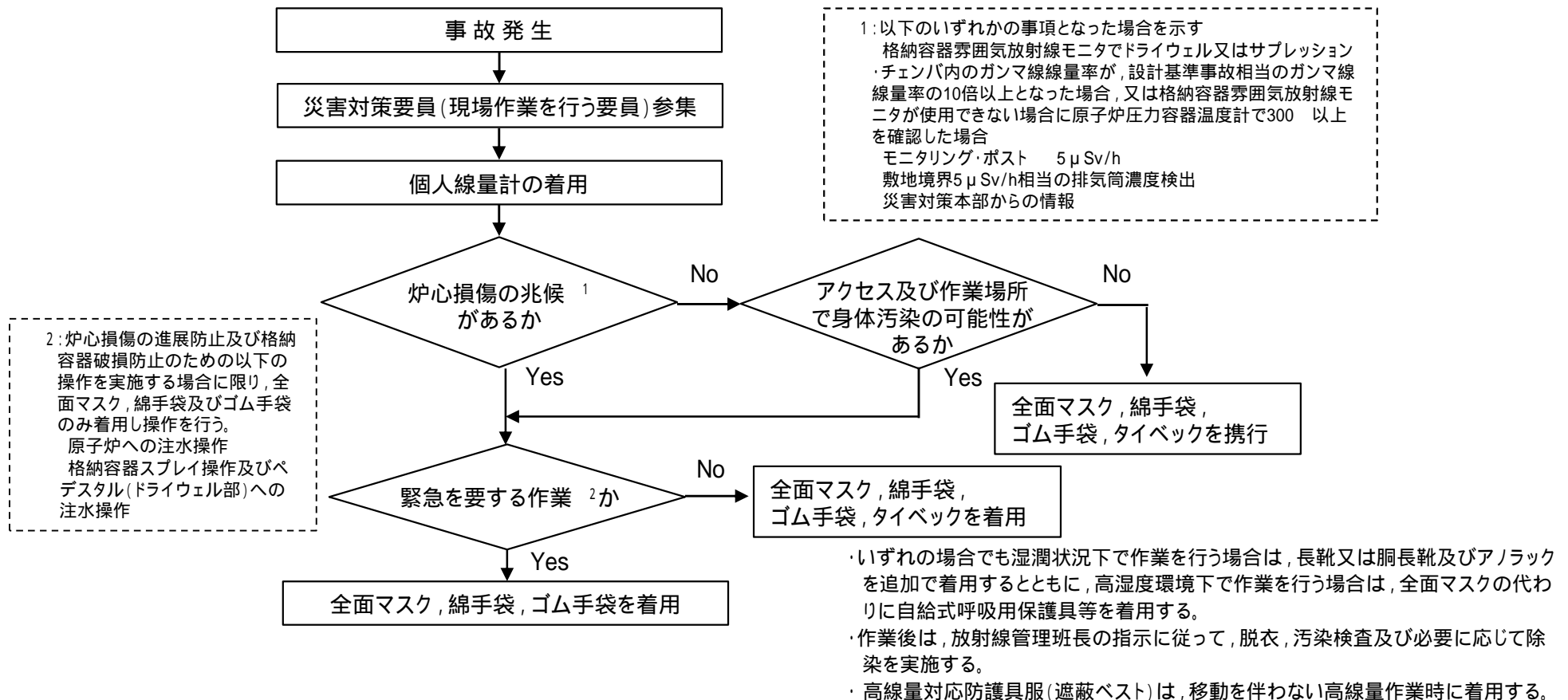
➤ 放射線防護具類のメンテナンス

放射線防護具類は、定期的に点検(員数確認, 外観検査)及び試験(全面マスクの漏えい試験)を実施し、事故発生時に確実に使えるようにする。

3. 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類【強化】 (3 / 5)



- 重大事故等時、現場では作業環境が悪化していることが予想され、災害対策要員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。災害対策要員は、下記に定める**着用基準**に従い、これらの放射線防護具の中から必要なものを装備し、作業を実施する。
- 有効性評価では、防護具を着用基準に従って装備し現場作業を実施することとしている。例えば、「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の場合、高湿度環境下での現場作業が想定されることから「高湿度環境下で着用する防護具」を装備し、作業を実施する。
- 「火災発生時における防護具」及び「薬品影響時における防護具」で示す防護具は、装備が必要となる状況は限定されるものの、状況に応じて「事故対応時に原則着用する防護具」と併せて装備する。



3. 災害対策要員の現場作業における放射線防護具類【強化】 (4 / 5)



全ての事象において 着用する防護具	事故対応時に 原則着用する防護具	湿潤状況下または高湿度環境下で 着用する防護具	高線量状況時に 着用する防護具
 <p>個人線量計</p>	 <p>タイベック</p>  <p>全面マスク</p> <p>・綿手袋 ・ゴム手袋</p>	 <p>アノラック</p>  <p>長靴</p>  <p>胴長靴</p>  <p>自給式呼吸用 保護具¹</p> <p>¹ 高湿度環境下で作業を行う場合は、全面マスクの代わりに自給式呼吸用保護具を着用する。</p>	 <p>高線量対応 防護具服 (遮蔽ベスト)²</p> <p>² 高線量対応防護具服(遮蔽ベスト)は、移動を伴わない高線量作業時に着用する。</p>

有効性評価の事故 シーケンス グループ等 防護具 ³	【カテゴリー1】 ⁴	【カテゴリー2】 ⁵	【カテゴリー3】
	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注水・減圧機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・反応度誤投入 	<p>【カテゴリー1】及び【カテゴリー3】以外の事故シーケンスグループ等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失 (長期TB/TBD, TBU/TBP) ・格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) ・津波浸水による最終ヒートシンク喪失 ・雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合) ・崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)
<p>事故対応時に 原則着用する防護具</p>	-	-	-
<p>湿潤状況下又は高湿度環 境下で着用する防護具</p>	-	-	-

³ 「火災発生時における防護具」及び「薬品影響時における防護具」で示す防護具は、装備が必要となる状況は限定されるものの、状況に応じて「事故対応時に原則着用する防護具」と併せて装備する。

⁴ カテゴリー - 1では中央制御室での操作のみを想定していることから、現場操作がなく、防護具の着用は想定していない。

⁵ カテゴリー - 2では屋外のみ現場操作を想定していることから、建屋内の湿潤状況下または高湿度環境下での現場操作はなく、湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具の着用は想定していない。

➤放射線防護具類の着用訓練

事故が発生した場合に速やかに放射線防護具類を着用できるように定期的に着用訓練を行う。

なお、全面マスクの着用訓練では、正しく着用できていることの確認として、フィッティングテスターを用いた漏れ率測定を行っており、漏れ率(フィルタ透過率を含む)2%以下を満足することとしている。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価で用いたマスクによる防護係数(DF50)を担保する値として設定。



フィッティングテスター(着用訓練風景)

4. 火災発生時における防護具【強化】

- 火災発生時における初期消火活動を行う自衛消防隊は、下記に示す防護具を装備して火災現場に向かい消火活動を実施する。
- 消防服等の防護具は、火災発生時に即応できるよう**自衛消防隊の定数を所定の場所に用意**してある。
- 従前より、自衛消防隊の消火活動のため、公設消防が使用する防護具と同等の防護具類を発電所構内に配備している。自衛消防隊は、これらの防護具類を装備することで支障なく初期消火活動を行える。

装 備 品	性 能	配 備 場 所
消防服 (ヘルメット、グローブ、上着、ズボン、ブーツ) (35セット配備(震災以前20セット))	【耐火性】 消防服：180 × 5分	・緊急時対策所建屋 ・中央制御室 ・監視所 ・廃棄物処理棟制御室 ・車両積載
防煙メガネ	【防煙性】 密着構造により煙の侵入を防ぐ	・緊急時対策所建屋 ・監視所
空気呼吸器 (18セット配備(震災以前11セット))	【使用可能時間】 空気呼吸器(ボンベ)：約30分	・チェックポイント ・車両積載

ボンベは交換可能であり、ボンベを交換することにより継続して活動することが可能。



消防服



ヘルメット



防煙メガネ



グローブ



空気呼吸器

5. 薬品影響時における防護具の装備【新規】

➤地震による屋内外での薬品タンクからの薬品漏えい時に、アクセスルート周辺等における薬品及び薬品の滞留によるガスの発生に対する人体への影響防止の観点から、新たに薬品等に対応した防護具を配備し、現場作業時には必要に応じて防護具を装備する。

装備品	耐薬品性	配備場所
化学防護服	薬品全般	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室 ・緊急時対策所建屋
化学防護手袋		
化学防護長靴		
防毒マスク	飛沫からの防護, 揮発性の薬品に対応	
吸収缶(塩素, 塩化水素, アンモニア等)		
自給式呼吸用保護具	揮発性の薬品に対応	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室



化学防護服



化学防護手袋



化学防護長靴



防毒マスク



吸収缶



自給式呼吸用
保護具

6. まとめ

- 重大事故等発生時に対応要員が装備する放射線防護具類は、外部からの支援が暫く受けられないことを前提に、**事故発生後も7日間継続して事故対応を支障なく実施できるよう必要な数量をあらかじめ発電所構内に確保する。**また、放射線防護具類は、定期的に点検等を実施し、事故発生時に確実に使えるようにする。
- 放射線防護具類は、地震、津波、その他の自然現象等に対し、**緊急時対策所建屋等の頑健性を高めた場所に保管すること並びに、重大事故等対応のための防護具の着用基準の設定及び定期的な着用訓練により、要員を確実に防護できるようにする。**
- 放射性物質による汚染時の放射線障害防止に係る防護具、火災発生時の消火活動用の防護具に加えて、**新たに薬品類の漏えいにも対応した防護具を配備し、作業現場での環境悪化が事故収束活動に影響を及ぼさないようにする。**
- これらの対策により、対応要員は防護具を着用することで、重大事故等の対応時の放射線障害等を防止し、事故収束活動に従事できる。

(補足説明資料 事故対応基盤について(放射線防護具類等への対応))

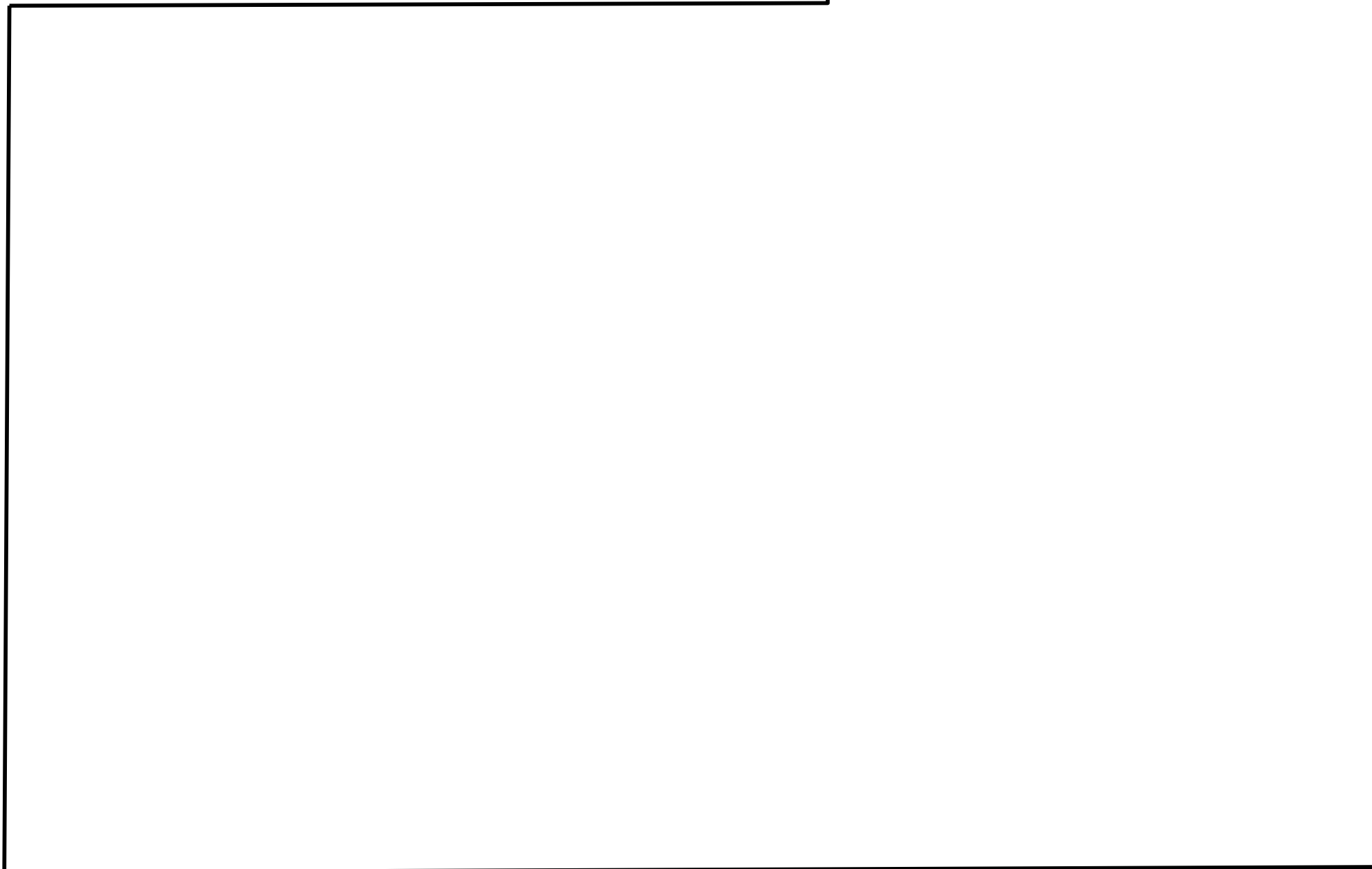
補足説明資料 目 次

1. 可燃物施設及び薬品施設の設置箇所 2-7-15
2. 可燃物施設及び薬品施設の被害想定及び対応 2-7-16
3. 放射線防護具類の数量の考え方 2-7-17
4. 事故シーケンスグループ等ごとの放射線防護具類の使用状況整理
..... 2-7-18

1. 可燃物施設及び薬品施設の設置箇所



➤ 発電所敷地内可燃物施設及び薬品タンク等配置図



2. 可燃物施設及び薬品施設の被害想定及び対応

➤地震起因による可燃物施設及び薬品施設の被害想定では，内容物や容量を確認の上，アクセスルートからの距離も踏まえて評価した。

【可燃物施設評価例】

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容
ディーゼル発電機用燃料タンク (東海発電所)	軽油	970L	地震によりタンク又は付属配管が破損し，漏えいした可燃物による火災発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合でも，アクセスルートからの離隔距離が確保されており，アクセスルートへの影響はない。 ・万一，消火活動が必要となった場合でも，自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
変圧器用屋外消火ポンプ用燃料タンク (東海発電所)		700L		

【薬品タンク評価例】

名称	内容物	容量 (濃度)	被害想定	対応内容
硫酸貯蔵タンク	硫酸	50kL (95%)	<ul style="list-style-type: none"> ・地震によりタンク等が破損し，漏えいする。 ・人体への影響として，腐食性，灼熱感，重度の皮膚熱傷等がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・路面勾配による路肩への流下，送水ホースを薬品防護するため，影響は小さい。 ・薬品タンクは，アクセスルートから10m以上離れているため，漏えいした薬品がタンク周辺に滞留していた場合でも，漏えいによる影響は小さい。
苛性ソーダ貯蔵タンク	苛性ソーダ	50kL (25%)	<ul style="list-style-type: none"> ・地震によりタンク等が破損し，漏えいする。 ・人体への影響として，皮膚表面の組織を侵す。 	<ul style="list-style-type: none"> ・防護具の着用，送水ホース等の保護を行うことから，人体への影響はない。

3. 放射線防護具類の数量の考え方

➤ 放射線防護具類の数量は以下の考え方に基づきに配備する。

品名	配備数 ¹			
	緊急時対策所建屋	考え方	中央制御室	考え方 ²
電子式個人線量計	333台	111名(要員数) × 2台(交替時用) × 1.5倍=333台	33台	11名(中央制御室要員数) × 2台(交替時用) × 1.5倍=33台
タイバック	1,166着	111名(要員数) × 7日 × 1.5倍 = 1,165.5着 1,166着	17着	11名(中央制御室要員数) × 1.5倍=16.5 17着
靴下	2,332足	111名(要員数) × 7日 × 2倍(2足を1セットで使用) × 1.5倍 = 2,331足 2,332足	34足	11名(中央制御室要員数) × 2倍(2足を1セットで使用) × 1.5倍=33足 34足
帽子	1,166個	111名(要員数) × 7日 × 1.5倍 = 1,165.5個 1,166個	17個	11名(中央制御室要員数) × 1.5倍=16.5 17個
綿手袋	1,166双	111名(要員数) × 7日 × 1.5倍 = 1,165.5双 1,166双	17双	11名(中央制御室要員数) × 1.5倍=16.5 17双
ゴム手袋	2,332双	111名(要員数) × 7日 × 2倍(2双を1セットで使用) × 1.5倍 = 2,331双 2,332双	34双	11名(中央制御室要員数) × 2倍(2双を1セットで使用) × 1.5倍=33双 34双
全面マスク	333個	111名(要員数) × 2日(3日目以降は除染にて対応) × 1.5倍 = 333個	17個	11名(中央制御室要員数) × 1.5倍=16.5 17個
チャコールフィルタ	2,332個	111名(要員数) × 7日 × 2倍(2個を1セットで使用) × 1.5倍 = 2,331個 2,332個	34個	11名(中央制御室要員数) × 2倍(2個を1セットで使用) × 1.5倍=33個 34個
アノラック	462着	44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数) × 7日 × 1.5倍 = 462着	17着	11名(中央制御室要員数) × 1.5倍=16.5 17着
長靴	132足	44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数) × 2倍(現場での交替を考慮) × 1.5倍(基本再使用, 必要により除染)=132足	9足	6名(当直(運転員)(現場)3名 + 重大事故対応要員3名: 屋内現場対応) × 1.5倍=9足
胴長靴	12足	4名(重大事故等対応要員4名:放水砲対応) × 2倍(現場での交替を考慮) × 1.5倍(基本再使用, 必要により除染)=12足	9足	6名(当直(運転員)(現場)3名 + 重大事故対応要員3名: 屋内現場対応) × 1.5倍=9足
高線量対応防護具服(遮蔽ベスト)	15着	10名(重大事故等対応要員10名:放水砲, アクセスルート確保, 電源確保, 水源確保対応) × 1.5倍(基本再使用, 必要により除染)=15着		
自給式呼吸用保護具			9式	6名(当直(運転員)(現場)3名 + 重大事故対応要員3名: 屋内現場対応) × 1.5倍=9式
バックパック	66個	44名(現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数) × 1.5倍 = 66個	17個	11名(中央制御室要員数) × 1.5倍=16.5 17個

1 今後, 必要に応じて訓練等で見直しを行う。

2 当直(運転員)等は交替のために中央制御室に向かう際に, 緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。

4. 事故シーケンスグループ等ごとの放射線防護具類の使用状況整理



事故シーケンスグループ等	事故対応時に原則着用する防護具	湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具
炉心の著しい損傷の防止	高圧・低圧注水機能喪失	使用 2
	高圧注水・減圧機能喪失	1
	全交流動力電源喪失(長期TB)	使用 使用
	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	使用 使用
	全交流動力電源喪失(TBP)	使用 使用
	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	使用 2
	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	使用 2
	原子炉停止機能喪失	1
	LOCA時注水機能喪失	使用 2
	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	使用 使用
	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	使用 使用
原子炉格納容器の破損の防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)	使用 2
	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)	使用 使用
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	使用 2

事故シーケンスグループ等	事故対応時に原則着用する防護具	湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具
原子炉格納容器の破損の防止	原子炉压力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	使用 2
	水素燃焼	使用 2
	溶融炉心・コンクリート相互作用	使用 2
使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止	想定事故1(使用済燃料プール冷却機能又は注水機能喪失)	使用 2
	想定事故2(プール水の小規模な喪失)	使用 2
運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	使用 使用
	全交流動力電源喪失	使用 2
	原子炉冷却材の流出	使用 2
	反応度の誤投入	1

1 該当シーケンスでは中央制御室での操作のみを想定していることから、現場操作がなく、防護具の着用は想定していない。

2 該当シーケンスでの現場操作は屋外のみを想定していることから、建屋内の湿潤状況下または高湿度環境下での現場操作はなく、湿潤状況下または高湿度環境下で着用する防護具の着用は想定していない。

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第11回)
ご説明資料

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第23回)
敦賀発電所2号機審査資料の不適切事
案による東海第二発電所への影響確認
により一部修正(2023年3月29日)

東海第二発電所

事故対応基盤について (緊急時対応資機材への対応)

平成30年11月19日

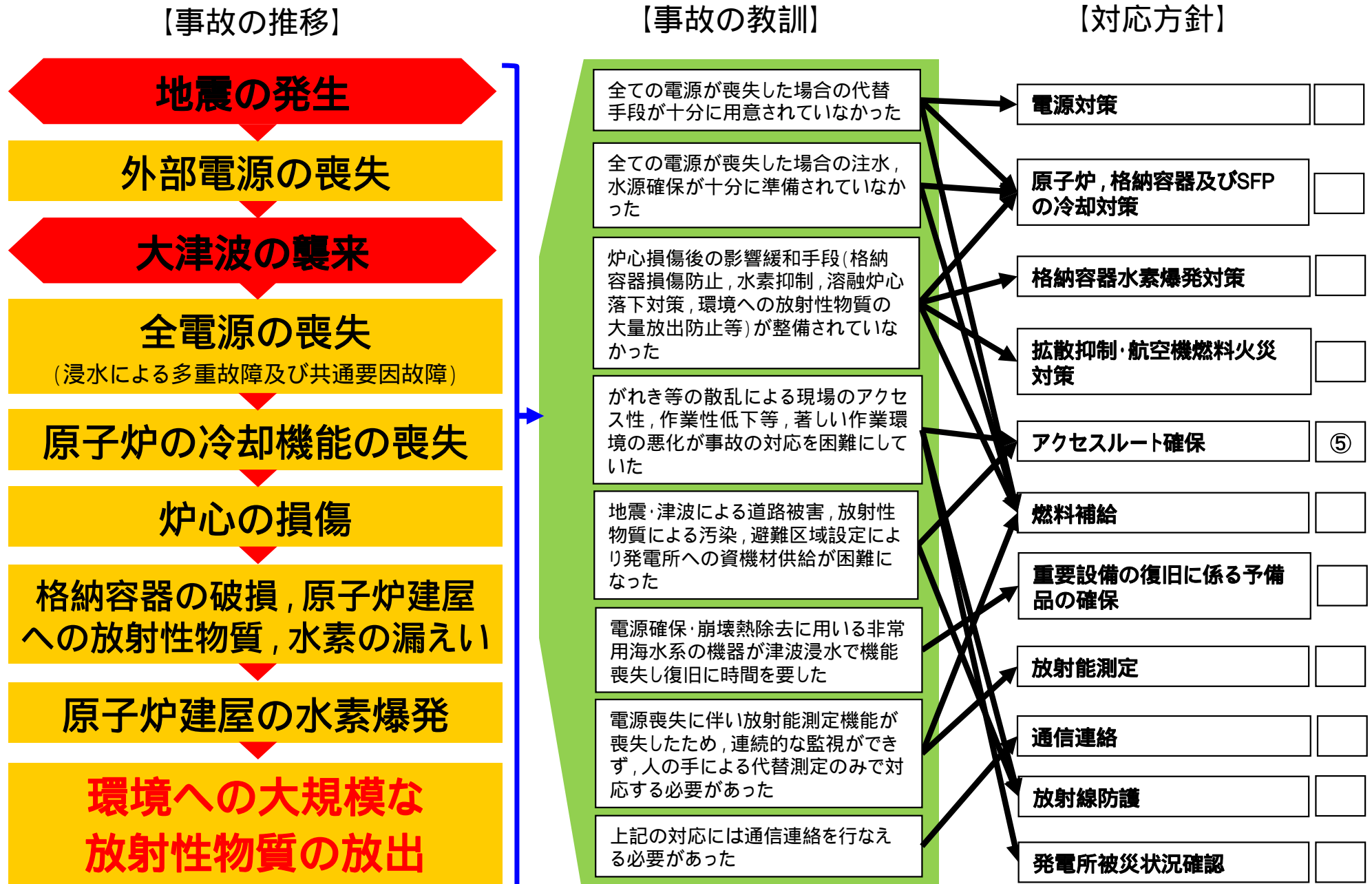
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓	2-8- 3
2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策	2-8- 4
3. 緊急時対応資機材の概要	2-8- 5
電源対策	2-8- 7
原子炉，格納容器及びSFPの冷却対策	2-8- 9
格納容器水素爆発対策	2-8-11
拡散抑制・航空機燃料火災対策	2-8-12
⑤ アクセスルート確保	2-8-14
燃料補給	2-8-17
重要設備の復旧に係る予備品の確保	2-8-19
放射能測定	2-8-21
通信連絡	2-8-23
放射線防護	2-8-24
発電所被災状況確認	2-8-25
4. 緊急時対応資機材の保管場所	2-8-26
5. まとめ	2-8-27

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓



2. 福島第一原子力発電所事故の教訓に対する新たな対策



福島第一原子力発電所事故で得られた教訓に対する新たな対策として、**重大事故等の緊急時において、事故影響に対する緩和対策又はそれらの支援対策等として活用される、常設・固定式でない可搬型 / 車両型の設備や資機材**（以下「**緊急時対応資機材**」という。）について、以下に示す。

対応方針	従来の対策	新たな対策	想定している状況	備考
電源対策	- (可搬の設備無)	可搬型の交流電源装置及び直流電源装置	重大事故等時に常設の電源設備(非常用DG*1、常設代替高圧電源装置)が津波等による海水系機能喪失や機器本体の故障等で使用不可時のバックアップとして配備	新規
原子炉、格納容器及びSFP*2の冷却対策	- (可搬の設備無)	可搬型の冷却用注水設備及び海水送水設備	重大事故等時に常設の注水設備(非常用炉心冷却系、低圧代替注水系等)が津波等による海水系機能喪失や機器本体の故障等で使用不可時のバックアップとして配備	新規
格納容器水素爆発対策	- (可搬の設備無)	可搬型の格納容器内への窒素供給設備	重大事故等時に格納容器内の水素・酸素濃度が上昇し水素燃焼・爆発のリスクが生じた場合の抑制対応として配備	新規
拡散抑制・航空機燃料火災対策	消防自動車	可搬型の高揚程・大容量の放水設備	原子炉格納容器破損時の放射性物質の漏えい・拡散抑制、使用済燃料プールへの外部注水、航空機落下による航空機燃料火災の消火対応として配備	新規
⑤アクセスルート確保	- (可搬の設備無)	土木作業用の重機	地震等で可搬型設備のアクセスルートに通行の障害(瓦礫・土砂等)が生じた際の道路復旧用として配備	新規
燃料補給	- (可搬の設備無)	燃料移送・補給用の車両	電源用や注水用の可搬型設備等を長期間継続使用する場合の7日間分の燃料補給用として配備	新規
重要設備の復旧に係る予備品の確保	- (予備品配備無)	重要設備の予備品及び取替用の重機	津波等で非常用DG*1の海水冷却用ポンプの電動機等が損傷・機能喪失した際の復旧作業用として配備	新規
放射能等の測定	放射能観測車	可搬型モニタリング・ポスト及び小型船舶等	重大事故等時に発電所から放出される放射能等の測定が行えるよう可搬型モニタリング・ポスト等を配備するとともに、海上での測定が行えるように小型船舶を配備	強化
通信連絡	衛星電話設備(携帯型)等の配備	事故後7日分の数量確保 地震・津波等に耐性ある保管場所に配備	重大事故等時に発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡を行うことにより継続的な事故収束対応作業に従事するために配備	強化
放射線防護	放射線防護具類の配備	事故後7日分の数量確保 地震・津波等に耐性ある保管場所に配備	重大事故等時に汚染・被ばくを抑制しながら継続的な事故収束対応作業に従事するために配備	強化
発電所被災状況確認	- (可搬の設備無)	カメラ付き・飛行型で遠隔操縦式の監視設備	地震・津波等発生時の被災状況確認用として常設の津波・構内監視カメラとは多様性を有する手段として配備	新規

*1 非常用DG:非常用ディーゼル発電機

*2 SFP:使用済燃料プール

3. 緊急時対応資機材の概要 (1 / 2)

機能ごとの緊急時対応資機材の種別を以下に示す。資機材の機能は大きく2つに区分される。

1. 原子炉及び使用済燃料プールの燃料冷却や、原子炉施設が被災した際の大規模火災の消火、放射性物質の拡散抑制等、**事故影響に対する直接的な緩和機能を有する資機材**【表1参照】
2. アクセスルートの復旧・確保や各設備への燃料の補給等、1. の緩和機能を果たす際の実効性の確保や信頼性の向上を図るための**サポート機能等を有する資機材**【表2参照】

表1 原子炉及び使用済燃料プールの燃料冷却、原子炉施設被災時等の**事故影響の緩和機能を有する資機材**

No.	機 能	主な資機材の内容	用 途	備 考
	電源対策	・可搬型代替低圧電源車	低圧電源設備用の 交流電源供給	第8回WT 資料2-2参照
		・可搬型整流器	計装・制御用の 直流電源供給	
	原子炉、格納容器及びSFP*の冷却対策	・可搬型代替注水大型ポンプ	原子炉注水/格納容器スプレイ/SFP注水等熱交換器等の冷却用海水送水(自主)	第8回WT 資料2-3参照 第9回WT 資料3-2参照
		・可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉注水/格納容器スプレイ/SFP注水等	
		・可搬型スプレイノズル	SFPへのスプレイ散水	
	格納容器 水素爆発対策	・可搬型窒素供給装置 (窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車)	炉心損傷後の格納容器内への窒素供給による 水素濃度・酸素濃度の上昇抑制	第9回WT 資料3-2参照
	拡散抑制・航空機燃料火災対策	・可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲 ・泡混合器及び泡消火薬剤容器(大型ポンプ用) ・化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器(消防車用) (自主)	・炉心損傷及び格納容器破損時等に建屋開口部等への放水による 放射性物質の拡散の抑制 ・航空機落下時の 航空機燃料火災の消火	次回以降に説明予定
		・汚濁防止膜 ・放射性物質吸着材(自主)	放射性物質含む 汚染水の海洋拡散の抑制	

3. 緊急時対応資機材の概要 (2 / 2)

これらの資機材は、必要な機能に応じて、十分な容量、数量及び冗長性確保、位置的分散の考慮、使用環境条件の耐性確保、共通要因による常設設備との同時機能喪失の回避等に配慮したものとする。これらの資機材を適切に組み合わせることで、既存の安全設備(設計基準対象施設)による安全対策、新たに設置する常設型の重大事故等対処設備による安全対策に加えて、**可搬型である資機材の特徴を生かした柔軟な安全対策の実施を可能としている。**

表2 表1の各緩和機能の実効性確保・信頼性向上のための**サポート機能等を有する資機材**

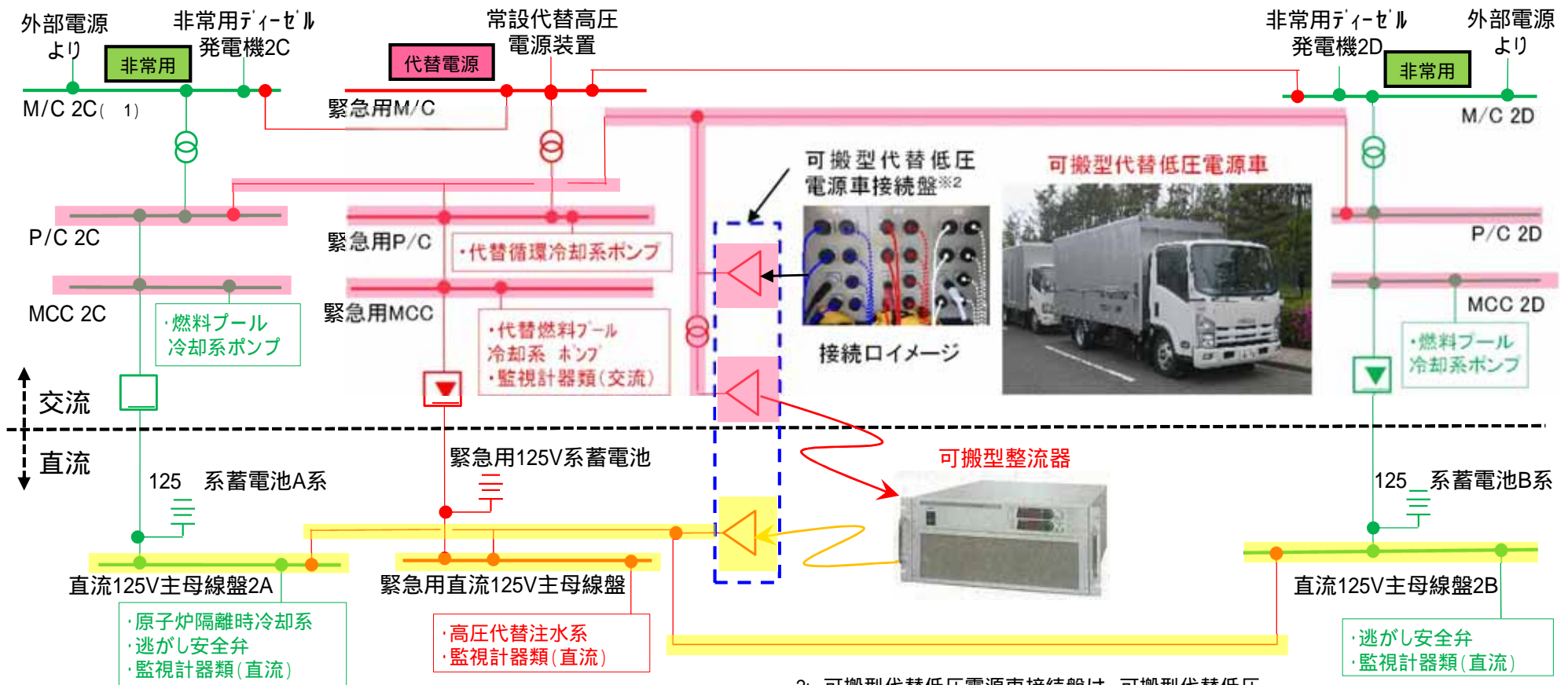
No.	機能	主な資機材の内容	用途	備考
⑤	アクセスルート確保	・ホイールローダ ・油圧ショベル(自主) ・ブルドーザ(自主)	外部事象等でアクセスルートに生じる障害を排除し(瓦礫を撤去,土砂を整地等),アクセスルートを復旧することで 車両型の資機材の通行性を確保	本資料で説明
	燃料補給	・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	電源供給,注水等の 安全対策を継続的に実施するために必要な燃料を補給	本資料で説明
	重要設備の復旧に係る予備品の確保	・残留熱除去系海水系ポンプ用電動機 ・非常用DG*用海水ポンプ用電動機 ・補機冷却用海水ポンプ用電動機(自主) ・予備電動機運搬用トレーラー ・予備電動機交換用クレーン	安全上特に重要で取替え可能な海水ポンプ用電動機の予備品と取替作業用重機を発電所内に保管。 故障時には復旧作業により機能回復	本資料で説明
	放射能等測定	・可搬型モニタリング・ポスト等	重大事故等時に,大気中,土壌中,海上及び海水の 放射線量及び放射性物質濃度を測定	第11回WT資料2-5参照
	通信連絡	・衛星電話設備(携帯型)等	重大事故等時に,発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と 通信連絡を行う	第11回WT資料2-6参照
	放射線防護	・放射線防護具類 (個人線量計,全面マスク,タイベック,綿手袋,ゴム手袋等)	重大事故等時に,発電所内で汚染・被ばくを抑制しつつ 継続的に事故収束対応に従事	第11回WT資料2-7参照
	発電所被災状況確認	・ドローン(自主)	発電所に影響を及ぼすような自然現象・外部事象発生時の 発電所構内の被災状況の確認	第5回WT資料3-1参照

- 重大事故等時に常設の電源設備(非常用ディーゼル発電機, 常設代替高圧電源装置)が津波等による海水系機能喪失や機器本体の故障等による使用不可時においても, 電源を供給する手段として, **可搬型代替交流電源設備(可搬型代替低圧電源車)**及び**可搬型代替直流電源設備(可搬型代替低圧電源車, 可搬型整流器)**を配備する。

	可搬型代替低圧電源車	可搬型整流器
配備目的	<ul style="list-style-type: none"> ● 可搬型代替交流電源設備として, 低圧電源設備(燃料プール冷却系ポンプ, 代替循環冷却系ポンプ, 監視計器類(交流)等)に電源供給する。 ● 可搬型代替直流電源設備として, 可搬型整流器に電源供給する。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 直流電源設備(原子炉隔離時冷却系, 高圧代替注水系, 逃がし安全弁, 監視計器類(直流)等)に電源供給する。
配備数等	<ul style="list-style-type: none"> ● 配備数: 5台(予備1台を含む) ● 容量: 約500kVA/台 ● 電圧: 440V 	<ul style="list-style-type: none"> ● 配備数: 9台(予備1台を含む) ● 容量: 約100A/台 ● 最大直流電圧: 150V
外観		

【可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器の電源供給】

- **可搬型代替低圧電源車** (2台1セット) は、可搬型代替低圧電源車接続盤を介し、各P/C 1に交流電源を供給する。
- **可搬型整流器** (4台1セット) は、常設する整流器が使用不可能となった場合に、**可搬型代替低圧電源車**からの給電により、可搬型代替低圧電源車接続盤を介し直流電源を供給する。
- **可搬型代替低圧電源車による給電は**、燃料補給を行うことで、**7日間の運転継続が可能**である。



1: M/C (マルチクラッド開閉装置), P/C (パワーセンター), MCC (モータコントロールセンタ)とは、発電機や外部電源等の電力を設備へ供給する配電盤をいう。

2: 可搬型代替低圧電源車接続盤は、可搬型代替低圧電源車と各P/Cを接続する。また、可搬型整流器と接続することで直流電源を供給する。

黄色線 : 直流充電を示す
赤線 : 交流充電を示す

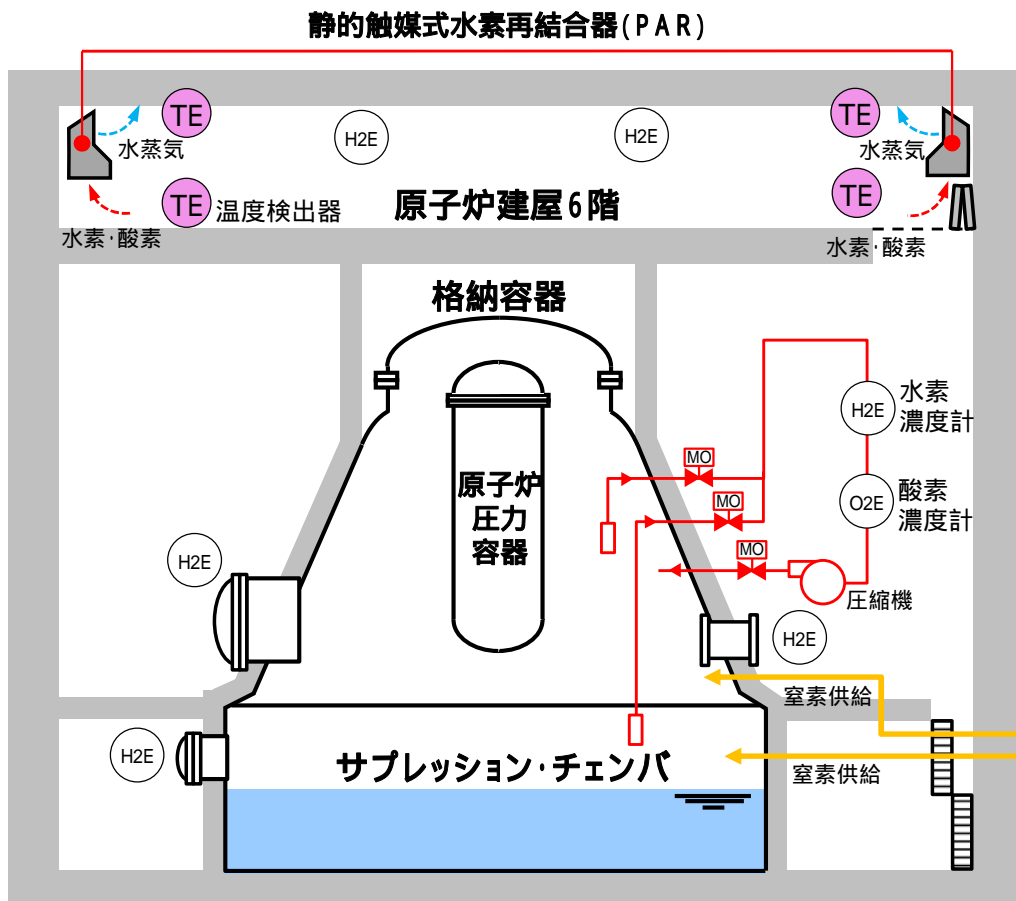
➤重大事故等の緊急時において，原子炉圧力容器や格納容器等の冷却，使用済燃料プールの冷却に必要な水を供給するため，**可搬型代替注水大型ポンプ**，**可搬型代替注水中型ポンプ**，及び**可搬型スプレイノズル**を配備。

	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型スプレイノズル
配備目的	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水，冷却 ・格納容器スプレイ，冷却 ・格納容器下部注水，冷却 ・使用済燃料プール注水，冷却 ・残留熱除去系熱交換器への冷却用海水送水（自主対策設備） 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水，冷却 ・格納容器スプレイ注水，冷却 ・格納容器下部注水，冷却 ・使用済燃料プール注水，冷却 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールスプレイ，冷却
配備数等	容量：約1,320m ³ / h / 台 全揚程：約140m 配備数：2台（予備1台）	容量：約210m ³ / h / 台 全揚程：約100m 配備数：4台（予備1台）	配備数：6個（予備1個）
外観			

格納容器水素爆発対策



- 炉心損傷後の、格納容器内の水素濃度・酸素濃度上昇を抑制するため、**可搬型窒素供給装置**より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高める。
- **可搬型窒素供給装置**は、**窒素供給装置**及び**窒素供給装置用電源車**で構成される。
- **窒素供給装置**は、フィルタベント設備作動による排出開始前まで、格納容器内の水素・酸素濃度を可燃限界未満に抑制できる容量を有する。



窒素供給装置

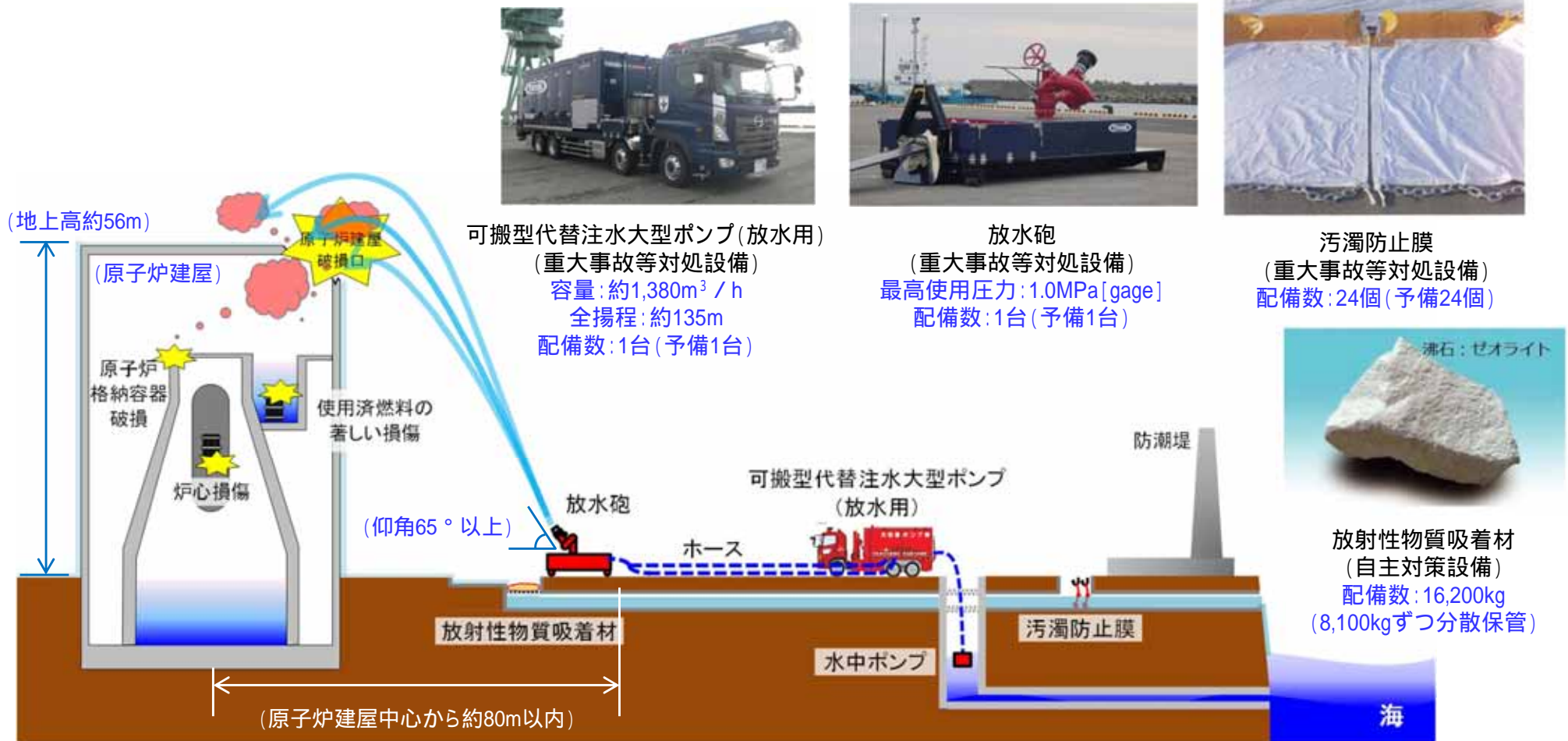
容量: 約200Nm³ / h / 台
 配備数: 2台 (予備2台)



窒素供給装置用電源車

容量: 約500kVA
 電圧: 440V
 配備数: 1台 (予備1台)

- 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、**可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲**により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う。
- 上記の対応により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、**汚濁防止膜及び放射性物質吸着材**により、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。



放射性物質拡散抑制措置の概要

拡散抑制・航空機燃料火災対策 (2 / 2)



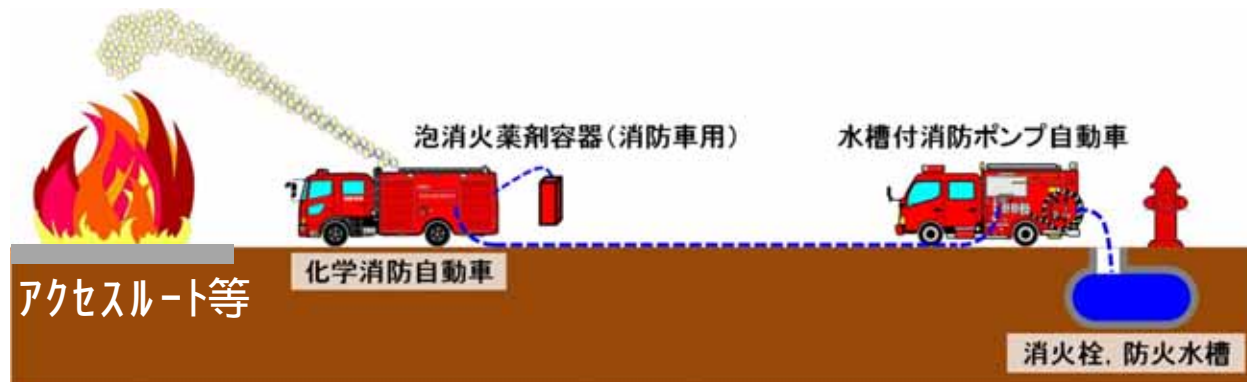
- 原子炉建屋周辺における航空機燃料火災が発生した場合、**可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)**、**放水砲**、**泡混合器及び泡消火薬剤 容器(大型ポンプ用)**により、航空機燃料火災への泡消火を行う。

泡消火薬剤は、国際民間航空機関発行の空港業務マニュアルに規定される最大の泡消火薬剤の保有量(放射量672m³/hで3分の消火活動を2回分)に余裕を考慮し、**放射量約1,380m³/h**で約20分の消火活動が可能となる容量を確保

- 上記に加えて、自主対策として、火災発生時に早期の消火活動が可能な**化学消防自動車**、**水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器(消防車用)**(自主対策設備)を使用し、上記の放水砲等のアクセスルート確保及び建屋への延焼拡大防止等を行う。



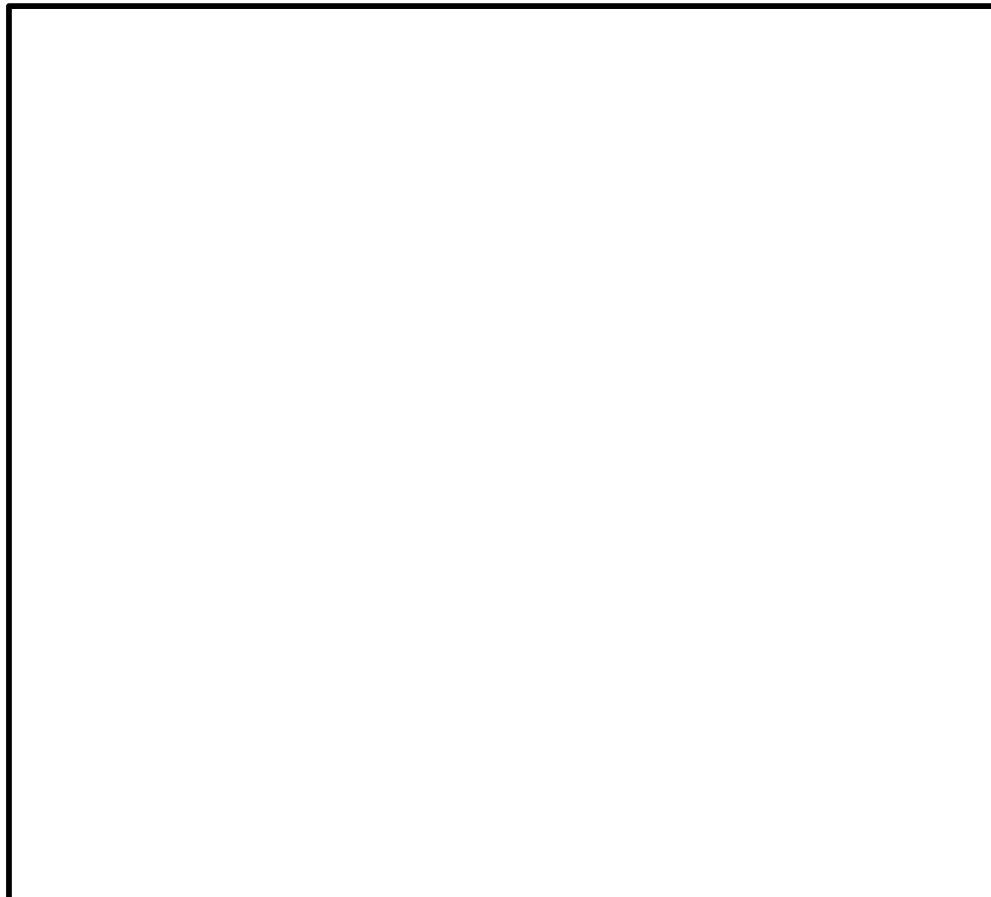
放水砲等を使用した航空機燃料火災対応の概要



化学消防自動車等を使用した早期火災対応の概要

化学消防自動車	水槽付消防ポンプ自動車
水槽: 1,500ℓ 泡原液槽: 300ℓ	水槽: 2,000ℓ
放水性能: 0.85MPa, 0.28m ³ /min以上	
配備数: 各2台(監視所付近及び西側・南側保管場所に分散配備)	
泡消火薬剤容器(消防車用): 1,500ℓ / 1組として2組配備	

- 重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備等の車両型資機材を運搬するためのアクセスルートを複数確保する必要がある。
- 地震、竜巻等の外部事象で発生し得る障害(瓦礫、土砂等)により、アクセスルートの確保が困難となった場合は、**ホイールローダ**等の重機による復旧を行い、車両型資機材の通行性を確保する。



アクセスルート複数確保



ホイールローダ
(重大事故等対処設備)

バケット容量: 2m³
けん引力: 86kN
配備数: 2台 (予備3台)



ブルドーザ
(自主対策設備)

けん引力: 284.4kN
配備数: 1台

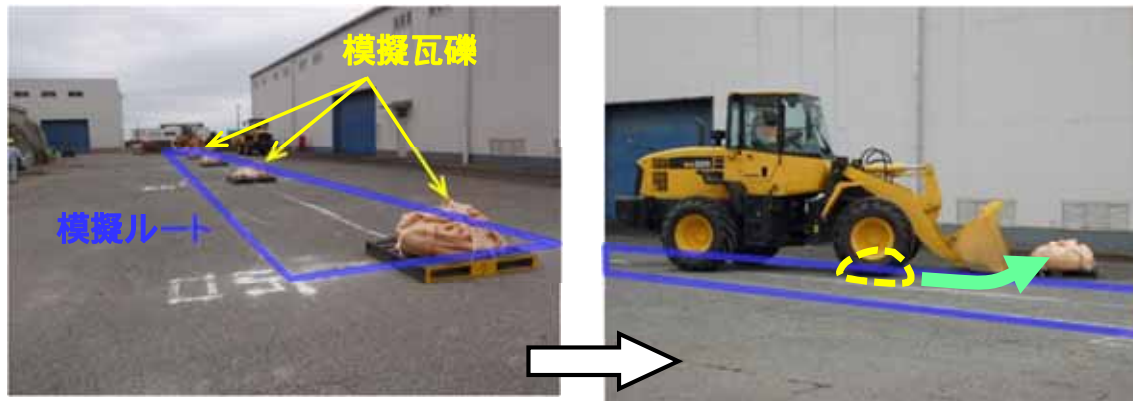


油圧ショベル
(自主対策設備)

バケット容量: 0.16m³
最大掘削力: 39kN
配備数: 1台

瓦礫撤去用重機の配備

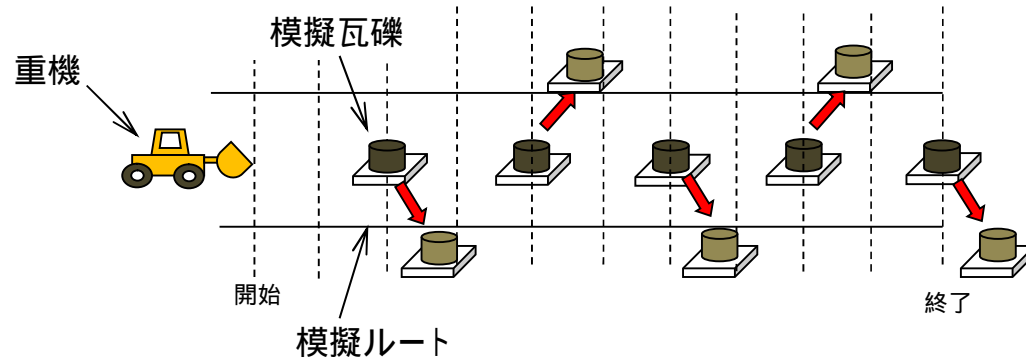
- アクセスルート上に堆積した瓦礫や土砂について、**ホイールローダ**等の重機を用いてルート外への撤去や整地を行うことにより、車両型資機材の通行性を確保する。
- 瓦礫及び土砂の撤去・整地に係る**ホイールローダ**等の重機の取扱いについては、災害対策要員に定期的に教育・訓練を実施することにより必要な力量を確保する。



ルート上に瓦礫を配置し、重機によりルート外に撤去



重機により土砂を撤去



瓦礫撤去訓練の概要



土砂撤去訓練の概要

- アクセスルート上に堆積することが想定される瓦礫や土砂に対し、**ホイールローダ**が十分な性能を有していることを机上評価及び検証試験により確認している。
- さらに、津波漂流物撤去時の作業性向上を目的として、**ブルドーザ**、**油圧ショベル**を自主対策設備として配備する。

被害事例等の確認

- ・東北地方太平洋沖地震時の被害等、過去の被害事例から、瓦礫による被害状況を確認
- ・斜面崩壊時の土砂到達距離を土砂災害に関連する文献を用いて確認



瓦礫は建屋周辺に堆積

文献名	土砂到達距離
原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術	斜面高 × 1.4倍
土質工学ハンドブック	斜面高 × 1.4倍
土木工学ハンドブック	斜面高 × 0.55倍 ~ 0.79倍
土砂災害防止法	斜面高 × 2.0倍
宅地防災マニュアルの解説	斜面高 × 2.0倍

土砂は斜面高 × 0.55倍 ~ 2.0倍まで到達



撤去能力評価 (机上評価)

- ・被害事例等の確認結果を踏まえて瓦礫や土砂の堆積による被害を想定し、保守的な評価条件を設定
- ・保守的に設定した条件で重機による瓦礫等の撤去能力を机上にて評価

	被害の評価条件 (保守的に設定)	撤去能力 評価結果 (重機仕様等から評価)	撤去能力 試験結果 (検証試験により確認)
瓦礫	建屋から建屋高さ分の範囲に堆積	約 1.4 km / h	約 2.3 km / h (最小値)
土砂	斜面高さ × 2.0倍の範囲に堆積	約 66 m ³ / h	約 78 m ³ / h (最小値)

妥当性確認 (検証試験)

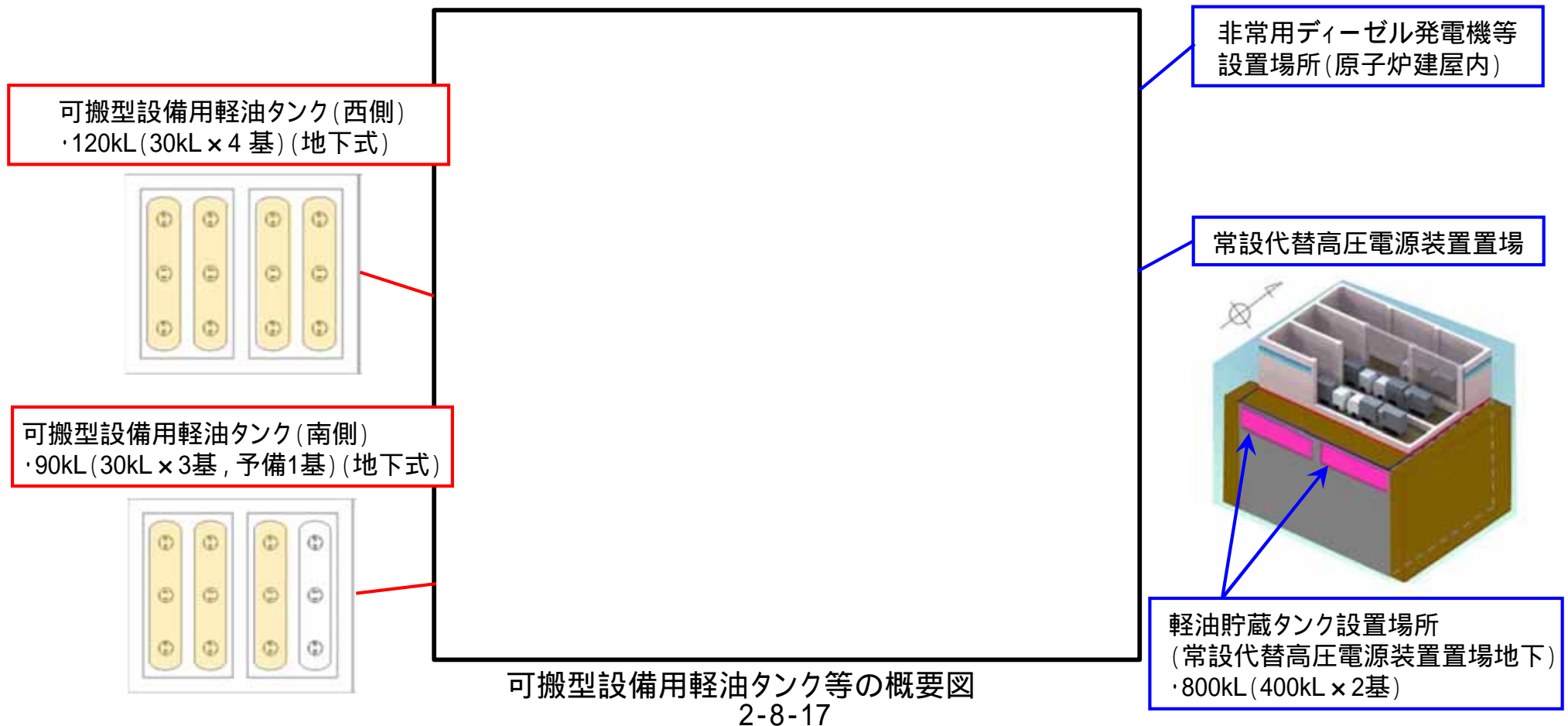
- ・評価で得られた重機の撤去能力が妥当であることを検証試験にて確認
- ・重機が最大けん引力で押し出し可能であることを検証試験にて確認

- 被害事例等の確認結果を踏まえて保守的な条件を設定した上で、**重機仕様等から評価した撤去能力が妥当であることを検証試験により確認している。**
- 検証試験では、重機が最大けん引力で押し出す能力があることを約7tの模擬瓦礫を用いて確認している。

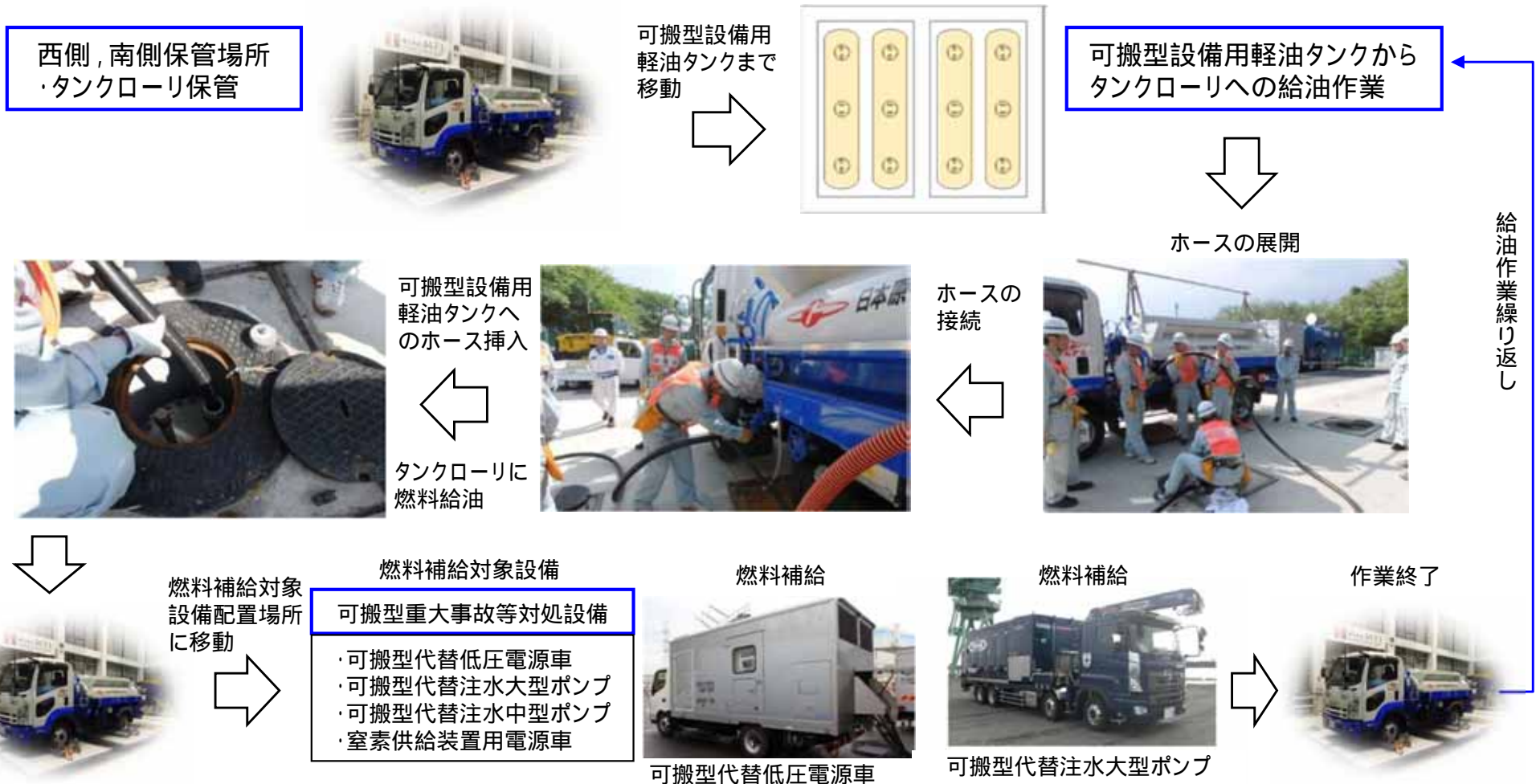


【最大けん引力の確認試験】

- 電源供給, 冷却等に用いる可搬型設備等を長期間継続使用するための燃料の補給手段として, **可搬型設備用軽油タンク**を設置し, **燃料移送・補給用のタンクローリ**を配備する。
- **可搬型設備用軽油タンク**は, 西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所の地下に合計8基(予備1基含む)を設置し, 210kL(30kL×7基)の軽油を貯蔵する。なお, **常設・固定式の非常用ディーゼル発電機等**及び**常設代替高圧電源装置用の軽油貯蔵タンク**と**独立・離隔して設置**する。
- **可搬型設備用軽油タンク**は, 可搬型重大事故等対処設備(低圧電源車, 注水ポンプ等)が**7日間連続**運転した場合の**必要量**(約170kL)に余裕を見込んだ210kLの軽油を確保する。



- 燃料移送・補給用のタンクローリは、可搬型設備用軽油タンクから可搬型重大事故等対処設備へ燃料を移送するため、西側及び南側保管場所に各々1台、合計2台(予備3台)を配備する。
- タンクローリのタンク容量(4kL/1台)は、可搬型重大事故等対処設備への燃料補給2回分(3.44kL)以上の容量を確保している。また、燃料消費が最大時の給油シナリオにおいても**必要な給油頻度以内(最短で1回/132分)**で燃料補給が可能であることを確認している(準備,片付け時間含む)。



タンクローリによる燃料補給作業の流れ

- 事故収束させるために、津波等で機能喪失した安全上特に重要な設備の機能回復を図ることが有効な手段であるため、取替え可能な**残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用DG***
***用海水ポンプの電動機の予備品^注**と**取替作業用の重機**をあらかじめ発電所内に保管し、復旧を早期に実施する。



注 これらの予備品の他、自主対策として使用済燃料プールの冷却等に用いられる補機冷却用海水ポンプ用電動機についても予備品を確保する。

➤ 予備品の選定

海水ポンプ室に設置している残留熱除去系海水系，非常用DG用海水系は，津波浸水で機能喪失の可能性があるため対象機器として選定し，予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき，機能回復することで崩壊熱除去や電源確保ができる機器であることから予備品として確保する。

➤ 保管場所の選定

予備品等(重機を含む。)については，地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面のすべり，津波(敷地に遡上する津波を含む。)による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該海水ポンプとの位置的分散を考慮した西側・南側保管場所に保管する。

予備品の仕様等

名称	仕様	数量	保管場所
残留熱除去系海水系 ポンプ用電動機	三相誘導電動機	2台	南側保管場所 (T.P. + 25m)
非常用DG用海水 ポンプ用電動機	三相誘導電動機	1台	南側保管場所 (T.P. + 25m)

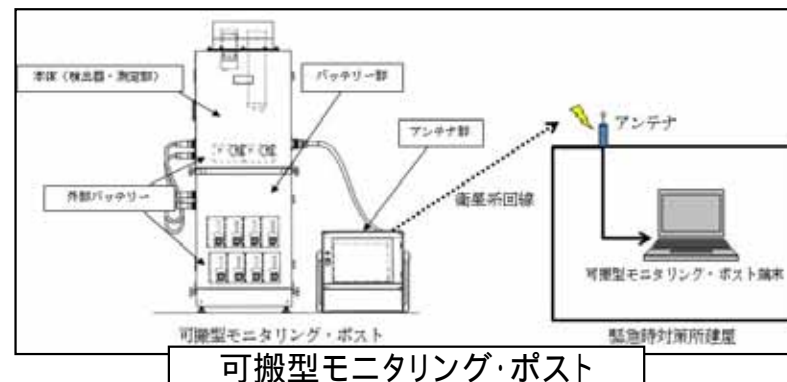
予備品取替用重機の仕様等

名称	仕様	数量	保管場所
予備電動機交換用 クレーン	最大吊り上げ荷重 220t	1台	西側保管場所 (T.P. + 23m)
予備電動機運搬用 トレーラー	積載荷重 20t	1台	西側保管場所 (T.P. + 23m)

- ▶ **可搬型モニタリング・ポスト**によりモニタリング・ポストが機能喪失した場合の代替測定を行うとともに、モニタリング・ポストの設置されていない海側等に可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量を測定する。

可搬型モニタリング・ポストの主な仕様

項目	内容
検出器の種類	NaI(Tl)シンチレーション式検出器 半導体式検出器
計測範囲	B.G. ~ 10 ⁹ nG / h



- ▶ **線サーベイ・メータ等の可搬型放射能測定装置**により、放射能観測車が機能喪失した場合の空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行うとともに、土壌中や水中の放射性物質の濃度を測定する。

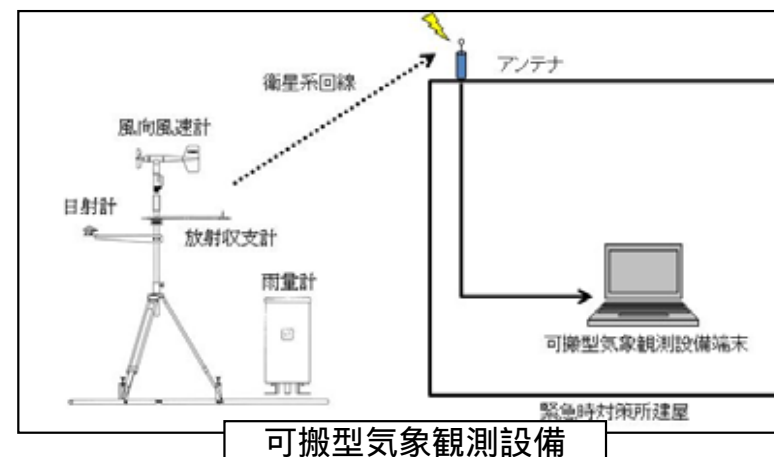
配備する**可搬型放射能測定装置**

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ ・NaIシンチレーションサーベイ・メータ・ 線サーベイ・メータ・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ

- ▶ **可搬型気象観測設備**により気象観測設備が機能喪失した場合の代替測定を行う。

可搬型気象観測設備の主な仕様

項目	内容
観測項目	・風向・風速・日射量・放射収支量・雨量



- 放射能観測車は、周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質(粒子状物質、よう素)を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

放射能観測車の仕様

測定器の名称	検出器の種類	計測範囲
空間ガンマ線測定装置	NaI(Tl)シンチレーション	B.G. ~ 10 ⁸ nGy / h
	半導体	
ダストモニタ	プラスチックシンチレーション	B.G. ~ 10 ⁵ s ⁻¹
	ZnS(Ag)シンチレーション	
よう素測定装置	NaI(Tl)シンチレーション	B.G. ~ 10 ⁵ s ⁻¹



放射能観測車

- **小型船舶**は、重大事故等が発生した場合に、発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合、**小型船舶**により、周辺海域の**放射線量率を電離箱サーベイ・メータで測定し**、その結果を記録するとともに、**空気中の放射性物質及び海水のサンプリング**を行う。

小型船舶の仕様

項目	内容
最大積載重量	350kg以上 (要員2名 + 資機材を想定)
モニタリング時に持ち込む重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ: 1台 可搬型ダスト・よう素サンブラ : 1台 採取用資機材: 1式
移動方法	保管場所から船舶運搬車両等を用いて岸壁まで運搬する。



小型船舶

通信連絡 (資料2-6参照)



➤ 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、無線連絡設備(携帯型)、携行型有線通話装置及び衛星電話設備(携帯型)を配備。

		発電所内の配備数 ¹	必要台数 ²
警報装置	送受話器(ページング)	約280台	
	無線連絡設備	無線連絡設備(固定型) 無線連絡設備(携帯型)	3台 19台(予備1台) 5台
通信設備(発電所内)	携行型有線通話装置	15台(予備2台)	12台
	電力保安通信用電話設備	固定電話機 PHS端末 FAX	約180台 約300台 2台
衛星電話設備	衛星電話設備(固定型)	8台	4台
	衛星電話設備(携帯型)	11台(予備1台)	2台
通信設備(発電所外)	加入電話設備	加入電話機 加入FAX	10台 2台
	テレビ会議システム(社内)	2台	
統合原子力防災ネットワーク	IP電話	6台	6台
	IP-FAX	3台	3台
	テレビ会議システム	1台	1台
専用電話設備	専用電話(ホットライン) (地方公共団体向)	1台	
SPDS	安全パラメータ表示システム(SPDS)	SPDSデータ表示装置	1台(予備1台)
データ伝送設備	緊急時対策支援システム(ERSS)		

1台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

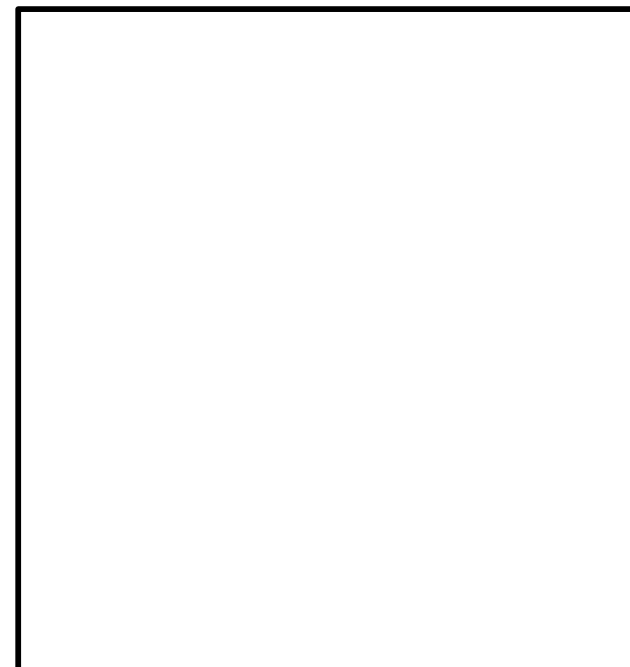
2設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備(□)に対し、重大事故等対処時の人員配置等を踏まえて設定

放射線防護（資料2-7参照）



➤ **放射線防護具類の種類と数量を増やし**，外部からの支援なしに事故発生後7日間の活動に必要な数を地震，津波，その他の自然現象による影響を受け難く居住性の確保された**緊急時対策所建屋等に配備する**。

名称 ()内は防災業務計画の名称	従来から備えている放射線防護具類 (防災業務計画に定める 防災用資機材及び防災関連資機材)		今後備えることとしている放射線防護具	
			配備数 ¹	
	配備数	保管場所	緊急時対策所建屋	中央制御室
電子式個人線量計	57台	緊急時対策室建屋	333台	33台
タイベック (汚染防護用装備)	57組	緊急時対策室建屋	1,166着	17着
靴下	2		2,332足	34足
帽子	2		1,166個	17個
綿手袋	2		1,166双	17双
ゴム手袋	2		2,332双	34双
全面マスク (ダスト・マスク)	57個	緊急時対策室建屋	333個	17個
チャコールフィルタ	114個	緊急時対策室建屋	2,332個	34個
アノラック (PVAスーツ)	57組	緊急時対策室建屋	462着	17着
長靴	2		132足	9足
胴長靴	2		12足	9足
高線量対応防護服	10着	緊急時対策室建屋	15着	
セルフ・エアー・セット	4台	サービス建屋		
自給式呼吸用保護具				9式



保管場所の配置

- 1 今後，必要に応じて訓練等で見直しを行う。
- 2 防災用資機材として位置付けてはいなかったが，通常時より配備している装備を適宜使用することとしていた。

	従前の考え方	今後の考え方
防護具の数量	原子力災害対策特別措置法を基に，必要な数量の算出。事故対応の要員数に対し，凡そ3日以上を確保。	事象発生後7日間は外部からの支援を受けなくても，継続して事故収束の対応に当たれる数量を確保する。
防護具の保管場所	事故対応の要員の活動拠点となる場所に保管し，迅速な活動に支障を及ぼさないよう考慮。	従前の考え方に加えて，地震及び津波等の自然災害並びに重大事故等の影響受け難い場所を保管場所とする。

➤ 発電所に影響を及ぼすような、自然現象や外部事象が発生した際の発電所の被災状況を確認するための手段として、津波・構内監視カメラを導入することとしている。

- ・津波・構内監視カメラとして、原子炉建屋の屋上及び防潮堤の上部に、耐震性を有するカメラ(赤外線式)を設置する。
- ・発電所内及び発電所外を含め広範な範囲で、津波等の自然現象・外部事象の兆候を昼夜にわたり中央制御室の運転員が定期的な巡視点検により監視可能となる。

➤ 更に、東海第二発電所では、本ワーキングチームにおける指摘を踏まえ、自主的な対策としてカメラを搭載したドローン(自主対策)を配備する方針とする。

- ・発電所が自然現象等で被災した後、屋外作業を実施するに当たって、災害対策本部は発電所構内やアクセスルートの被災状況等を把握するため、津波・構内監視カメラの監視映像の確認や、目視による直接確認を行い、構内の被災状況を把握する。

・この確認手段の多様性を確保する観点から、カメラを搭載したドローンを飛行させて発電所構内の状況を確認する手段の導入を検討する。

・東海第二発電所のロケーションを踏まえ、今後、具体的なドローンの機種選定、運用方法等を検討していく。

津波・構内監視カメラの主な仕様

津波・構内監視カメラ	
外 観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	Sクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台 数	原子炉建屋屋上3台, 防潮堤上部4台



ドローンの機種の例

2-8-25

ドローンの仕様の例

項 目	仕 様
対角寸法	約35cm
重量	約1.5kg
最高時速	70km/h
飛行時間	約28分
最大転送距離	約3km(障害物なし)
積載物	可視カメラ

4. 緊急時対応資機材の保管場所

- 緊急時対応資機材は概ね西側保管場所又は南側保管場所に保管する。このうち可搬型重大事故等対応設備は西側及び南側に分散して保管し、バックアップは予備機置場に保管する。このうち重大事故等対応で特に重要となる**原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備については、必要な容量を賄うことのできる設備を2セット以上確保した上で分散して保管する。**
- 緊急時対応資機材のうち、事故収束対応で従事者が装備する衛星電話設備等や放射線防護具類、小型で建屋内収納できる可搬型モニタリングポスト等は、地震や津波等自然現象の影響を受け難い中央制御室又は緊急時対策所建屋に保管する。

緊急時対応資機材として、重大事故等の緊急時において事故影響に対する緩和対策又はその支援対策等として活用される、常設・固定式でない可搬型 / 車両型の設備や資機材を導入する。

緊急時対応資機材は、原子炉及び使用済燃料プールの燃料冷却や、大規模火災の消火、放射性物質の拡散抑制等、事故影響に対する直接的な緩和機能を有する資機材と、アクセスルートの復旧・確保や各設備への燃料の補給等、事故影響の緩和機能の実効性確保や信頼性向上を図るためのサポート機能等を有する資機材の両方を導入する。

これらの資機材を適切に組み合わせて活用することで、既存の安全設備による安全対策、新設の常設型の重大事故等対処設備による安全対策に加えて、可搬型である資機材の特徴を生かした柔軟な安全対策の実施を可能としている。

各緊急時対応資機材の安全対策上の効果は以下のとおり。

【事故影響の直接的な緩和機能を有する緊急時対応資機材】

電源対策

: 低圧電源車及び可搬型の整流器により、交流及び直流の電源供給が可能

原子炉、格納容器及びSFP冷却対策

: 可搬型のポンプ等により、原子炉注水、格納容器スプレイ、使用済燃料プールへの注水、熱交換器等の冷却用海水送水等が可能

格納容器水素爆発対策

: 可搬型の窒素供給装置等により、格納容器内の水素濃度・酸素濃度の上昇抑制が可能

拡散抑制・航空機燃料火災対策

: 可搬型の大型ポンプ、放水砲、汚濁防止膜等により、大気及び海洋への放射性物質の拡散の抑制、航空機落下火災等の大規模火災の消火が可能

【サポート機能等を有する緊急時対応資機材】

⑤アクセスルート確保対策

:ホイールローダ等により,アクセスルートを復旧して**車両型の資機材の通行性を確保可能**

燃料補給

:タンクローリにより,電源供給や冷却等の**安全対策を継続的に実施するための燃料補給が可能**

重要設備の復旧に係る予備品の確保

:海水ポンプ用電動機予備品と取替作業用重機により,**故障時には復旧作業により機能回復が可能**

放射能測定

:可搬型モニタリング・ポスト,放射能観測車及び小型船舶により,**陸上及び海上の放射線量及び放射性物質濃度を測定可能**

通信連絡設備

:衛星電話設備(携帯型)等により,発電所の内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡を行うことにより**継続的な事故収束対応作業への従事が可能**

放射線防護

:放射線防護具類により,汚染・被ばくを抑制しつつ**継続的な事故収束対応作業への従事が可能**

発電所被災状況確認

:ドローンにより,自然現象・外部事象発生時の**発電所構内の被災状況の確認が可能**

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第15回)
ご説明資料

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第23回)
敦賀発電所2号機審査資料の不適切事
案による東海第二発電所への影響確認
により一部修正(2023年3月29日)

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価に係る確率論的リスク 評価等を踏まえた重要事故シーケンスの選定について

2019年6月26日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. はじめに
2. 東海第二発電所のプラント構成について
3. レベル1PRA
 - 3.1 内部事象出力運転時レベル1PRA
 - 3.2 地震レベル1PRA
 - 3.3 津波レベル1PRA
 - 3.4 内部事象停止時レベル1PRA
4. レベル1.5PRA
 - 4.1 内部事象出力運転時レベル1.5PRA
5. **事故シーケンスグループ(事故想定)の抽出及び重要事故シーケンスの選定**
 - 5.1 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンス選定
 - 5.2 停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンス選定
 - 5.3 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る評価シーケンス選定

実施内容及び目的

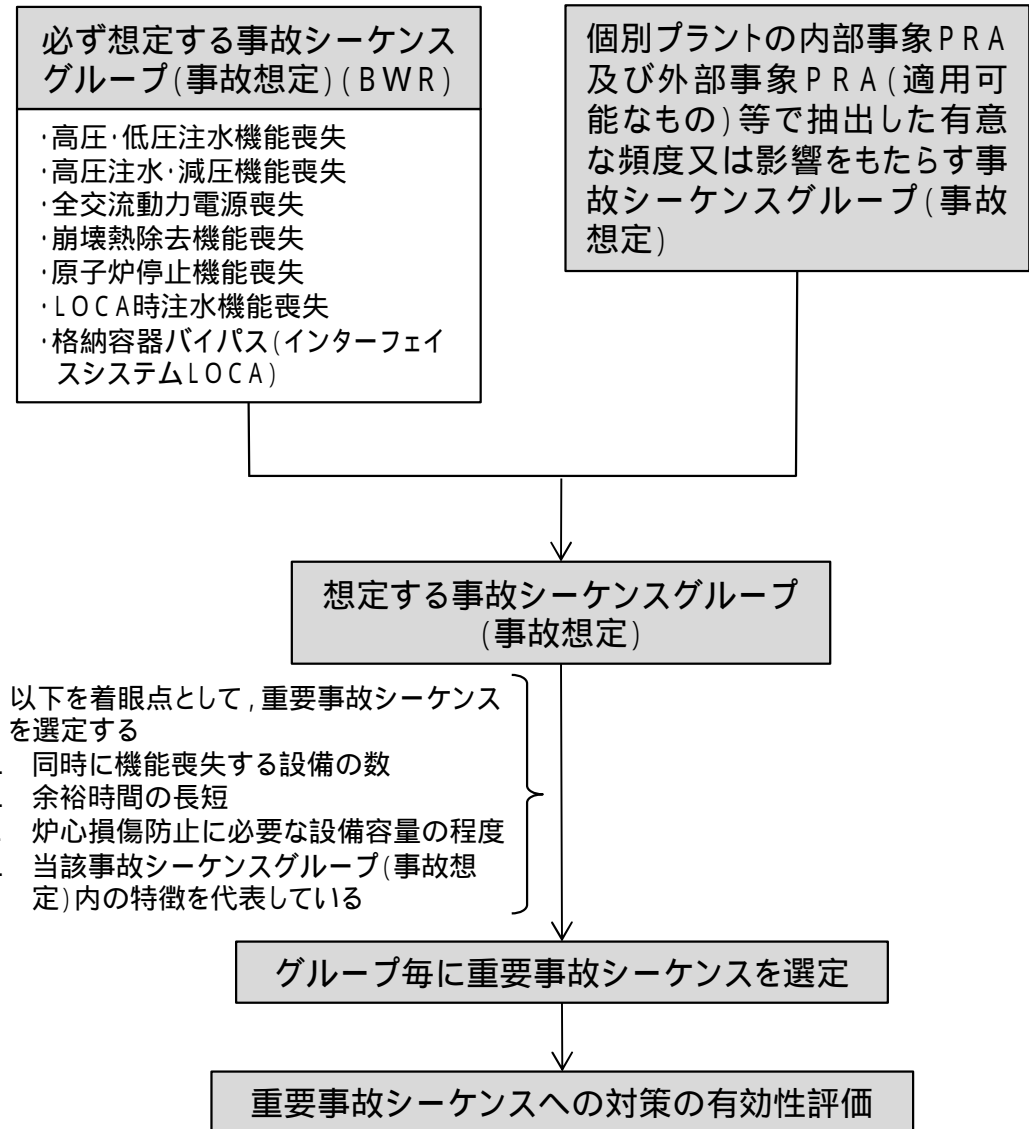
➤ 確率論的リスク評価

「**实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈**」第37条に基づき、**事故シーケンスグループ(事故想定)**及び**格納容器破損モード**の抽出に活用するために、個別プラントの確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)を実施した。

なお、今回実施したPRAの評価手順は、日本原子力学会標準に準拠している。

➤ 事故シーケンス選定

「**实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド**」等に基づき、**事故シーケンスグループ(事故想定)**及び**格納容器破損モード**ごとに、有効性評価の対象とする**重要事故シーケンス**を選定した。



例) 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

1. はじめに(2/2)



PRAの評価対象とするプラント状態

- 今回実施したPRAの目的は、設計基準事象を超えた重大事故等に対する有効性評価を行うための事故シーケンスグループ(事故想定)及び格納容器破損モードの抽出であることから、設計基準事故対処設備による対応を基本とし、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策(以下「AM策」という。)には期待しないことを前提に評価を行う。
- PRAの評価対象は右表のとおり。なお、「ECCS手動起動」、「原子炉手動減圧」、「残留熱除去系の起動」、「高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源切替」等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作は考慮。

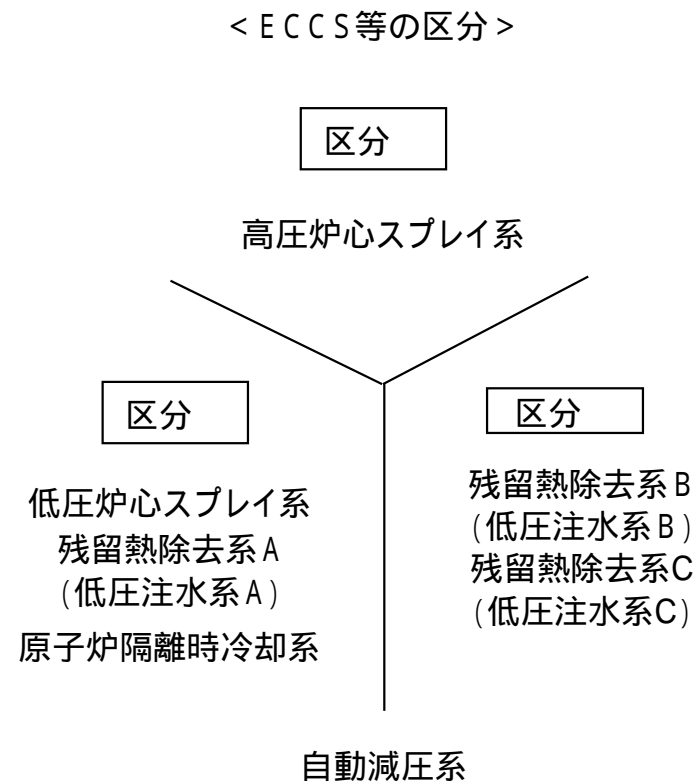
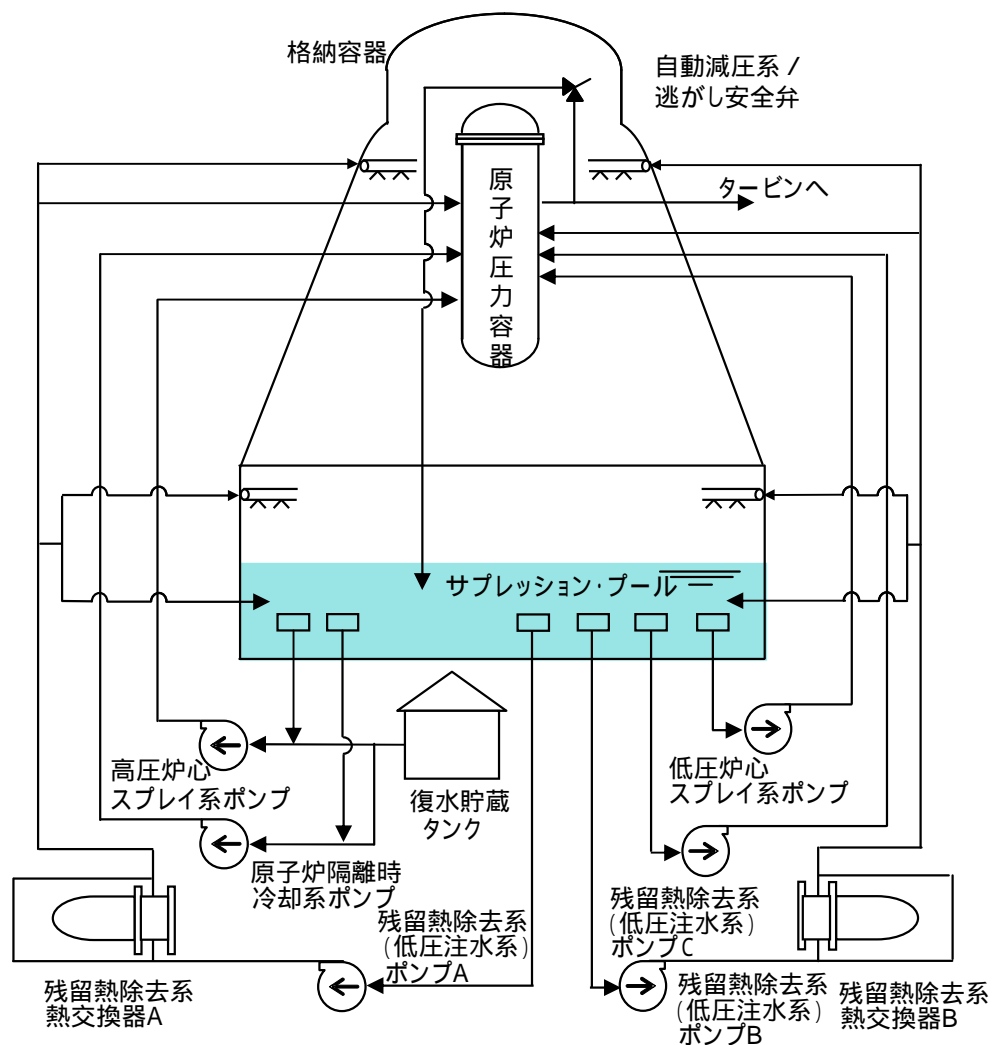
対象緩和設備	今回のPRAでの取り扱い
設計基準事故対処設備	考慮する
AM要請(H4)以前から整備しているAM策 <ul style="list-style-type: none"> • 代替注水手段(給水系, 制御棒駆動水圧系, 復水補給水系及び消火系による原子炉への注水手段) 	考慮しない
AM要請(H4)以降に整備したAM策 <ul style="list-style-type: none"> • 代替反応度制御(代替原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入機能) • 代替注水手段(復水補給水系, 消火系による原子炉・格納容器への注水手段) • 原子炉減圧の自動化 • 格納容器からの除熱手段(耐圧強化ベント) • 電源の融通(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの6.9kV / 480V融通) 	考慮しない
緊急安全対策 <ul style="list-style-type: none"> • 電源車 • 消防車, 消防ポンプ • 非常用発電機代替設備 • 代替海水ポンプ • 代替注水車 • 建屋の水密扉の強化 • 海水ポンプモータ予備品 	考慮しない
重大事故等対処設備	考慮しない

2. 東海第二発電所のプラント構成について(1/2)



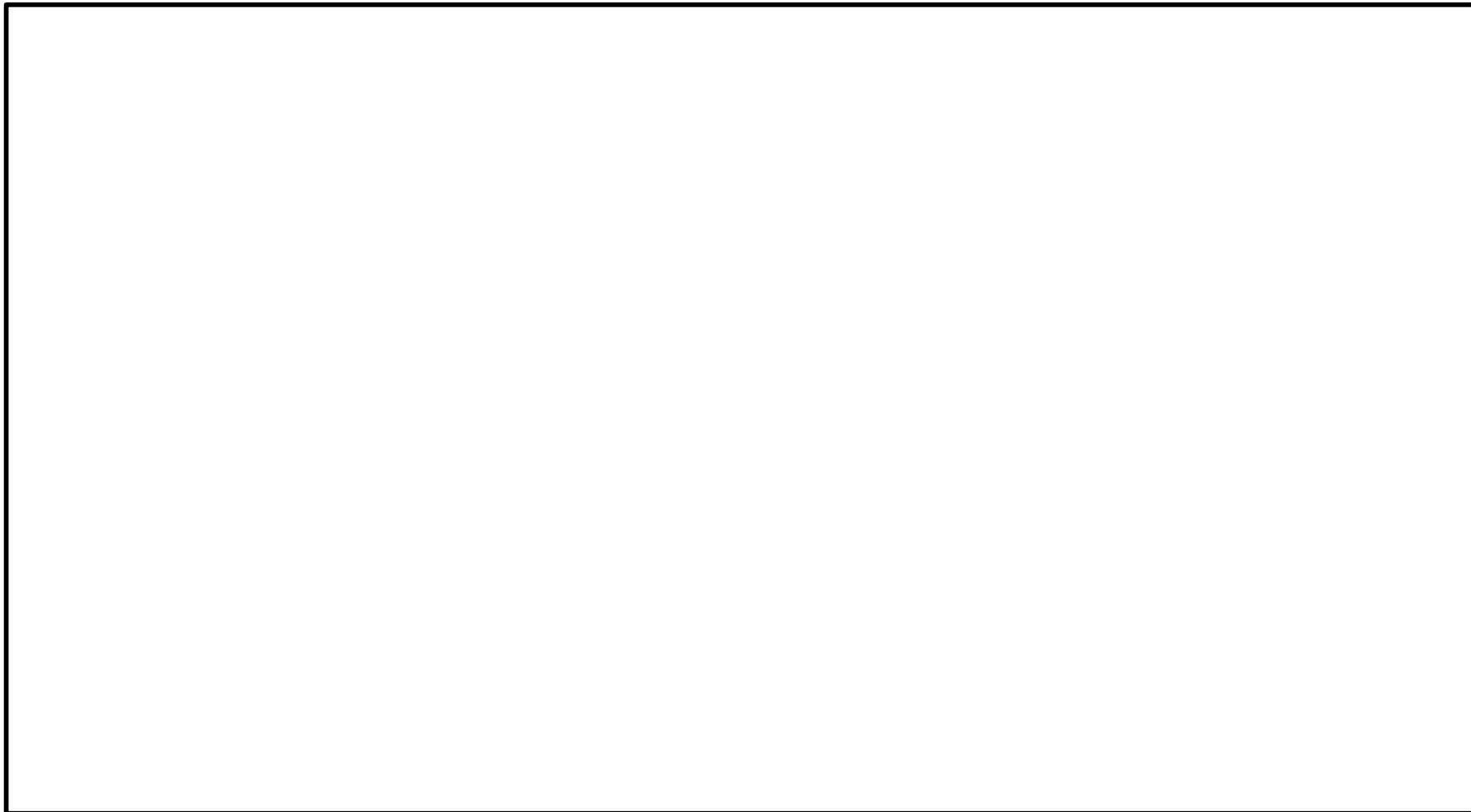
■炉心冷却機能及び格納容器除熱機能を有する系統

- ECCS (非常用炉心冷却施設) は3区分で構成されており, そのうち2区分は格納容器除熱機能を有している (BWR - 5 プラントの特徴)



■ 圧力抑制形の鋼製格納容器 (Mark-Ⅱ型)

- 格納容器雰囲気は、通常運転時には窒素置換
- ドライウェル下部にサブプレッション・チェンバを配置



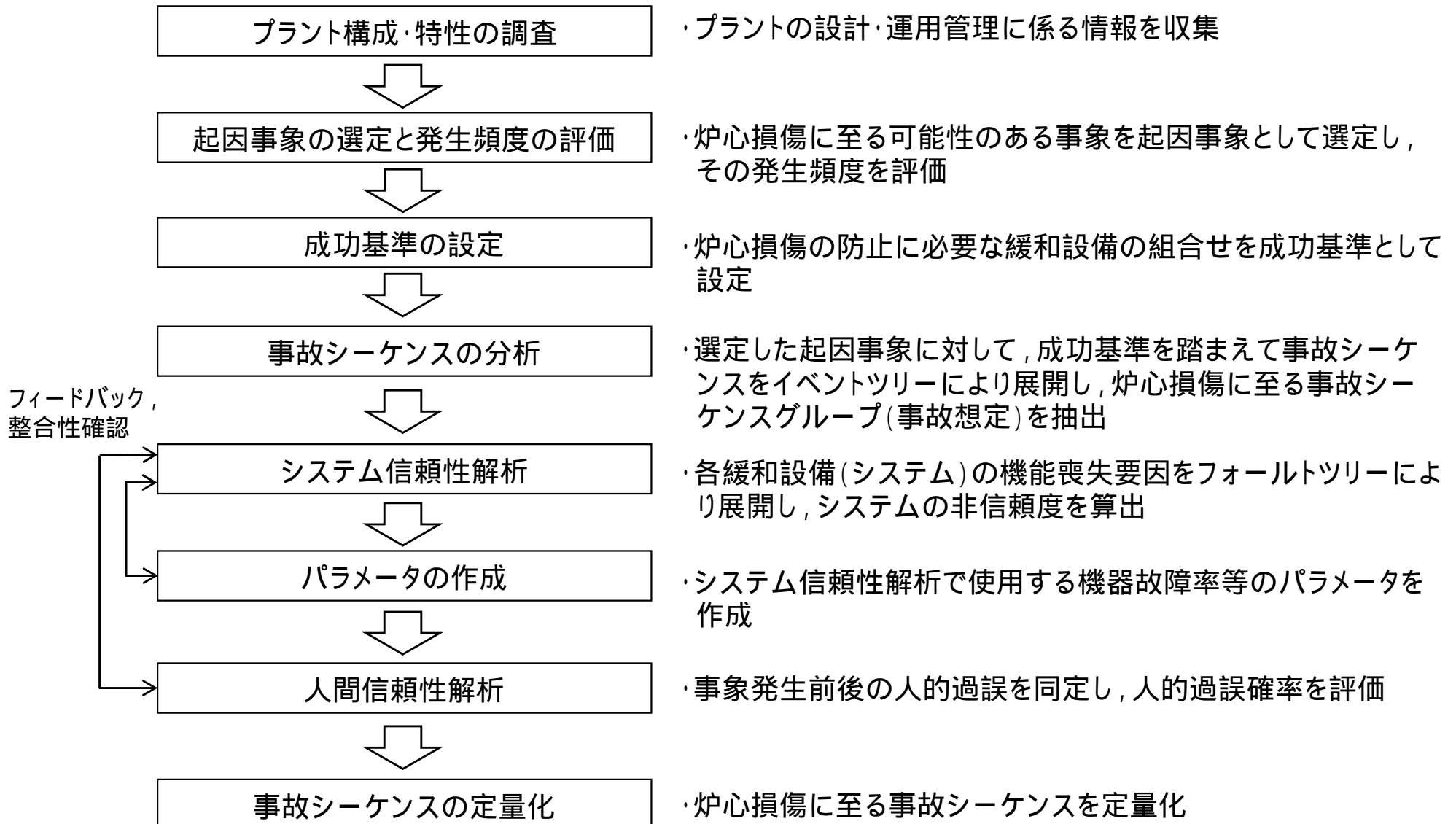
3. レベル1 P R A

3.1 内部事象出力運転時レベル1 P R A

(1) 内部事象出力運転時レベル1 P R A の評価フロー



■ 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル1PSA編):2008」に準拠し,以下の手順で内部事象出力運転時レベル1 P R Aを実施



(2) プラントの構成・特性



■内部事象出力運転時レベル1 P R Aで考慮する代表的設備

機能及び系統名 ¹	系統の概要
原子炉停止機能 ²	
スクラム系(原子炉緊急停止系, スクラム排出容器, 制御棒駆動水圧系)	原子炉水位低(レベル3)等の信号により異常を検知して, 急速かつ自動的に制御棒を炉心に挿入し, 原子炉を停止させる。信号を発する原子炉緊急停止系, スクラム排出容器及び制御棒駆動水圧系から構成される。
炉心冷却機能 ³	
高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉水位異常低下(レベル2)又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し, 電動駆動のポンプにより, 高圧～低圧状態の原子炉に注水する。
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	原子炉水位異常低下(レベル2)の信号で自動起動し, 蒸気タービン駆動のポンプにより, 原子炉に注水する。
低圧炉心スプレイ系(LPCS)	原子炉水位異常低下(レベル1)又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し, 電動駆動のポンプにより, 低圧状態の原子炉に注水する。
低圧注水系(LPCI) (残留熱除去系(RHR))	LPCIはRHRの機能の1つであり, 原子炉水位異常低下(L1)又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し, 電動駆動のポンプにより, 低圧状態の原子炉に注水する。
自動減圧系(ADS)	原子炉水位異常低下(L1)及びドライウェル圧力高の信号により, ADS機能を有する逃がし安全弁(S/R弁)を自動開放して原子炉圧力を低下させる。
格納容器除熱機能	
残留熱除去系(RHR) (格納容器スプレイ冷却モード/サブプレッション・プール冷却モード)	格納容器スプレイ冷却モードはRHRの機能の1つであり, サプレッション・プール水をRHRの熱交換器で冷却し, ドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで格納容器内の温度, 圧力を低減させる。サブプレッション・プール冷却モードはRHRの機能の1つであり, サプレッション・プール水をRHRの熱交換器で冷却し, 再びサブプレッション・プールへ戻すことによりサブプレッション・プールの温度を低減させる。
安全機能のサポート機能	
残留熱除去系海水系(RHRS) 非常用ディーゼル発電機海水系(DGSW) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系(HPCS-DGSW)	直接海水を供給することで, 各々の補機を冷却する。 RHRS: LPCS, RHR 等 DGSW: DG-2C/2D HPCS-DGSW: HPCS, HPCS-DG
非常用ディーゼル発電機(DG) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(HPCS-DG)	外部電源の喪失等を受けて自動起動し, 非常用機器に給電する。
直流電源(DC)	RCICやディーゼル発電機の起動, 逃がし安全弁の電磁弁や遮断器の開閉等の非常用機器の制御に用いる。

1: 外部電源が喪失した場合の復旧及び故障した機器の復旧は考慮していない

2: 全制御棒挿入失敗時のほう酸水注入系については, AM操作を伴うことから原子炉停止機能として考慮していない

3: 給復水系による注入機能及び除熱機能には期待していない

(3) 起因事象の選定

■選定した起因事象とその発生頻度及びその評価方法

- 評価対象とする起因事象は、既往のPRA及び東海第二発電所の特性を考慮して選定。
- 起因事象発生頻度は、国内BWRプラントにおける過去の実績や文献値等により算出。

起因事象		発生頻度 (回/炉年)
過渡事象	非隔離事象(タービントリップ等)	1.7E-01
	隔離事象(主蒸気隔離弁閉等)	2.7E-02
	全給水喪失	1.0E-02
	水位低下事象(給水ポンプトリップ等)	2.7E-02
	原子炉緊急停止系誤動作等	5.5E-02
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03
手動停止 / サポート系喪失 (手動停止)	計画外停止	4.3E-02
	残留熱除去系海水系故障(区分)	7.2E-04
	残留熱除去系海水系故障(区分)	7.2E-04
	交流電源故障(区分)	1.5E-04
サポート系喪失 (自動停止)	交流電源故障(区分)	1.5E-04
	タービン・サポート系故障	7.2E-04
サポート系喪失 (直流電源故障)	直流電源故障(区分)	2.8E-04
	直流電源故障(区分)	2.8E-04
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	大破断LOCA	2.0E-05
	中破断LOCA	2.0E-04
	小破断LOCA	3.0E-04
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)	4.8E-10

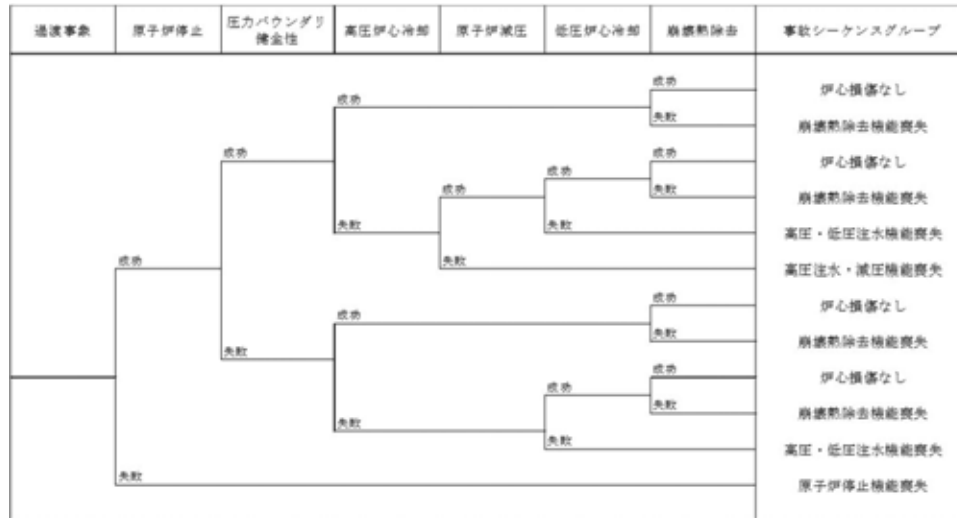
(4) 事故シーケンスの分析(1/2)



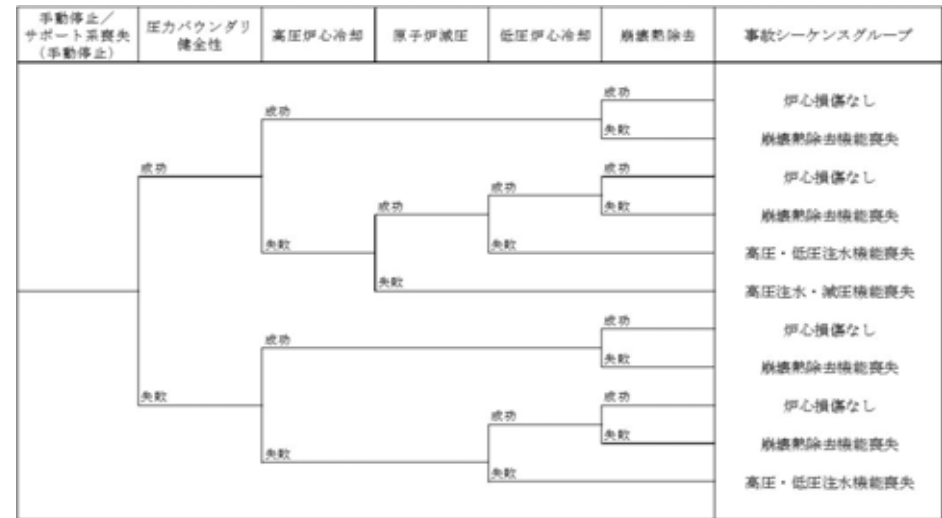
■事故シーケンスの分類

➤ 選定した起因事象に対して、成功基準を踏まえて事故シーケンスをイベントツリーにより展開

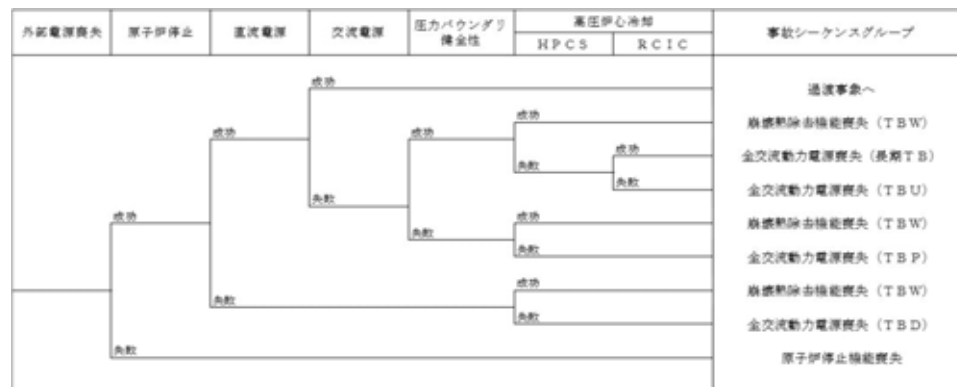
< 過渡事象のイベントツリー >



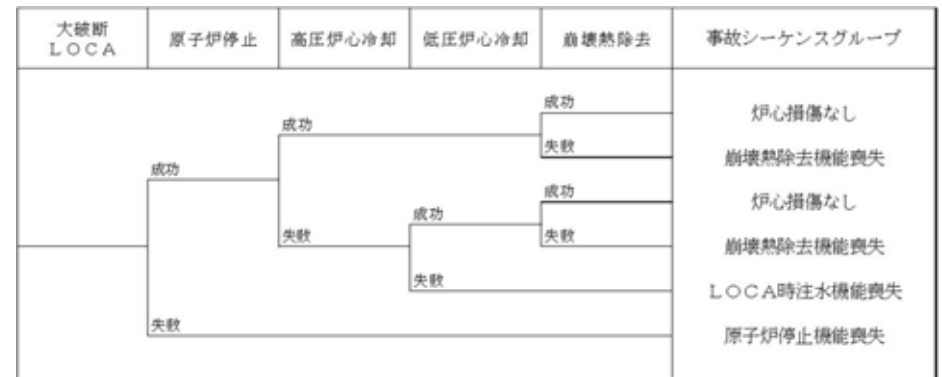
< 手動停止 / サポート系喪失(手動停止)のイベントツリー >



< 外部電源喪失のイベントツリー >



< 大破断LOCAのイベントツリー >



(4) 事故シーケンスの分析(2/2)



■事故シーケンスの分類

➤ 炉心損傷に至る事故シーケンスの最終状態を、安全機能に着目した、事故シーケンスグループ(事故想定)に分類

事故シーケンスグループ(事故想定)		事故シーケンスの特徴
高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	事象発生後、高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗
高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	事象発生後、高圧系による炉心冷却に失敗し、かつ原子炉の減圧に失敗
全交流動力電源喪失	TB	全交流動力電源喪失
	TBU	DG2台機能喪失、HPCS機能喪失及びRCIC機能喪失
	TBP	DG2台機能喪失、HPCS機能喪失及びS/R再閉失敗によるRCIC機能喪失
	TBD	直流電源の故障によるDG2台の起動失敗、HPCS機能喪失及びRCIC機能喪失
	長期TB	非常用ディーゼル発電機2台機能喪失、HPCS機能喪失及び蓄電池枯渇に伴うRCIC機能喪失
原子炉停止機能喪失	TC	事象発生後、原子炉停止(未臨界確保)に失敗
崩壊熱除去機能喪失	TW	事象発生後、原子炉格納容器からの崩壊熱除去に失敗
	TBW	全交流動力電源喪失、HPCSによる炉心冷却は継続しているが、格納容器からの崩壊熱除去に失敗
LOCA時注水機能喪失	LOCA	原子炉冷却材喪失の場合において原子炉への注水に失敗
	AE	大LOCA後の炉心冷却失敗
	S1E	中LOCA後の炉心冷却失敗
	S2E	小LOCA後の炉心冷却失敗
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	ISLOCA	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

(5) 事故シーケンスの定量化

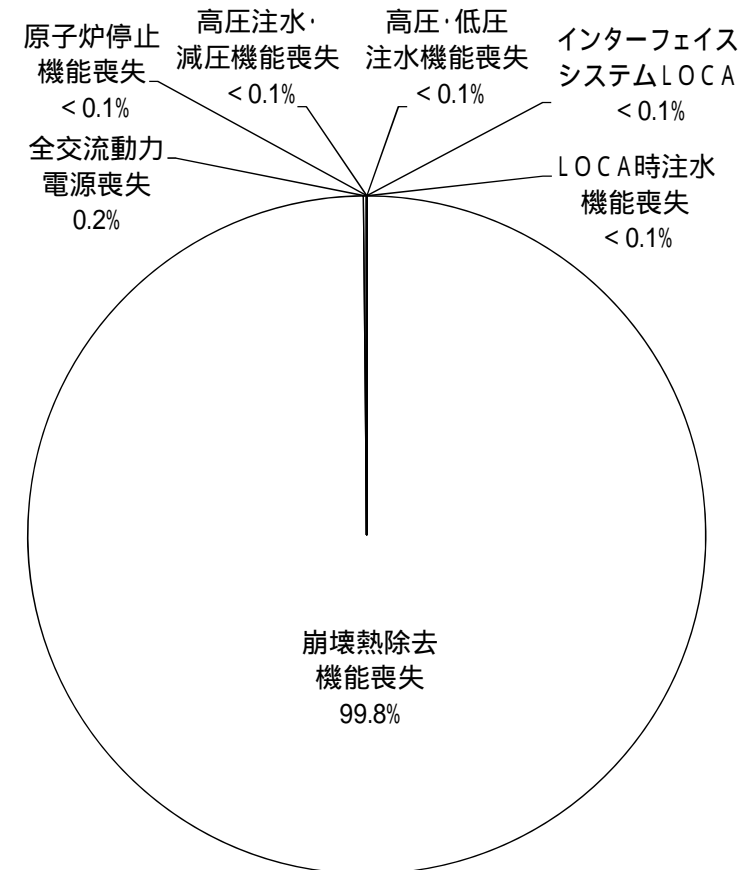


■事故シーケンスグループ(事故想定)別の炉心損傷頻度

➤「崩壊熱除去機能喪失(TW, TBW)」の寄与割合が約100%を占め支配的

崩壊熱除去に係る重大事故等対処設備(緊急用海水系, 代替循環冷却系, 格納容器ベント(格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント))等により, 炉心損傷頻度の低減が可能

事故シーケンスグループ (事故想定)		炉心損傷頻度 (/炉年) (点推定値)	寄与割合 (%)
高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	3.5E-09	< 0.1
高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	2.0E-08	< 0.1
全交流動力電源喪失	長期TB	7.7E-08	0.1
	TBU	2.1E-08	< 0.1
	TBP	5.3E-10	< 0.1
	TBD	6.0E-12	< 0.1
崩壊熱除去機能喪失	TW	5.6E-05	91.9
	TBW	4.8E-06	7.9
原子炉停止機能喪失	TC	2.5E-08	< 0.1
LOCA時注水機能喪失	AE	1.4E-12	< 0.1
	S1E	2.0E-11	< 0.1
	S2E	1.6E-13	< 0.1
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	ISLOCA	4.8E-10	< 0.1
合計		6.1E-05	100.0



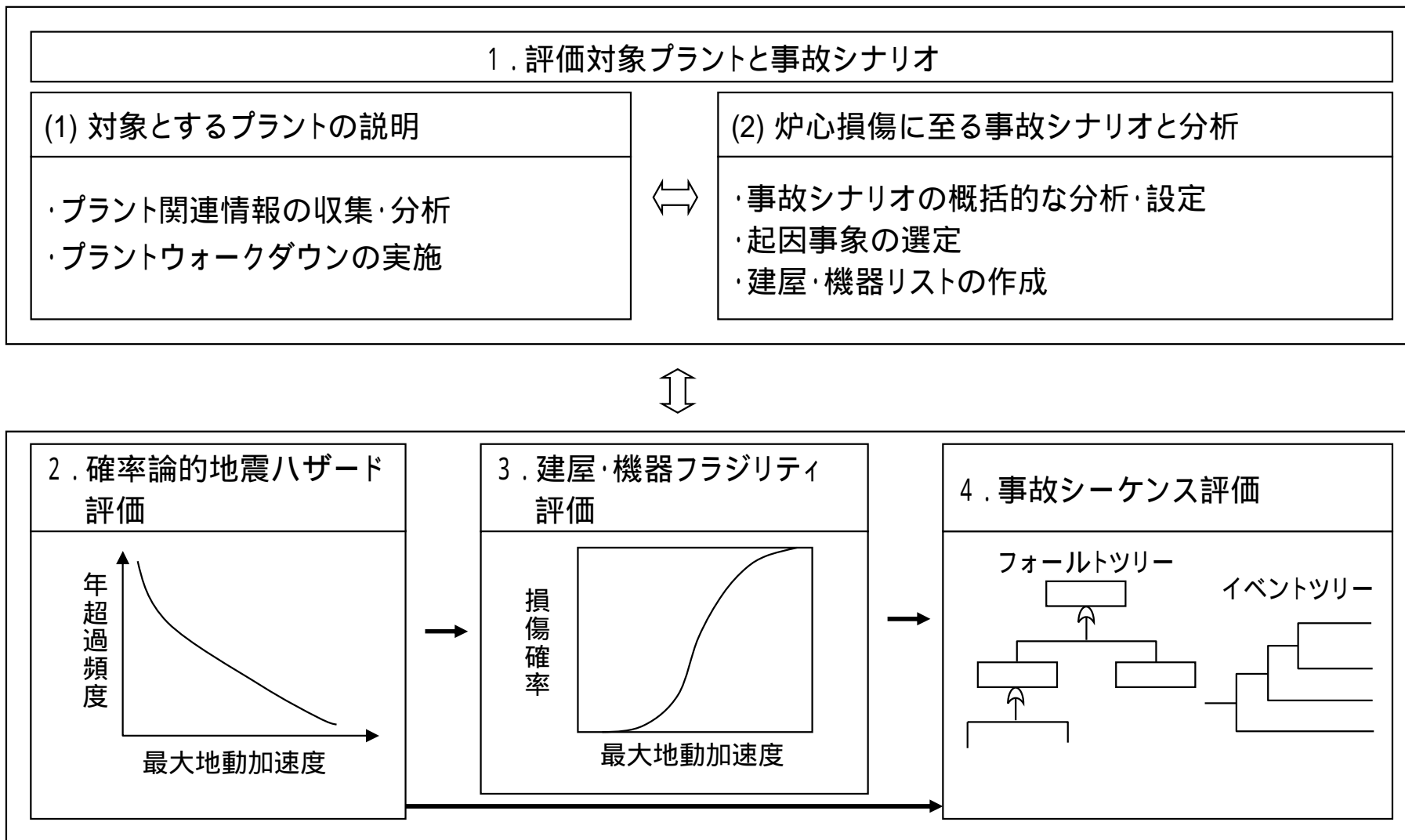
3. レベル1PRA

3.2 地震レベル1PRA

(1) 評価の流れ

地震レベル1 PRAの評価フロー

➤以下に示す評価フローに基づき、地震PRAを実施

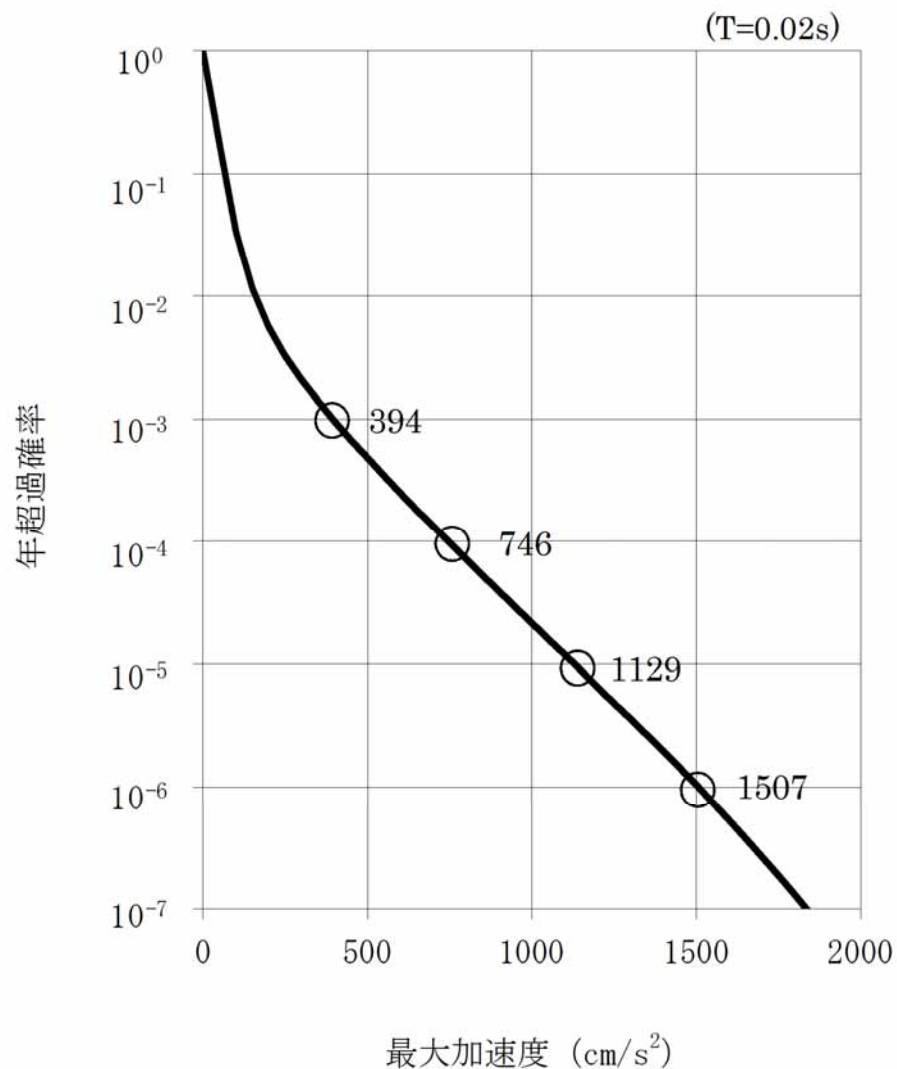


(1) 確率論的地震ハザード評価



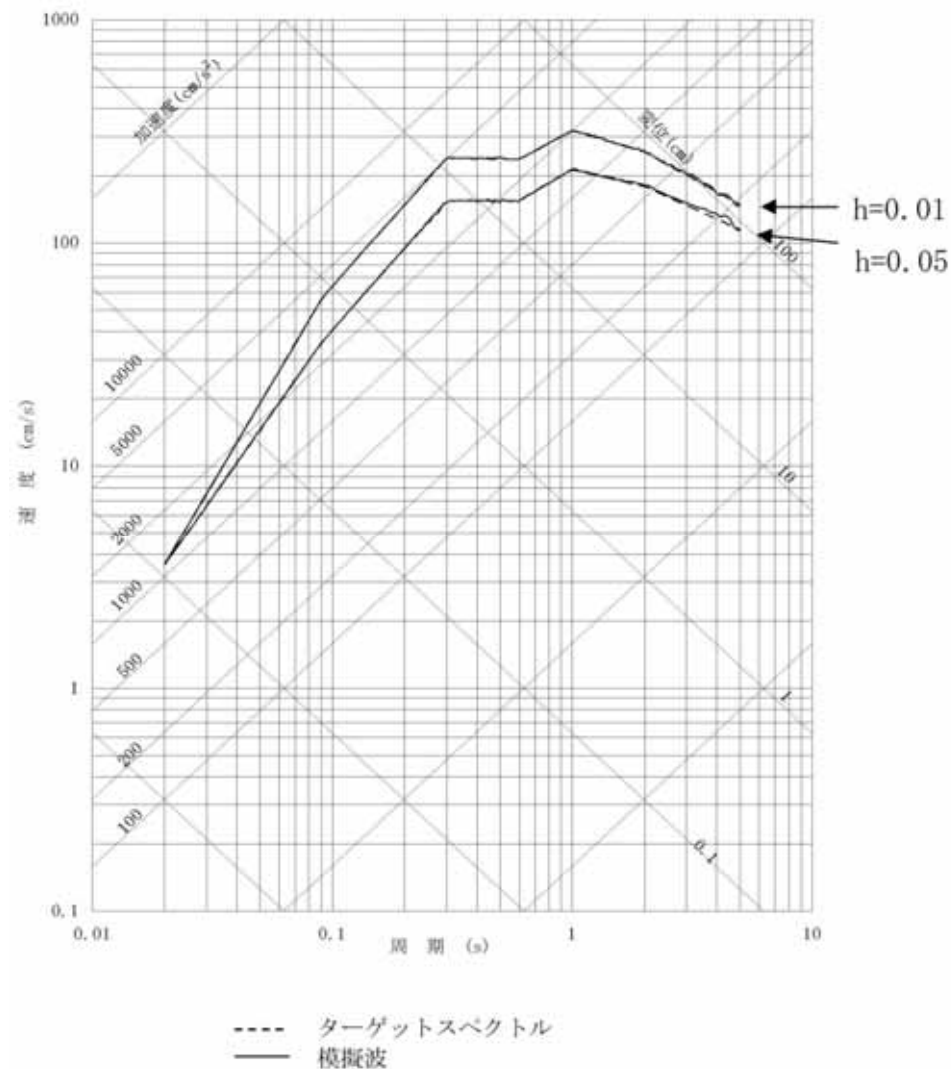
地震ハザード曲線

- システム評価に用いた平均地震ハザード曲線(水平方向)



一様ハザードスペクトル

- フラジリティ評価に用いた年超過確率10⁻⁵の一様ハザードスペクトル



(2) 建屋・機器フラジリティ評価



機器のフラジリティの例

- 評価対象: 残留熱除去系熱交換器
- 損傷モードと部位: 最も耐震裕度の低いアンカボルトの構造損傷(引張 + せん断)
- 評価方法: 耐力係数と応答係数による方法(安全係数法)

安全係数評価結果

		F _C		F _{RE}				F _{RS}			合計
		F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	
中央値		1.22	1.00	1.24	1.30	1.00	1.03	1.00	1.00		2.03
不確 実さ	β _R	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20		0.25
	β _U	0.07	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.25

$$F_C = F_S \cdot F_\mu$$

F_S : 強度係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

$$F_{RE} = F_{SA} \cdot F_D \cdot F_M \cdot F_{MC}$$

F_{SA} : スペクトル形状係数

F_D : 減衰係数

F_M : モデル化係数

F_{MC} : モード合成係数

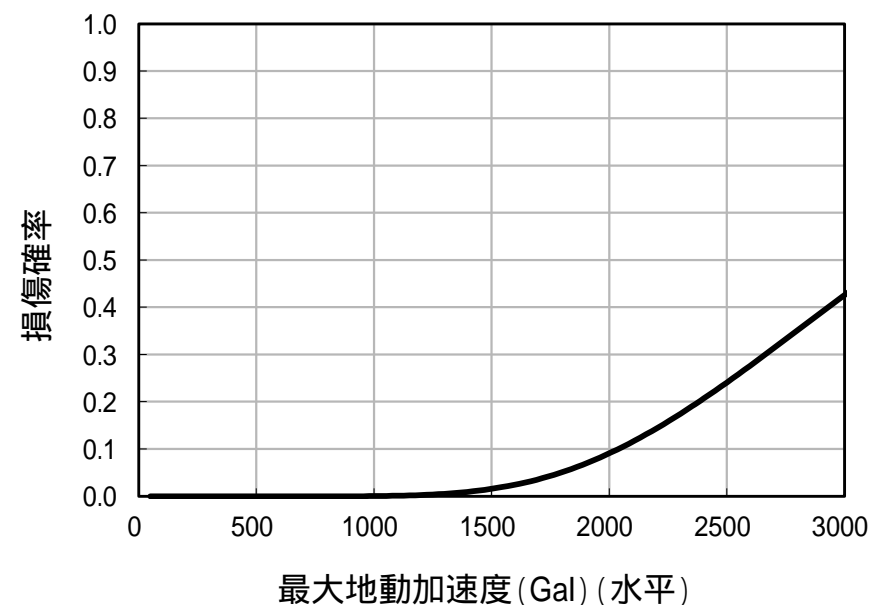
$$F_{RS} = F_1 \cdot F_2 \cdot F_3$$

F₁ : 解放基盤表面の地震動に関する係数

F₂ : 建屋への入力地震動に関する係数

F₃ : 建屋の地震応答に関する係数

- ・ 損傷加速度中央値 Am : 3.27G
- ・ 偶然的不確かさ R : 0.25
- ・ 認識論的不確かさ U : 0.25
- ・ HCLPF : 1.43G



フラジリティ曲線

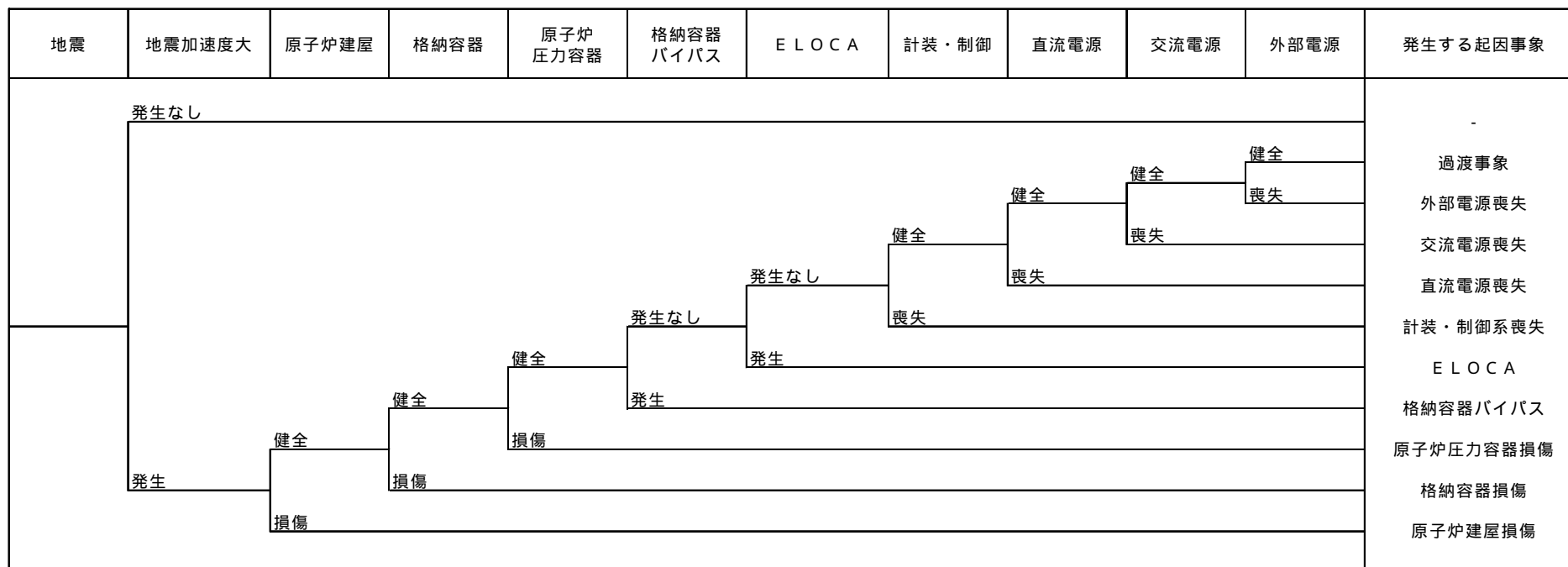
(3) 事故シーケンスの分析(1/2)



事故シーケンス評価

- イベントツリーを用いて炉心損傷に至る事象進展を系統的に整理
- 内部事象PRAで用いているイベントツリーをベースに,地震による施設・設備の損傷に起因して発生する地震時特有の事象進展をイベントツリーに反映

地震PRA階層イベントツリー



(4) 事故シーケンスの定量化



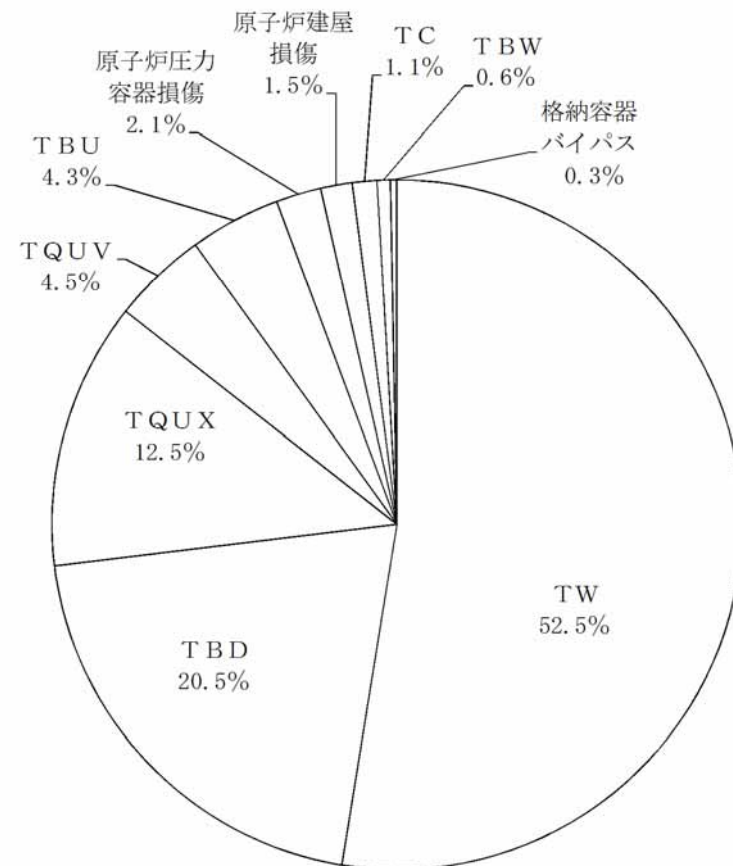
炉心損傷頻度評価結果(事故シーケンスグループ(事故想定)別)

- 「崩壊熱除去機能喪失(TW)」の炉心損傷頻度が最も高く約53%を占め、次いで「全交流動力電源喪失(TBD)」が約21%を占め支配的

重大事故等対策の耐震性確保により、炉心損傷頻度の低減が可能

- 「原子炉建屋損傷」等、直接炉心損傷に至る地震特有の事象の寄与は小さいことを確認

事故シーケンスグループ (事故想定)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	
高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	4.6E-07	4.5%
高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	1.3E-06	12.5%
全交流動力電源喪失	長期TB	5.6E-09	<0.1%
	TBU	4.4E-07	4.3%
	TBP	2.4E-09	<0.1%
	TBD	2.1E-06	20.5%
崩壊熱除去機能喪失	TW	5.5E-06	52.5%
	TBW	6.4E-08	0.6%
原子炉停止機能喪失	TC	1.2E-07	1.1%
原子炉建屋損傷		1.5E-07	1.5%
格納容器損傷		4.1E-09	<0.1%
原子炉圧力容器損傷		2.2E-07	2.1%
格納容器バイパス		3.2E-08	0.3%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)		3.0E-10	<0.1%
計装・制御系喪失		3.7E-10	<0.1%
合計		1.0E-05	100.0%



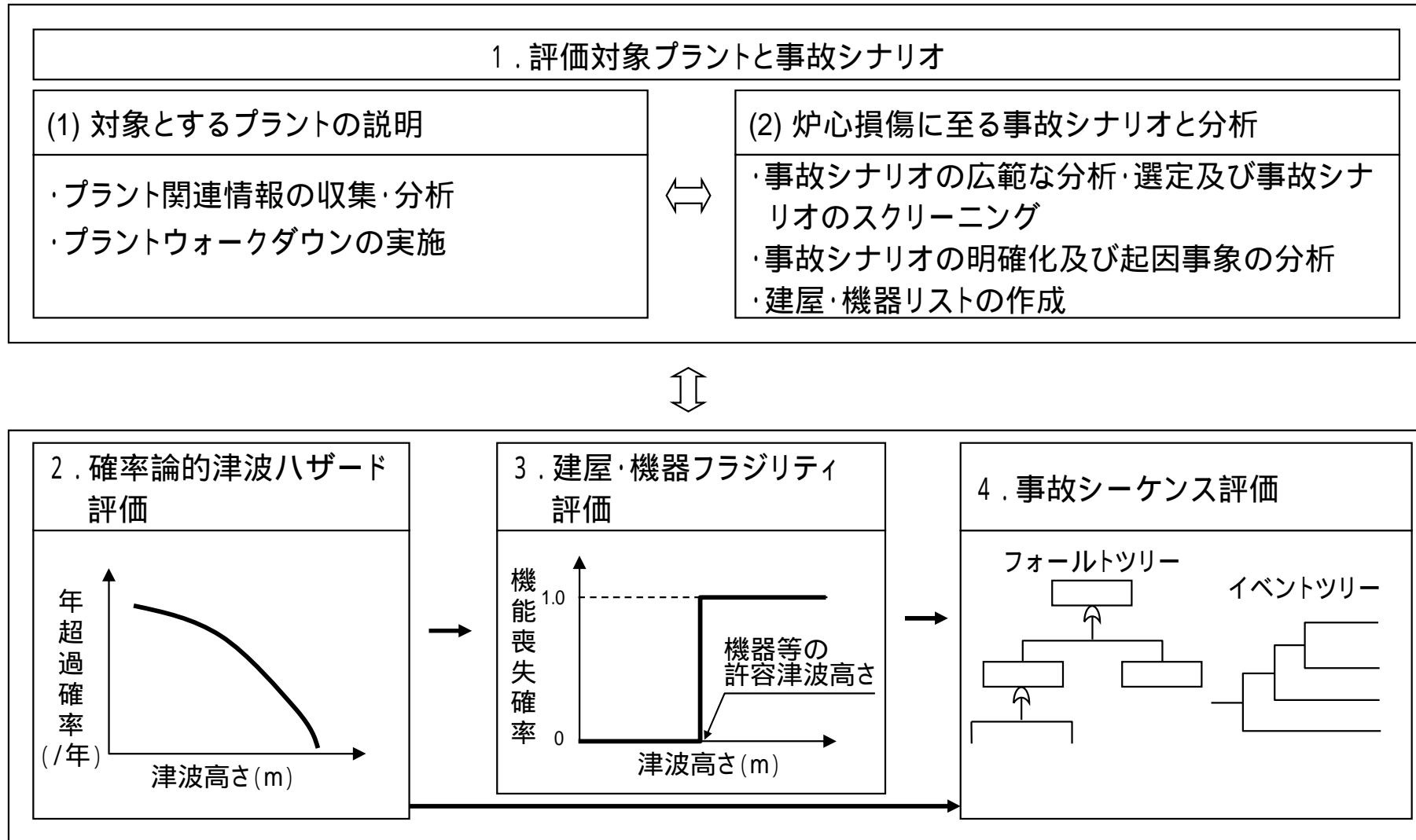
3. レベル1PRA

3.3 津波レベル1PRA

(1) 評価の流れ

津波レベル1 PRAの評価フロー

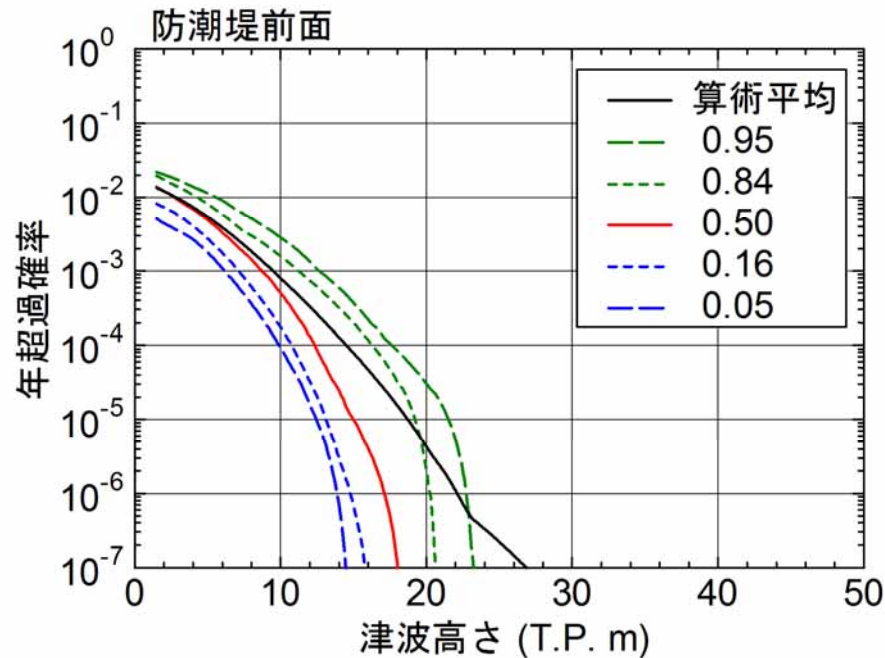
➤以下に示す評価フローに基づき、津波PRAを実施



(3) 確率論的津波ハザード評価

津波ハザード曲線

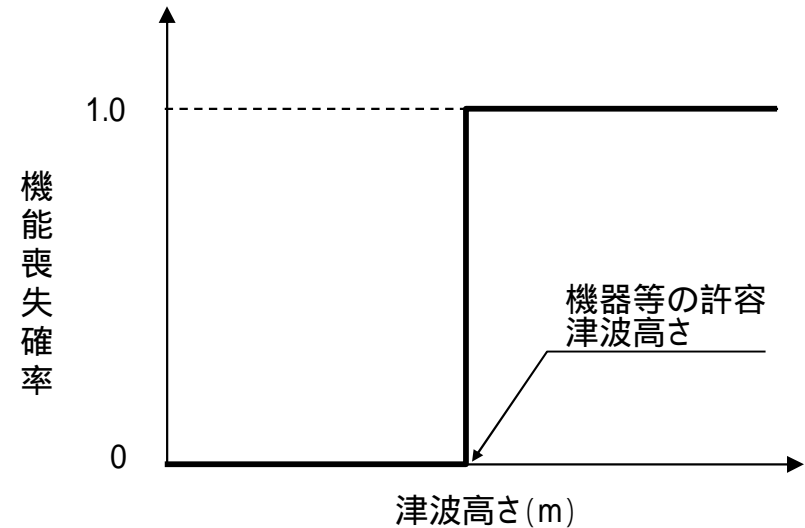
- システム評価に用いた平均津波ハザード曲線 (防潮堤位置)



(4) 建屋・機器フラジリティ評価

建屋・機器のフラジリティ

- 津波が評価対象設備の損傷高さ又設置高さに達した時点で、当該設備が確率1.0で損傷すると仮定し、フラジリティ曲線はステップ状と設定



- 非常用海水ポンプは、津波が防潮堤高さ (T.P. + 20m) を超えた時点で機能喪失
- 原子炉建屋内機器は、津波がT.P. + 22mを超えた時点で建屋内浸水が生じ、機能喪失

(5) 事故シーケンスの分析



事故シーケンス評価

- 階層イベントツリーの各ヘディング及び分岐構造に関する考え方は以下のとおり
- 原子炉建屋内浸水
 - 防潮堤を越流した津波による原子炉建屋への浸水の有無を分岐として設定
 - 津波が原子炉建屋1階床面に到達した時点で建屋内への浸水が発生し、建屋内の全緩和機能が機能喪失すると仮定しているため、原子炉建屋内浸水後のヘディングの分岐は設けず、直接炉心損傷に至るものと設定
- 最終ヒートシンク喪失
 - 防潮堤を越流した津波による非常用海水ポンプの機能喪失の有無を分岐として設定

階層イベントツリー

津波 (津波高さ)	防潮堤損傷 (T.P. + 24m ~)	原子炉建屋内浸水 (T.P. + 22m ~ 24m)	最終ヒートシンク喪失 (T.P. + 20m ~ 22m)	発生する起因事象
	発生なし	発生なし	発生なし	最終ヒートシンク喪失 (T.P. + 20m ~ 22m) 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 (T.P. + 22m ~ 24m) 防潮堤損傷 (T.P. + 24m ~)
	発生	発生なし	発生	
	発生	発生	発生	
	発生	発生	発生	

炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

最終ヒートシンク喪失のイベントツリー

最終ヒートシンク喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス
	成功	成功	最終ヒートシンク喪失 (R C I C 成功)
	成功	失敗	最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗
	失敗		最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗

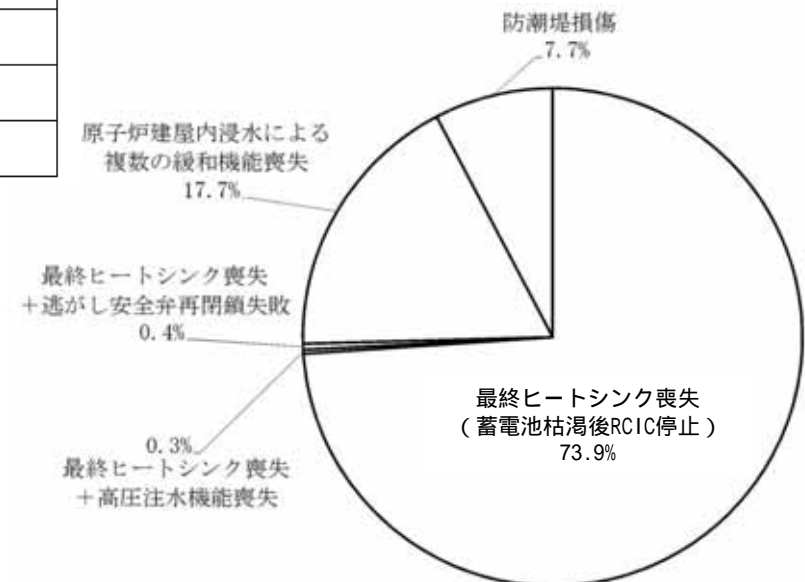
(6) 事故シーケンスの定量化

炉心損傷頻度評価結果(事故シーケンスグループ(事故想定)別)

- 「外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失(蓄電池枯渇後RCIC停止)」の寄与割合が約74%と最も大きく、次いで「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」の寄与割合が約18%と大きい

炉心損傷防止に必要な重大事故等対処設備等を津波から防護することにより、炉心損傷頻度の低減が可能

事故シーケンス	津波区分	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失(蓄電池枯渇後RCIC停止)	津波区分1	3.2E-06	73.9%
外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失+高圧注水機能喪失	津波区分1	1.1E-08	0.3%
外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗	津波区分1	1.7E-08	0.4%
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	津波区分2	7.6E-07	17.7%
防潮堤損傷	津波区分3	3.3E-07	7.7%
全炉心損傷頻度		4.3E-06	100%



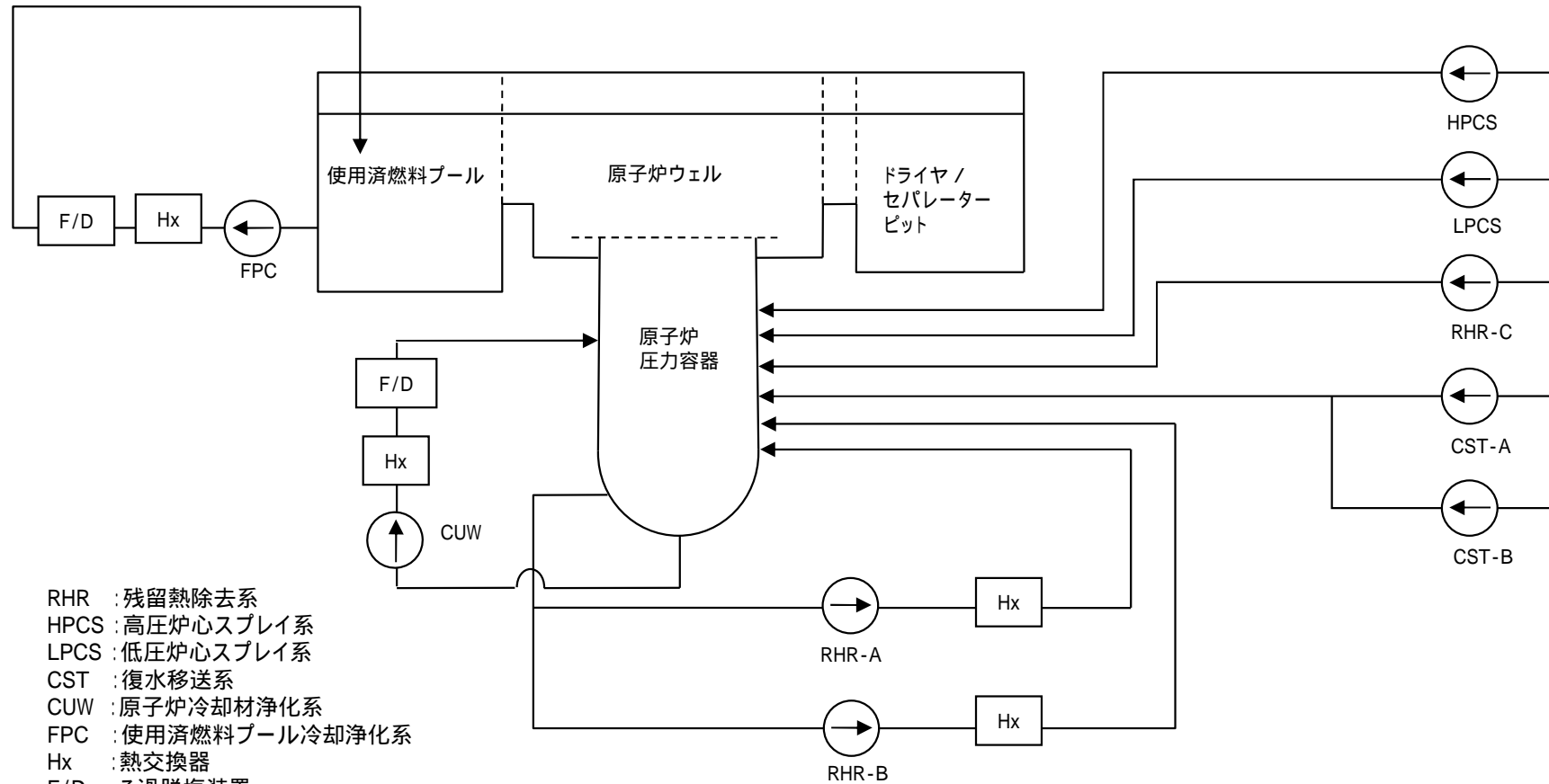
3. レベル1 P R A

3.4 内部事象停止時レベル1 P R A

(1) プラントの構成・特性(1/2)

■東海第二発電所における主要設備

➤ プラント停止中は、残留熱除去系により原子炉の除熱を行う



- RHR : 残留熱除去系
- HPCS : 高圧炉心スプレイ系
- LPCS : 低圧炉心スプレイ系
- CST : 復水移送系
- CUW : 原子炉冷却材浄化系
- FPC : 使用済燃料プール冷却浄化系
- Hx : 熱交換器
- F/D : る過脱塩装置

注: 本PRAでは、FPC及びCUWによる除熱には期待していない。

(1) プラントの構成・特性(2/2)



■内部事象停止時レベル1 P R Aの考慮する代表的設備

機能及び系統名	系統の説明
炉心冷却機能	
残留熱除去系 (RHR) (原子炉停止時冷却系)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)はRHRの機能の1つであり、電動駆動のポンプを手動起動し、原子炉冷却材中の保有熱を除去して原子炉の除熱を行う。
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	電動駆動のポンプを手動起動し、高圧～低圧状態の炉心に注水する。
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心に注水する。
低圧注水系 (LPCI) (残留熱除去系 (RHR))	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心に注水する。
復水移送系 (CST)	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心に注水する。
安全機能のサポート機能	
残留熱除去系海水系 (RHRS) 非常用ディーゼル発電機海水系 (DGSW) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 (HPCS-DGSW)	直接海水を供給することで、各々の補機を冷却する。 RHRS: LPCS, RHR DGSW: DG-2C/2D HPCS-DGSW: HPCS, HPCS-DG
非常用ディーゼル発電機 (DG) HPCSディーゼル発電機 (HPCS-DG)	外部電源の喪失を受けて自動起動し、非常用機器に給電する。
直流電源 (DC)	DGの起動等に用いる。

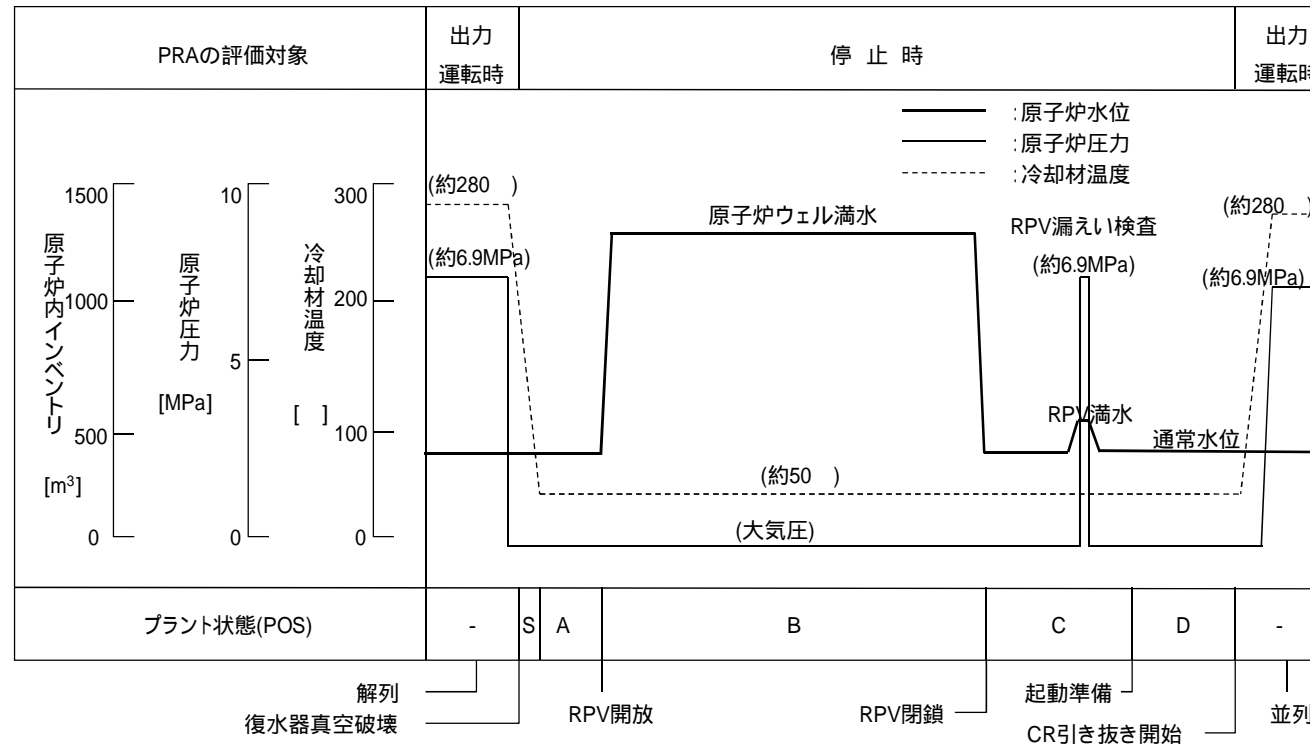
:外部電源が喪失した場合の復旧及び故障した機器の復旧は考慮していない

(2) 停止中のプラント状態の分類 (1/2)



■ プラント状態 (POS) の推移

➤ RPV / PCVの状態, 原子炉水位, 及び緩和設備の待機状態を考慮し, POSを分類



POS	
事象区分S	原子炉冷温停止への移行状態
事象区分A	RPV / PCV開放への移行状態
事象区分B	原子炉ウェル満水状態
事象区分C	RPV / PCV閉鎖への移行状態
事象区分D	起動準備状態

(2) 停止中のプラント状態の分類(2/2)



■ 評価対象工程の選定及びプラント状態(POS)の分類

- 過去の定期検査のうち, 特殊工程を含まない標準的な工程である第19回定期検査工程を選定
- POS-B, Cは使用可能な緩和設備の状態を考慮し, 細分化

POS		S	A	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D	
日数		1	2	5	3	14	8	12	13	8	9	7	
代表水位		通常水位			原子炉ウエル満水						通常水位		
CRD点検													
LPRM点検													
除熱系	RHR-A	[Red]			[Blue]		[Grey]	[Red]			[Blue]	[Red]	
	RHR-B	[Grey]	[Blue]	[Red]			[Blue]	[Grey]	[Red]	[Grey]	[Red]	[Grey]	
注水系	CST-A	[Red]			[Blue]	[Grey]	[Red]			[Grey]	[Red]	[Grey]	
	CST-B	[Grey]	[Blue]	[Red]			[Grey]	[Red]			[Grey]	[Red]	
	HPCS	[Grey]	[Blue]			[Grey]	[Red]						
	LPCS	[Grey]	[Blue]	[Red]			[Grey]	[Red]					
	LPCI-A	[Red]			[Blue]	[Grey]	[Red]			[Blue]	[Red]	[Grey]	
	LPCI-B	[Grey]	[Blue]	[Red]			[Blue]	[Grey]	[Red]	[Grey]	[Red]	[Grey]	
	LPCI-C	[Grey]	[Blue]			[Grey]	[Red]						
補機冷却系	RHRS-A	[Red]			[Blue]	[Grey]	[Red]			[Grey]	[Red]	[Grey]	
	RHRS-B	[Grey]	[Blue]	[Red]			[Grey]	[Red]			[Grey]	[Red]	
電源系	DG-2C	[Grey]	[Blue]	[Red]			[Grey]	[Red]					
	DG-2D	[Grey]	[Blue]	[Grey]	[Red]							[Grey]	
	HPCS-DG	[Grey]	[Blue]			[Grey]	[Red]						[Blue]

POS	期間(日)
S	1
A	2
B	55
C	17
D	7

CRD : 制御棒駆動系
 CUW : 原子炉冷却材浄化系
 RHR : 残留熱除去系
 CST : 復水移送系
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系
 LPCS : 低圧炉心スプレイ系
 LPCI : 低圧注水系
 RHRS : 残留熱除去系海水系
 DG : デーゼル発電機
 LPRM : 局部出力領域モニタ

1 : RHR蒸気凝縮配管撤去のため, RHR-B待機除外
 2 : RHR-A系統圧力上昇による点検のため, RHR-A待機除外
 3 : HPCS-DGの潤滑油プライミングポンプの点検のため, HPCS-DG待機除外

■ : 運転 ■ : 待機 ■ : 待機除外

(3) 起因事象の選定

■起因事象の選定結果及び発生頻度

➤国内BWRプラントの実績データ又は人間信頼性解析により起因事象発生頻度を算出

起因事象	発生頻度		評価方法
崩壊熱除去機能喪失			<ul style="list-style-type: none"> ・国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・RHR S喪失は発生実績がないため0.5回の発生を仮定 ・POSごとの起因事象発生頻度は1日当たりの発生頻度にPOS日数を乗じて算出
RHR喪失	5.6E-05	(/日)	
RHR S喪失	7.1E-06	(/日)	
外部電源喪失			<ul style="list-style-type: none"> ・国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・POSごとの起因事象発生頻度は1日当たりの発生頻度にPOS日数を乗じて算出
外部電源喪失	2.6E-05	(/日)	
原子炉冷却材の流出			<ul style="list-style-type: none"> ・人間信頼性解析により算出 ・POSごとの起因事象発生頻度は1回（本）当たりの発生頻度にPOSの期間中の操作回数（点検本数）を乗じて算出
RHR切替時のLOCA	2.3E-04	(/回)	
CUWブロー時のLOCA	9.7E-05	(/回)	
CRD点検時のLOCA	1.1E-06	(/本)	
LPRM点検時のLOCA	5.4E-07	(/本)	

(4) 事故シーケンスの分析(1/2)



■ イベントツリー

➤ 各起因事象に対して、緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開

< 残留熱除去系の故障に対するイベントツリー >

残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	燃料損傷なし
	失敗	崩壊熱除去機能喪失

< 外部電源喪失に対するイベントツリー >

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
		成功	成功	燃料損傷なし
		成功	失敗	崩壊熱除去機能喪失
	成功	失敗	成功	燃料損傷なし
	成功	失敗	失敗	全交流動力電源喪失
	失敗		成功	燃料損傷なし
	失敗		失敗	全交流動力電源喪失

交流電源及び直流電源は区分、電源のことを意味し、区分電源は含めない

< 原子炉冷却材の流出に対するイベントツリー >

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	燃料損傷なし
	失敗	原子炉冷却材の流出

(4) 事故シーケンスの分析(2/2)

事故シーケンスの分類

- ▶ 炉心損傷に至る事故シーケンスの最終状態を起因事象や緩和設備の作動状況から、下表の事故シーケンスグループ(事故想定)へ類型化

事故シーケンスグループ (事故想定)	事故シーケンスの特徴
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障後、崩壊熱除去及び炉心冷却に失敗し炉心損傷
	外部電源喪失後、非常用DGによる交流電源の確保に成功したが、崩壊熱除去及び炉心冷却に失敗し炉心損傷
全交流動力電源喪失	外部電源喪失後、非常用DGによる交流電源の確保に失敗し、後段のHPCSによる崩壊熱除去及び炉心冷却にも失敗し炉心損傷
	外部電源喪失後、直流電源の確保に失敗し、後段のHPCSによる崩壊熱除去・炉心冷却にも失敗し炉心損傷
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し炉心損傷

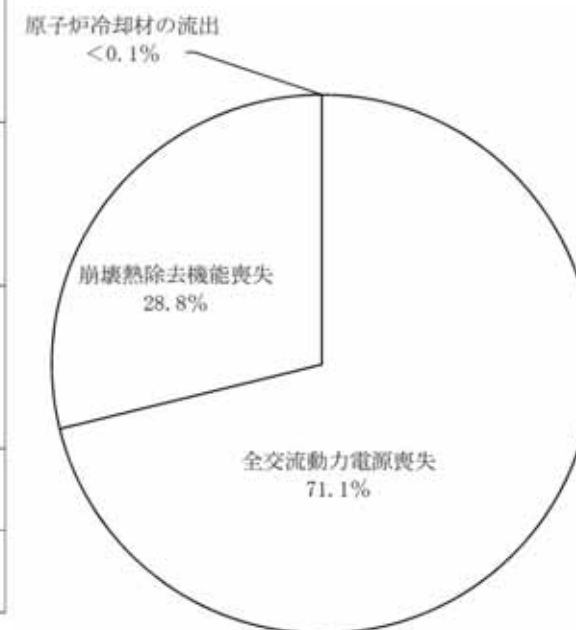
(5) 事故シーケンスの定量化(1/2)

■事故シーケンスグループ(事故想定)別の炉心損傷頻度

- 「全交流動力電源喪失」の寄与割合が約71%を占め、次いで「崩壊熱除去機能喪失」の寄与割合が約29%を占め支配的

重大事故等対処設備(代替交流電源設備, 低圧代替注水系(常設)等)により, 炉心損傷頻度の低減が可能

事故シーケンスグループ (事故想定)	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/施設定期検査)	寄与割合 (%)	事故シーケンス グループ別 炉心損傷頻度 (/施設定期検査)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.1E-06	22.6	1.4E-06	28.8
	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.1E-07	6.3		
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.5E-06	71.1	3.5E-06	71.1
	外部電源喪失+直流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.3E-10	<0.1		
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.9E-10	<0.1	1.9E-10	<0.1
合計		5.0E-06	—	5.0E-06	—



(5) 事故シーケンスの定量化(2/2)



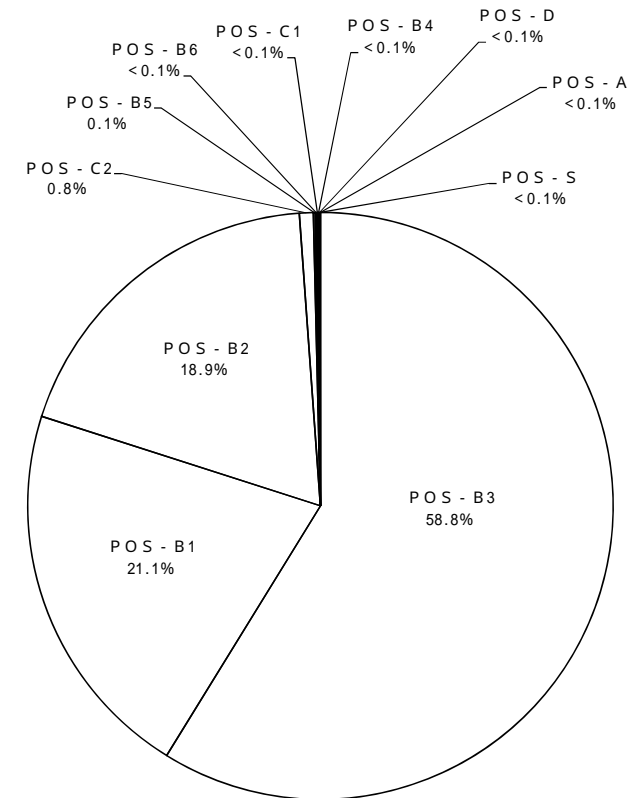
■プラント状態(POS)別の炉心損傷頻度

➤原子炉ウェルが満水となり、点検等で待機除外となる系統が多いPOS-B1, B2, B3の3つのPOSで約99%と支配的

点検による緩和設備の待機除外を分散させること等により、当該期間の炉心損傷頻度を低減可能

POS-Bはウェル満水状態のため、異常事象発生時の炉心損傷までの余裕時間が長いが、本評価では故障機器の復旧に期待していない、保守的な評価としている

POS	炉心損傷頻度 (/定期検査) (点推定値)	寄与割合	
S	原子炉冷温停止への移行状態	3.7E-10	< 0.1%
A	RPV / PCV開放への移行状態	7.3E-10	< 0.1%
B1	原子炉ウェル満水状態1	1.0E-06	21.1%
B2	原子炉ウェル満水状態2	9.4E-07	18.9%
B3	原子炉ウェル満水状態3	2.9E-06	58.8%
B4	原子炉ウェル満水状態4	3.0E-09	< 0.1%
B5	原子炉ウェル満水状態5	5.1E-09	0.1%
B6	原子炉ウェル満水状態6	4.7E-09	< 0.1%
C1	RPV / PCV閉鎖への移行状態1	3.0E-09	< 0.1%
C2	RPV / PCV閉鎖への移行状態2	3.8E-08	0.8%
D	起動準備状態	2.6E-09	< 0.1%
合計		5.0E-06	100%

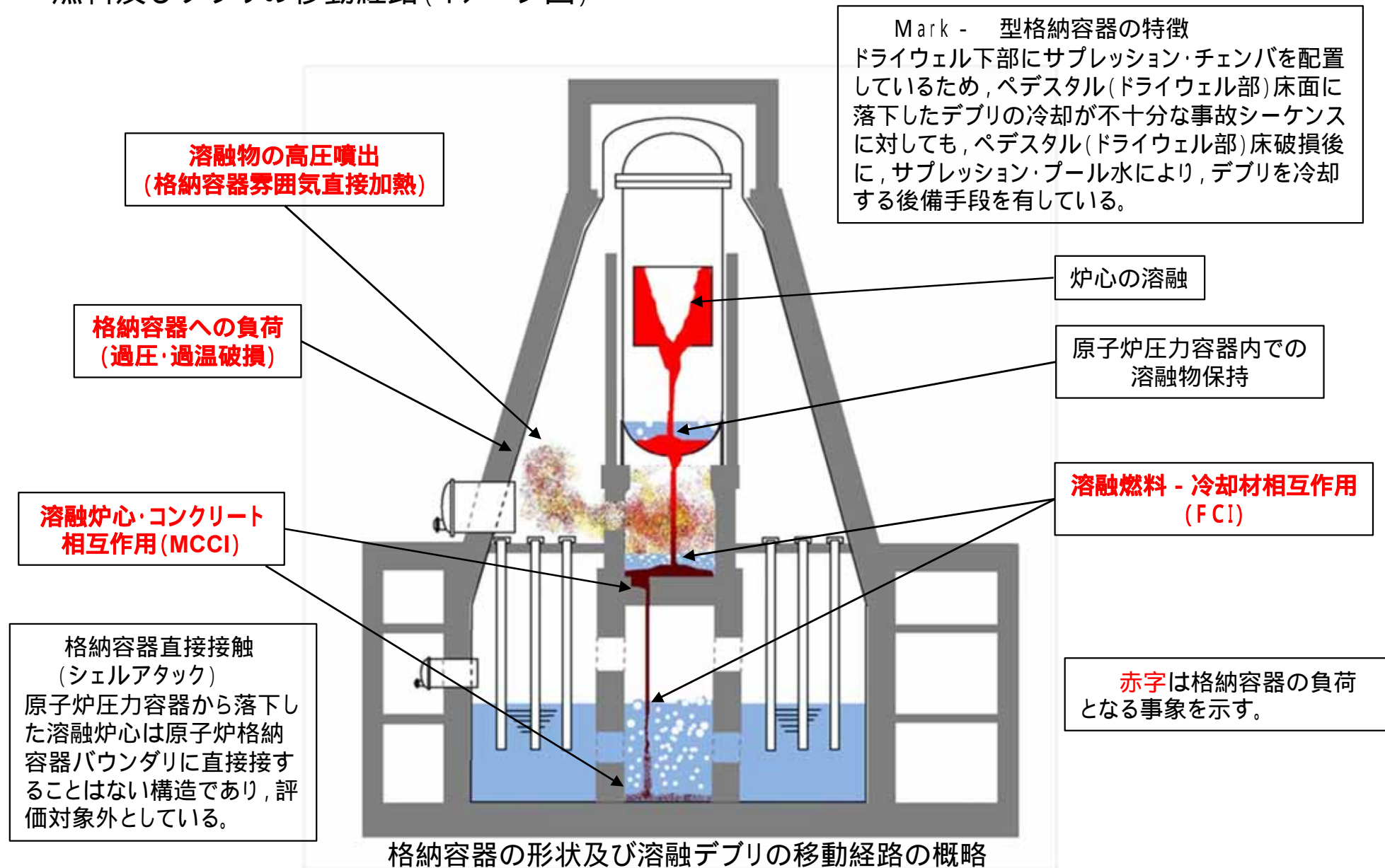


4. レベル1.5 PRA

4.1 内部事象出力運転時レベル1.5 PRA

(1) プラントの構成・特性

■燃料及びデブリの移動経路(イメージ図)



(2) 損傷状態の分類

■ プラント損傷状態別の発生頻度

➤ レベル1 PRAの炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度を基に，プラント損傷状態別の発生頻度を定量化

炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度

炉心損傷シーケンス	炉心損傷頻度 (/ 炉年)
TQUV	3.5E-09
TQUX	2.0E-08
長期TB	7.7E-08
TBU	2.1E-08
TBP	5.3E-10
TBD	6.0E-12
TW	5.6E-05
TBW	4.8E-06
TC	2.5E-08
AE	1.4E-12
S1E	2.0E-11
S2E	1.6E-13
ISLOCA	4.8E-10
合計	6.1E-05



プラント損傷状態別の発生頻度

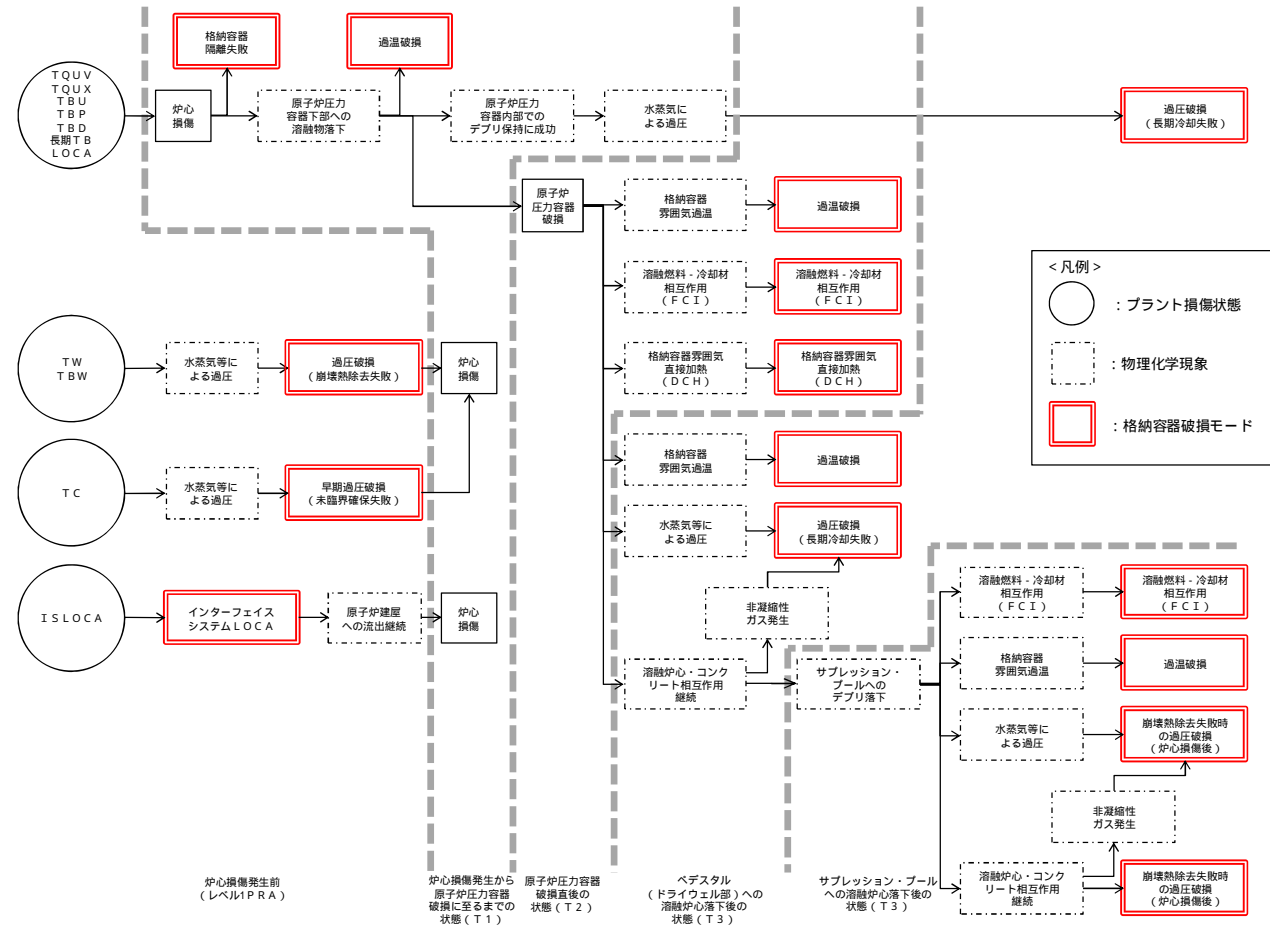
プラント損傷状態	発生頻度 (/ 炉年)
TQUV	3.5E-09
TQUX	2.0E-08
長期TB	7.7E-08
TBU	2.1E-08
TBP	5.3E-10
TBD	6.0E-12
TW / TBW	6.0E-05
TC	2.5E-08
LOCA	2.2E-11
ISLOCA	4.8E-10
合計	6.1E-05

(3) 格納容器破損モードの設定(1/2)



■格納容器破損モード分類の考え方

- 原子炉压力容器の破損の有無に注目し, 3つの事故進展フェーズ(原子炉压力容器破損前(T1), 原子炉压力容器破損直後(T2), 事故後期(T3))を設定
- 各事故進展フェーズで発生する物理化学現象及び事故の緩和手段の分析を踏まえて格納容器破損モードを抽出



- Mark - 型格納容器では, ドライウェル下部にサブプレッション・プールを配置している構造上の特徴から, デブリのペDESTAL床貫通後にサブプレッション・プールにおける事故進展が想定される

(3) 格納容器破損モードの設定(2/2)



■抽出した格納容器破損モード

格納容器の状態		格納容器破損モード	格納容器破損モードの概要
格納容器バイパス		インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の格納容器バイパス
格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	事故後に格納容器の隔離に失敗
格納容器 物理的破損	格納容器 先行破損	早期過圧破損(未臨界確保失敗)	未臨界確保に失敗し、水蒸気発生に伴う過圧による格納容器先行破損
		過圧破損(崩壊熱除去失敗)	崩壊熱除去に失敗し、水蒸気発生に伴う過圧による格納容器先行破損
	炉心損傷後の 格納容器破損	過圧破損(長期冷却失敗)	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積に伴う過圧による格納容器破損
		過温破損	格納容器貫通部等が過温により破損
		格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
		水蒸気爆発(FCI)	水蒸気爆発による格納容器破損
		溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、原子炉压力容器支持機能の喪失による格納容器破損

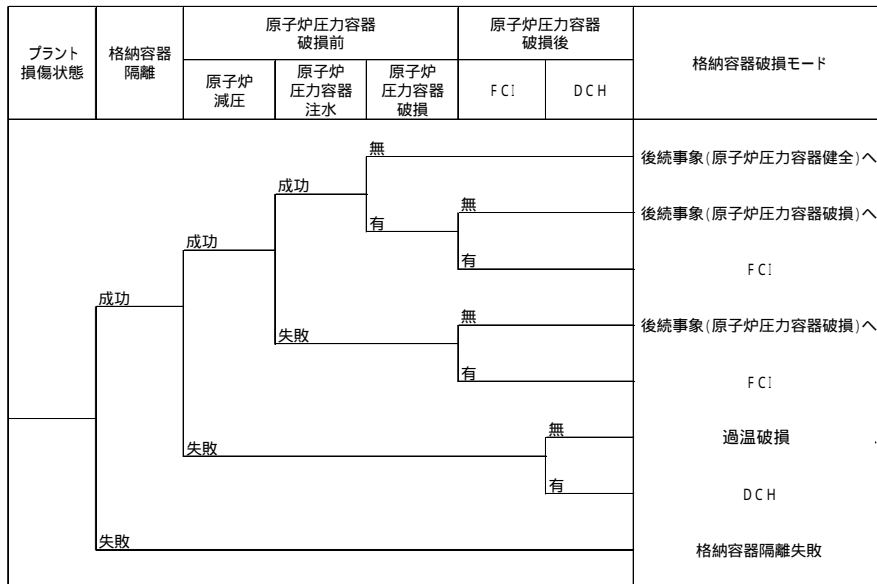
(4) 事故シーケンスの分析



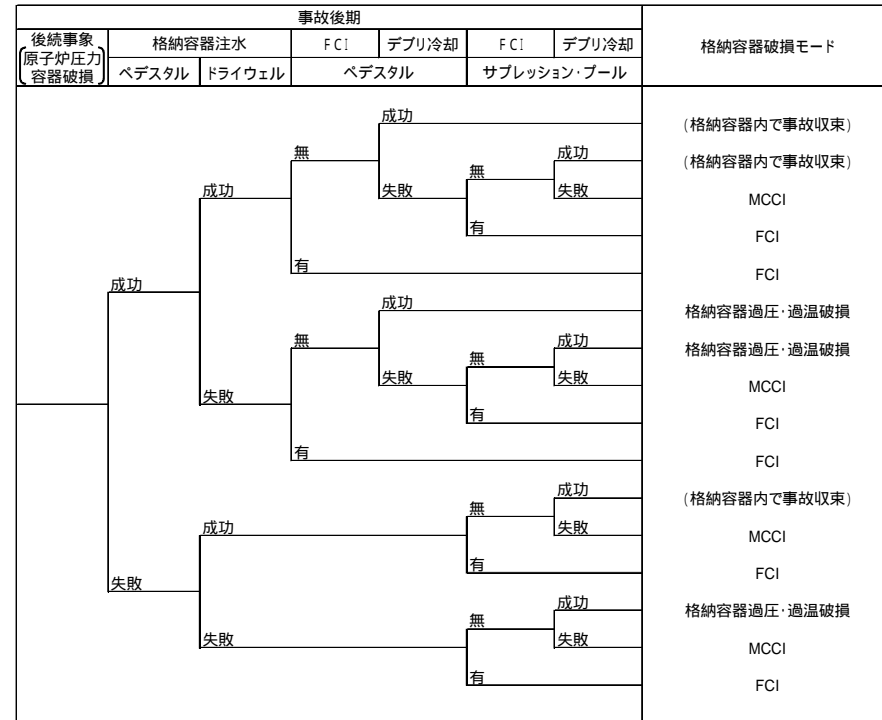
■格納容器イベントツリー

- 原子炉圧力容器前及び破損後, 事故後期 (原子炉圧力容器健全), 並びに事故後期 (原子炉圧力容器破損) の格納容器イベントツリーを作成し, 格納容器破損に至る事故シーケンスを展開

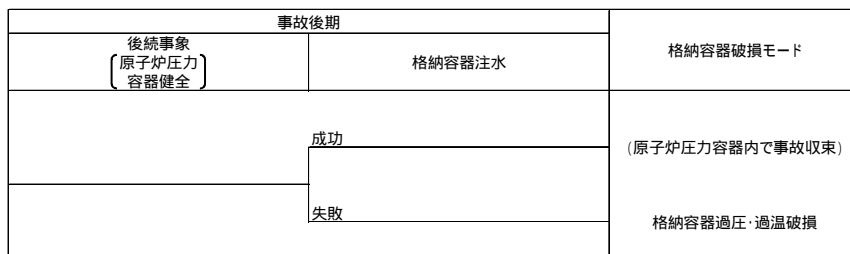
< 原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー >



< 事故後期 (原子炉圧力容器破損) のイベントツリー >



< 事故後期 (原子炉圧力容器健全) のイベントツリー >



(5) 格納容器破損頻度の定量化

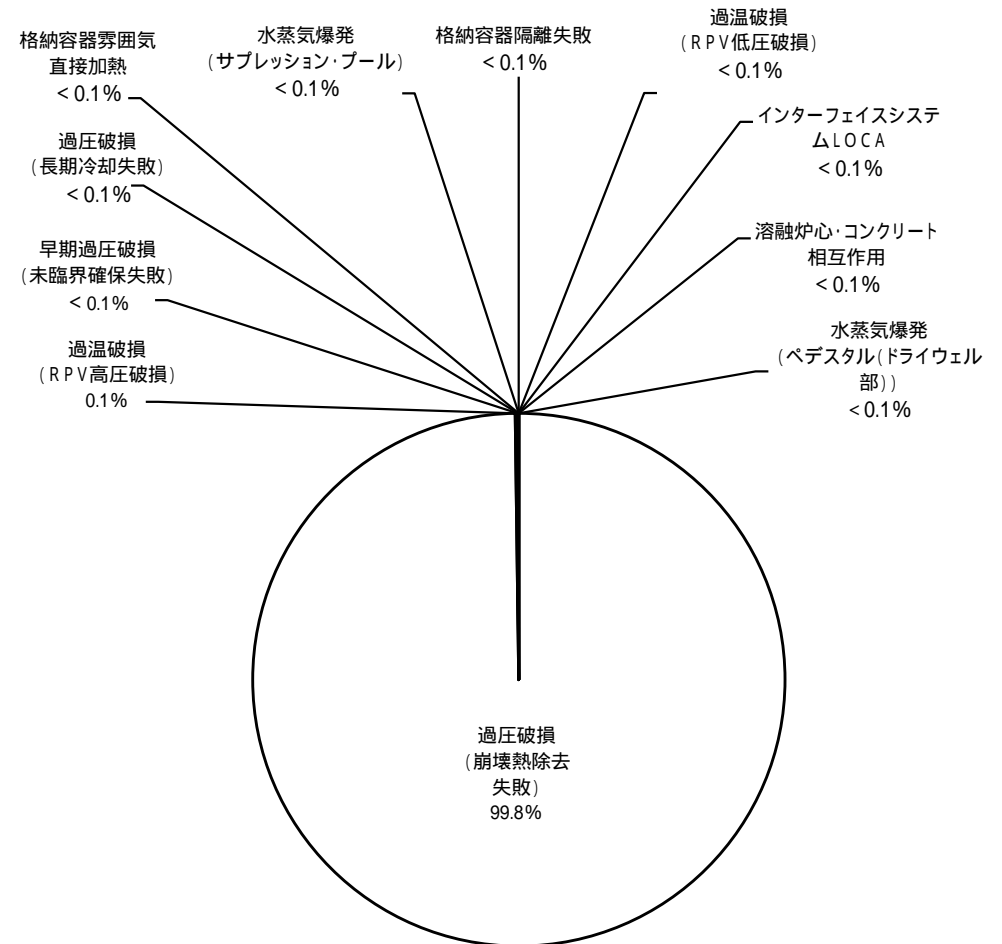


■ 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

➤ 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度は、「TW / TBW」による格納容器破損モードである「過圧破損 (崩壊熱除去失敗)」の寄与割合が約99.8%を占め支配的

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/ 炉年)	寄与割合
インターフェイスシステムLOCA	4.8E-10	< 0.1
格納容器隔離失敗	6.1E-10	< 0.1
過圧破損 (未臨界確保失敗)	2.5E-08	< 0.1
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	6.0E-05	99.8
過圧破損 (長期冷却失敗)	2.0E-08	< 0.1
過温破損 (RPV高压破損)	7.9E-08	0.1
過温破損 (RPV低压破損)	4.9E-10	< 0.1
格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	8.5E-09	< 0.1
水蒸気爆発 (ペDESTAL(ドライウエル部))	2.2E-14	< 0.1
水蒸気爆発 (サブプレッション・プール)	2.5E-09	< 0.1
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.3E-10	< 0.1
全格納容器破損頻度	6.1E-05	100.0



5 . 事故シーケンスグループ(事故想定)の抽出 及び重要事故シーケンスの選定

5 . 1 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る 事故シーケンス選定

(2) PRAより抽出した事故シーケンスの整理

■ PRAより抽出した事故シーケンスの整理

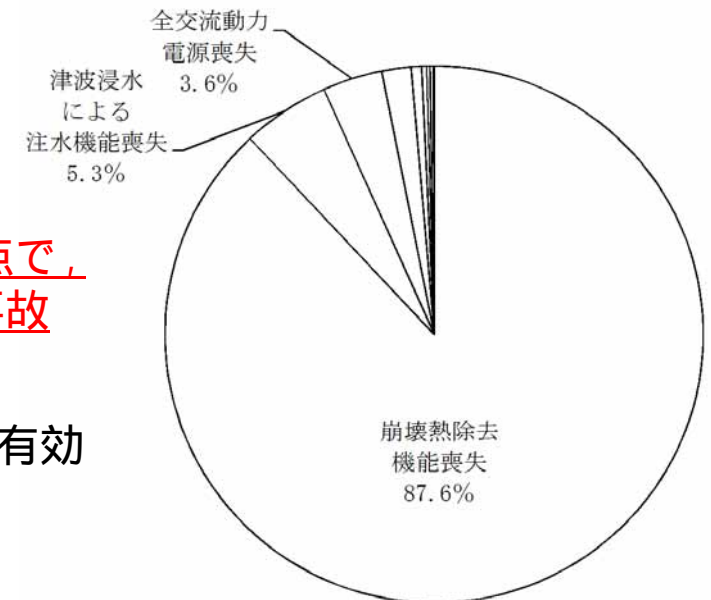
➤ 「必ず想定する事故シーケンスグループ(事故想定)」として、次の事故シーケンスグループ(事故想定)を抽出

- ✓ 高圧・低圧注水機能喪失
- ✓ 高圧注水・減圧機能喪失
- ✓ 全交流動力電源喪失
- ✓ 崩壊熱除去機能喪失
- ✓ 原子炉停止機能喪失
- ✓ LOCA時注水機能喪失
- ✓ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

➤ 津波特有の対策が必要であり、有意な頻度を持つという観点で、「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)として抽出

➤ 次の事故シーケンスについては、頻度及び影響の観点から、有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外

- ✓ 原子炉建屋損傷
- ✓ 格納容器損傷
- ✓ 原子炉圧力容器損傷
- ✓ 格納容器バイパス
- ✓ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(Excessive LOCA)
- ✓ 計装・制御系喪失
- ✓ 防潮堤損傷



全炉心損傷頻度に対する各事故シーケンスグループ(事故想定)の炉心損傷頻度の割合

(3) 重要事故シーケンスの選定(1/2)



■重要事故シーケンス選定の考え方

- 審査ガイドに記載の着眼点を踏まえ、事故シーケンスグループ(事故想定)ごとに炉心損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスを選定

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。
- d. 事故シーケンスグループ(事故想定)内のシーケンスの特徴を代表している。

■重要事故シーケンス選定結果

事故シーケンスグループ (事故想定)	重要事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設)
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉手動減圧失敗	過渡時自動減圧機能
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 非常用D/G失敗 + HPCS失敗(RCIC成功)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬型)
	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	高圧代替注水系 常設代替直流電源設備
	外部電源喪失 + 非常用D/G失敗 + S/R弁再閉鎖失敗	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬型)

(3) 重要事故シーケンスの選定(2/2)



■重要事故シーケンス選定結果(つづき)

事故シーケンスグループ (事故想定)	重要事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + RHR失敗	【RHR故障時】 格納容器圧力逃がし装置又は耐 圧強化ベント 【取水機能喪失時】 緊急用海水系
原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	代替原子炉再循環ポンプトリップ ほう酸水注入系
LOCA時注水機能喪失	中小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 格納容器圧力逃がし装置又は耐 圧強化ベント
格納容器バイパス(インターフェ イスシステムLOCA)	インターフェイスシステムLOCA	破損系統を除く原子炉注水機能 破損系統の隔離 原子炉注水
津波浸水による最終ヒートシンク 喪失	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	津波防護対策 原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬型) 緊急用海水系 常設代替交流電源装置

上記の事故シーケンスグループ(事故想定) / 重要事故シーケンスを対象に、対策の有効性評価を実施する。

5 . 事故シーケンスグループ(事故想定)の抽出 及び重要事故シーケンスの選定

5 . 2 停止中における燃料損傷防止対策の 有効性評価に係る事故シーケンス選定

(1) 事故シーケンス選定のプロセス



■ PRAから事故シーケンスグループ(事故想定)を抽出する

<(1) 事故シーケンスの抽出>

個別プラント評価により抽出するもの
(解釈4-1(b)のシーケンスグループ)

<個別プラントの確率論的リスク評価(PRA)>

・内部事象

<事故シーケンスグループ抽出・炉心損傷頻度算出結果>

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	シーケンス数CDF (%)	抽出される シーケンス (%)	グループ別 抽出率 (%)	抽出される シーケンス (%)	抽出される シーケンス (%)
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去長の故障(RHR故障)・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	9.9E-07	27.3	78.0	1.3E-06	27.3
	崩壊熱除去長の故障(RHR5喪失)・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.2E-07	2.7	9.4		
全交流動力電源喪失	外部電源喪失・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.4E-07	3.3	12.6	3.4E-06	72.7
	外部電源喪失・交流電源喪失・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.4E-08	72.7	100.0		
原子炉冷却材の流出	外部電源喪失・交流電源喪失・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.2E-10	<0.1	<0.1%	1.1E-10	<0.1
	原子炉冷却材の流出(RHR5故障時のLOCA)・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	6.4E-11	<0.1	56.1		
	原子炉冷却材の流出(CUWブロー時のLOCA)・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.4E-11	<0.1	34.2		
	原子炉冷却材の流出(CRD故障時のLOCA)・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.1E-11	<0.1	9.6		
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(LPRM故障時のLOCA)・崩壊熱除去・炉心冷却失敗	2.4E-14	<0.1	<0.1%		
合計		4.7E-06	100.0	-	4.7E-06	100.0%

<(2) 抽出した事故シーケンスの整理>

必ず想定する事故シーケンスグループ
(解釈4-1(a)のシーケンスグループ)

- ・崩壊熱除去機能喪失
(RHRの故障による停止時冷却機能喪失)
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

: 停止時PRAでは評価対象外

<(3) 重要事故シーケンスの選定>

審査ガイドに従い、
事故シーケンスグループごとに
重要事故シーケンスを選定



燃料損傷防止対策の
有効性評価

(2) PRAより抽出した事故シーケンスの整理



■ PRAより抽出した事故シーケンスの整理

- 「事故シーケンスグループ(事故想定)」として、次の事故シーケンスグループ(事故想定)を抽出
 - ✓ 崩壊熱除去機能喪失
 - ✓ 全交流動力電源喪失
 - ✓ 原子炉冷却材の流出
 - ✓ 反応度の誤投入(PRAでは評価対象外)
- 「新たに追加する事故シーケンスグループ(事故想定)」は抽出されなかった

(3) 重要事故シーケンスの選定



■重要事故シーケンス選定の考え方

- 審査ガイドに記載の着眼点を踏まえ、事故シーケンスグループ(事故想定)ごとに燃料損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスを選定

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。
- c. 事故シーケンスグループ(事故想定)内のシーケンスの特徴を代表している。

■重要事故シーケンス選定結果

事故シーケンスグループ (事故想定)	重要事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 常設代替高圧電源装置
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜き	安全保護系(原子炉出力ペリオド短短(10秒)信号による原子炉スクラム)

上記の事故シーケンスグループ(事故想定) / 重要事故シーケンスを対象に、対策の有効性評価を実施する。

5 . 事故シーケンスグループ(事故想定)の抽出 及び重要事故シーケンスの選定

5 . 3 格納容器破損防止対策の有効性評価 に係る評価シーケンス選定

(1) 評価シーケンス選定のプロセス



<(1) 格納容器破損モードの抽出>

個別プラント評価により抽出するもの
(解釈 2 - 1 (b) の格納容器破損モード)

< 個別プラントの確率論的リスク評価 (PRA) >

・ 内部事象

< PRA に代わる方法による評価 >

・ 外部事象

現段階で適用可能ではないと判断

< 格納容器破損モード別の破損頻度結果 >

レベル 1、5 PRA から抽出した格納容器破損モード (PRA 破損モード)	格納容器破損頻度 (1/年)	発生割合 (%)	解釈 2 - 1 (a) の適用可否	備考
冷却炉破損時炉心の過圧破壊 (炉心過熱)	2.6E-08	<0.1	なし	解釈 1 - 2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」としてこのモードを評価シーケンスグループ「炉心の著しい損傷を防止する対策」に含める。
炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱)	3.7E-05	99.7	なし	解釈 1 - 2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」としてこのモードを評価シーケンスグループ「炉心の著しい損傷を防止する対策」に含める。
格納容器パイパス (インターフェイスシステム L O C A)	4.1E-10	<0.1	なし	解釈 1 - 2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」としてこのモードを評価シーケンスグループ「炉心の著しい損傷を防止する対策」に含める。
格納容器パイパス (格納容器隔離失敗)	5.9E-10	<0.1	なし	解釈 1 - 2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」としてこのモードを評価シーケンスグループ「炉心の著しい損傷を防止する対策」に含める。
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	1.1E-09	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	7.9E-08	0.2	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	8.3E-09	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	1.5E-14	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	1.7E-08	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	4.5E-10	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	2.4E-09	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	1.3E-10	<0.1	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))
格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))	3.7E-05	100	なし	格納容器パイパス (炉心過熱時炉心の過圧破壊 (炉心過熱))

注：「PRA」は「確率論的リスク評価」の略称であり、PRA による評価結果を示している。

<(2) 抽出した格納容器破損モードの整理>

必ず想定する格納容器破損モード
(解釈 2 - 1 (a) の格納容器破損モード)

解釈 2 - 1 (a) を適用するもの

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
- ・ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

通常時の不活性化運用により可燃限界に至る可能性が低いと判断し、PRA では評価対象外としている。

解釈 2 - 1 (a) の適用を除外したもの

- ・ 格納容器直接接触 (シェルアタック)
- ・ 格納容器の構造上、対象外と判断

解釈 2 - 1 (a) 以外の格納容器破損モード

- ・ 過圧破損 (未臨界確保失敗)
- ・ 過圧破損 (崩壊熱除去失敗)
- ・ 格納容器パイパス (インターフェイスシステム L O C A)

- ・ 格納容器パイパス (格納容器隔離失敗)

<(3) 評価シーケンスの選定 >

1. 格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態 (PDS) を選定
2. 選定された PDS に属する事故シーケンスから格納容器破損モードの発生観点で厳しいシーケンスを評価シーケンスとして選定

格納容器破損防止対策の有効性評価

格納容器破損防止対策の評価シーケンス選定では、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスも対象に含めて実施する。

炉心損傷防止を図るシーケンスの確認

炉心損傷後の格納容器機能に期待できないため、解釈 1 - 2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性がある」とことを確認

炉心損傷防止対策の有効性評価

< プラント個別に追加すべき格納容器破損モードの確認 >

「解釈 2 - 1 (a) の格納容器破損モードと頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断」

- ・ 格納容器パイパス (格納容器隔離失敗)

事象の進展に伴い発生するものでなく、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、格納容器の隔離機能が喪失する頻度が十分に低いことから追加する必要はないと判断

(2) PRAより抽出した格納容器破損モードの整理



■ PRAより抽出した格納容器破損モード(事故想定)の整理

- 「格納容器破損モード(事故想定)」として、次の格納容器破損モード(事故想定)を抽出
 - ✓ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - ✓ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱
 - ✓ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用
 - ✓ 水素燃焼(PRAでは評価対象外)
 - ✓ 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 「新たに追加する格納容器破損モード(事故想定)」は抽出されなかった

(3) 評価事故シーケンスの選定



■ 評価シーケンス選定の考え方

- 審査ガイドの各格納容器破損モード(事故想定)に記載の着眼点を踏まえ、格納容器破損モード(事故想定)ごとに格納容器破損防止対策の有効性評価の評価シーケンスを選定

■ 重要事故シーケンス選定結果

格納容器破損モード (事故想定)	評価シーケンス	主な格納容器破損防止対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + (デブリ冷却成功) + 格納容器注水(ドライウェル)失敗	低圧代替注水系(常設) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) 格納容器圧力逃がし装置 代替循環冷却系
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水(ドライウェル)失敗	代替循環冷却系
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の手動減圧失敗 + DCH	原子炉手動減圧
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用(FCI)	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI(ペDESTAL)	ペDESTAL(ドライウェル部)の水位を約1mに維持する手段
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + デブリ冷却失敗(ペDESTAL)	格納容器下部注水系(常設)
水素燃焼	-	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化

上記の格納容器破損モード(事故想定) / 評価シーケンスを対象に、対策の有効性評価を実施する。