

東海第二発電所  
容器の技術評価書

(運転を断続的に行うことを前提とした評価)

日本原子力発電株式会社

本評価書は、東海第二発電所（以下、「東海第二」という）で使用されている安全上重要な容器（重要度分類審査指針におけるクラス1, 2及び高温・高圧の環境下にあるクラス3の容器）及び常設重大事故対処設備に属する容器について、運転を断続的に行うことを前提に高経年化に係わる技術評価についてまとめたものである。

評価対象機器の一覧を表1に、機能を表2に示す。

評価対象機器を型式、内部流体、材料等でグループ化し、それぞれのグループから、重要度、運転状態、最高使用温度等の観点から代表機器を選定し技術評価を行った後、代表以外の機器について評価を展開している。

本評価書は容器の型式等を基に以下の3章で構成されている。

1. 原子炉圧力容器
2. 原子炉格納容器
3. その他容器

なお、原子炉圧力容器と原子炉格納容器は、重要性及び特殊性を考慮し、その他の容器と分けて単独で評価している。

また、水圧制御ユニット、ディーゼル機関付属設備、可燃性ガス濃度制御系再結合装置、補助ボイラ設備の容器については「機械設備の技術評価書」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めない。

なお、文書中の単位の記載は、原則としてSI単位系に基づくものとする（圧力の単位は特に注記がない限りゲージ圧力を示す）。

表 1(1/2) 評価対象機器一覧

種類	機器名称	仕様	重要度*1	
容器	原子炉圧力容器	高さ22,934.5 mm 胴内径6,417 mm	PS-1, 重*3	
	原子炉格納容器	ドライウェル： 全高30,067 mm 底部内径24,903 mm サブプレッション・チェンバ： 全高17,891 mm 内径25,908 mm	MS-1, 重*3	
	機械ペネトレーション	配管貫通部	—	MS-1, 重*3
		機器搬入口	—	MS-1, 重*3
		エアロック	—	MS-1, 重*3
		ハッチ及びマンホール	—	MS-1, 重*3
電気ペネトレーション	モジュール型電気ペネトレーション	—	MS-1, 重*3	
タンク	湿分分離器	長さ14,789.15 mm 内径3,200.4 mm	高*2	
	スクラム排水容器	全高955 mm 胴内径300 mm	高*2	
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	高さ3,684 mm 内径2,745 mm	MS-1, 重*3	
ライニング槽	使用済燃料貯蔵プール	縦10,400 mm 横12,200 mm 深さ11,900 mm	PS-2, 重*3	
	原子炉ウェル	深さ7,577 mm 内径11,670 mm	PS-2	
	燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク	高さ7,643 mm 内径1,600 mm	重*3	
アキュムレータ	MSIV用アキュムレータ	全長1,024 mm 胴内径500 mm	MS-1	
	SRV (ADS) 用アキュムレータ	全長1,270 mm 胴内径550 mm	MS-1, 重*3	
	SRV用アキュムレータ	全長800 mm 胴内径400 mm	MS-1	
	SLC用アキュムレータ	全長746.1 mm 内径168.7 mm	MS-1	
フィルタ等	活性炭ベッド	高さ7,800 mm 内径1,350 mm	PS-2	
	排ガス後置除湿器	高さ5,200 mm 内径900 mm	高*2	
	排ガス再結合器	高さ3,715 mm 内径1,950 mm	PS-2	
	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置	全長10,800 mm 内径4,600 mm	重*3	
	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	全長4,260 mm 胴内径1,058 mm	PS-2	
	制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタ	高さ844.5 mm 内径85.6 mm	高*2	

\*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：最高使用温度が 95 °C を超え、又は最高使用圧力が 1,900 kPa 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

\*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1(2/2) 評価対象機器一覧

種類	機器名称	仕様	重要度*1
フィルタ等	原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ	全長 413 mm 幅 220 mm	高*2
	原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ	全長 1,736.5 mm 外径 216.3 mm	高*2
	残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ	高さ 1,763 mm 胴内径 790 mm	MS-1, 重*3
	非常用及びHPCS系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ	高さ 945 mm 胴内径 430 mm	MS-1, 重*3
	緊急用海水系ストレーナ	—	重*3

\*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：最高使用温度が 95 °C を超え、又は最高使用圧力が 1,900 kPa 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

\*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 2(1/2) 評価対象機器の機能

機器名称	主な機能
原子炉圧力容器	原子炉の燃料及び炉内構造物を収容し、純水を加熱して蒸気を発生させる。
原子炉格納容器	原子炉圧力容器、原子炉冷却系統等を収容する。また、原子炉の事故や原子炉冷却系の事故等による放射性物質放出に対し、環境へ放出されるのを防止する。
湿分分離器	高圧タービンと低圧タービンの間に位置し、蒸気の湿分を除去する。
スクラム排水容器	スクラム動作時の制御棒駆動機構から排出される水を貯える。
ほう酸水注入系貯蔵タンク	制御棒の挿入不能により原子炉の冷温停止が達成できない場合、原子炉冷温停止のために注入する五ほう酸ナトリウム水を貯蔵する。
使用済燃料貯蔵プール	燃料、制御棒及び使用済燃料輸送容器の貯蔵を行う。さらに、燃料チャンネルの取替え及び機器の取扱いを行う。
原子炉ウェル	燃料の取替え時に水を満たし、原子炉圧力容器から燃料を取出す。
燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク	燃料プール、原子炉ウェルの余剰水を受け入れる。
MSIV用アキュムレータ	主蒸気隔離弁駆動用ガスである窒素又は制御用空気を貯蔵する。
SRV (ADS) 用アキュムレータ	逃がし安全弁の自動減圧機能動作時に必要な駆動用ガスである窒素を貯蔵する。
SRV用アキュムレータ	逃がし安全弁の逃がし弁機能動作時に必要な駆動用ガスである窒素を貯蔵する。
SLC用アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ（往復ポンプ）運転時に系統の圧力脈動を緩和する。
活性炭ベッド	放射性希ガスを装置内の活性炭に吸着させ、放射能を減衰させる。
排ガス後置除湿器	気体廃棄物処理系排ガス活性炭ベッドへ流入する排ガスの湿分を除去する。
排ガス再結合器	原子炉冷却材の放射性分解によって発生した酸素及び水素を再結合させ水蒸気に還元し、安全に処理する。
格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置	重大事故等時に、格納容器内に発生するガスに含まれる粒子状及び気体状の放射性物質を除去した上で大気に放出することで、格納容器の過圧破損を防止する。
原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	原子炉冷却材に含まれる溶解性、不溶解性不純物をイオン交換樹脂により除去する。
制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタ	制御棒駆動水系ポンプから系統に入ってくるスケール等の異物を除去する。

表 2(2/2) 評価対象機器の機能

機器名称	主な機能
原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ	原子炉冷却材浄化系ポンプメカニカルシールへのパージ水の異物を除去する。
原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ	原子炉再循環ポンプメカニカルシールへのパージ水の異物を除去する。
残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ	残留熱除去海水系ポンプから系統に入ってくる貝等の異物を除去する。
非常用及びHPCS系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ	非常用及びHPCS系ディーゼル発電機海水ポンプから系統に入ってくる貝等の異物を除去する。
緊急用海水系ストレーナ	緊急用海水系ポンプから系統に入ってくる貝等の異物を除去する。

# 1. 原子炉压力容器

[対象機器]

① 原子炉压力容器

## 目次

1. 対象機器 .....	1-1
2. 原子炉圧力容器の技術評価.....	1-2
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	1-2
2.2 経年劣化事象の抽出.....	1-7
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	1-7
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	1-7
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	1-9
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	1-16



1. 対象機器

東海第二で使用している原子炉压力容器の主な仕様を表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉压力容器の主な仕様

機器名称	重要度	使用条件	
		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)
原子炉压力容器	PS-1 重*1	8.62	302

\*1：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

## 2. 原子炉圧力容器の技術評価

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### (1) 構造

東海第二の原子炉圧力容器は，たて形円筒形容器であり，1基設置されている。

原子炉圧力容器は，上鏡，胴，下鏡，ノズル，ブラケット及び容器を支持する支持スカート，基礎ボルト等から構成される。

なお，上鏡は取外し可能なフランジ構造である。

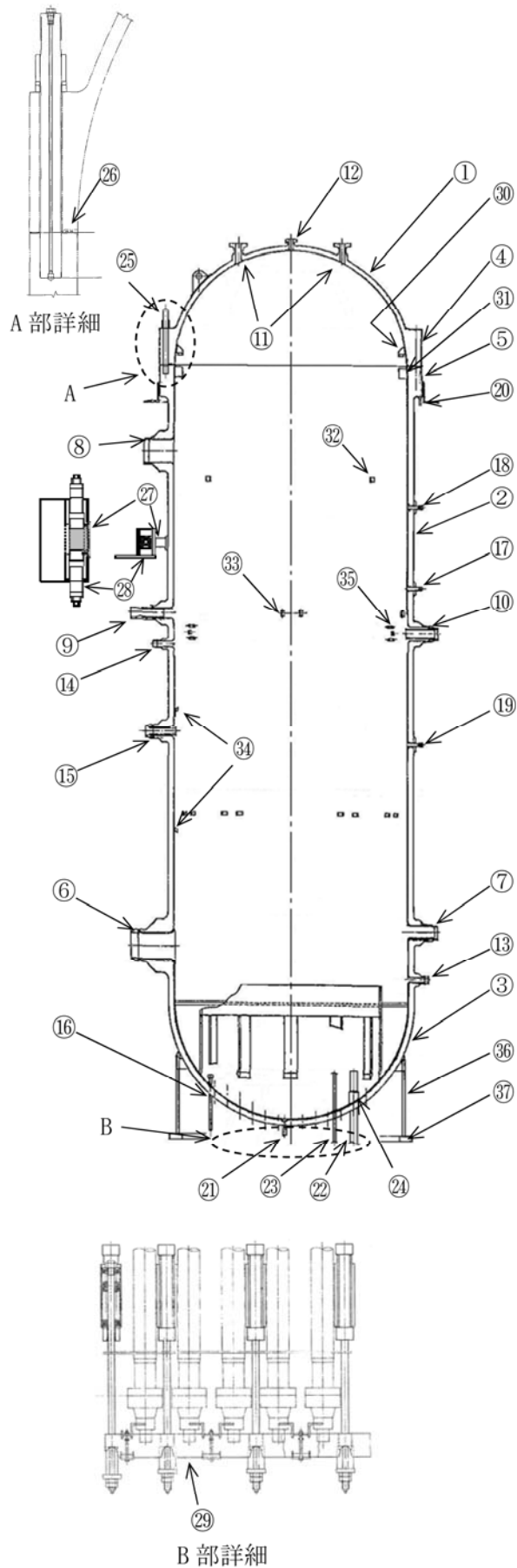
東海第二の原子炉圧力容器の改造履歴を表 2.1-1 に，構造図を図 2.1-1 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の原子炉圧力容器主要部位の使用材料を表 2.1-2 に，炉心領域部材料の化学成分を表 2.1-3 に，使用条件を表 2.1-4 に示す。

表 2.1-1 原子炉圧力容器の改造履歴

部位及び改善内容	時期	理由
スタッドボルト取替	第 16 回定期検査 (1998 年度)	ボルトテンショナー 改造に伴う取替
中性子計測ハウジング改造 (母材内面を [ ] により改善)	第 17 回定期検査 (1999 年度)	応力腐食割れ対策
中性子計測ハウジング取替 (1 本) (母材内面を [ ] により改善を含む)	第 18 回定期検査 (2001 年度)	応力腐食割れ対策



No.	部位
①	上鏡
②	胴
③	下鏡
④	上鏡フランジ
⑤	胴フランジ
⑥	再循環水出口ノズル(N1), セーフエンド
⑦	再循環水入口ノズル(N2), セーフエンド
⑧	主蒸気ノズル(N3), セーフエンド
⑨	給水ノズル(N4), セーフエンド
⑩	炉心スプレイノズル(N5), セーフエンド
⑪	上鏡スプレイノズル/予備ノズル(N6), 閉止フランジ
⑫	ベントノズル(N7)
⑬	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル(N8), セーフエンド, ペネトレーションシール
⑭	制御棒駆動水戻りノズル(N9), セーフエンド, 閉止キャップ
⑮	低圧注水ノズル(N17), セーフエンド
⑯	差圧検出・ほう酸水注入管ノズル(N10), セーフエンド, ティ
⑰	計装ノズル(N11), セーフエンド
⑱	計装ノズル(N12), セーフエンド
⑲	計装ノズル(N16), セーフエンド
⑳	漏えい検出ノズル(N13)
㉑	ドレンノズル(N15)
㉒	制御棒駆動機構ハウジング
㉓	中性子計測ハウジング
㉔	スタブチューブ
㉕	スタッドボルト
㉖	Oリング
㉗	スタビライザブラケット
㉘	スタビライザ
㉙	ハウジングサポート
㉚	ドライヤホールドダウンブラケット
㉛	ガイドロッドブラケット
㉜	ドライヤサポートブラケット
㉝	給水スパーチャブラケット
㉞	サーベイランスブラケット
㉟	炉心スプレイブラケット
㊱	支持スカート
㊲	基礎ボルト

図 2.1-1 原子炉圧力容器構造図

表 2.1-2 原子炉压力容器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	上鏡, 胴, 下鏡	低合金鋼
		主フランジ (上鏡フランジ, 胴フランジ)	低合金鋼
		ノズル (N1, N2, N3, N4, N5, N6, N7, N8, N9, N17)	低合金鋼
		ノズル (N10, N11, N12, N16)	高ニッケル合金
		漏えい検出ノズル (N13)	炭素鋼
		ドレンノズル (N15)	炭素鋼
		再循環水出口ノズル (N1) のセーフエンド 再循環水入口ノズル (N2) のセーフエンド ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N8) のセーフエンド, ペネトレーションシール 差圧検出・ほう酸水注入管ノズル (N10) のセーフエンド, ティ 計装ノズル (N11, N12, N16) のセーフエンド	ステンレス鋼
		主蒸気ノズル (N3) のセーフエンド 給水ノズル (N4) のセーフエンド 炉心スプレイノズル (N5) のセーフエンド 制御棒駆動水戻りノズル (N9) のセーフエンド, 閉止キャップ 低圧注水ノズル (N17) のセーフエンド 予備ノズル (N6) 閉止フランジ	炭素鋼
		制御棒駆動機構ハウジング 中性子計測ハウジング	ステンレス鋼
		スタブチューブ	高ニッケル合金
	スタッドボルト	低合金鋼	
	シール	0 リング	(消耗品)
	機器の支持	支持	スタビライザブラケット
スタビライザ			炭素鋼, 低合金鋼
ハウジングサポート			炭素鋼
ブラケット (ドライヤホールダウン)			炭素鋼
ブラケット (ガイドロッド, ドライヤサポート, 給水スパーチャ, サーベイランス, 炉心スプレイ)			ステンレス鋼
支持スカート			低合金鋼
基礎ボルト			低合金鋼

表 2.1-3 原子炉压力容器の炉心領域部材料の化学成分

(単位：重量%)

区分	Cu	Ni	P	Si
母材				
溶接金属*1				

\*1：溶接方法は [ ] 溶接

表 2.1-4 原子炉压力容器の使用条件

最高使用圧力	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水, 蒸気

## 2.2 経年劣化事象の抽出

### 2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

原子炉圧力容器の機能であるバウンダリ機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) バウンダリの維持
- (2) 機器の支持

### 2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### (1) 想定される経年劣化事象の抽出

原子炉圧力容器について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（内部流体の種類、応力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は以下のとおり評価対象外とする。

#### (2) 消耗品及び定期取替品の扱い

0 リングは消耗品であり、設計時に長期使用せず取替を前提としていることから高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお、下記①、②に該当する事象については、2.2.3 項に示すとおり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの(日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△)
- ② 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(日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲)

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として以下の事象が抽出された(表 2.2-1 で○)。

- a. 胴の中性子照射脆化
- b. ノズル等の疲労割れ(上鏡, 胴, 下鏡, 主フランジ, ノズル, セーフエンド,ハウジング, スタブチューブ, スタッドボルト, 支持スカート)



### 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

#### a. 主蒸気ノズル、給水ノズル及び上鏡内面等の腐食（全面腐食及び流れ加速型腐食）

原子炉圧力容器内部の内面クラッドがない、主蒸気ノズル、給水ノズル、炉心スプレイノズル、低圧注水ノズル、上鏡スプレイノズル、ベントノズル、予備ノズル、閉止フランジ、制御棒駆動水戻りノズル、閉止キャップ、ドレンノズル、上鏡の内面及びドライヤホールドダウンブラケットは、低合金鋼等が高温流体に接しているため、腐食（全面腐食）が想定される。

また、蒸気が高速で流れる主蒸気ノズルは流れ加速型腐食が想定される。

全面腐食及び流れ加速型腐食による腐食量を算出した結果、運転開始後 60 年時点におけるそれぞれの腐食量は、設計、製造段階で考慮している腐食代である 1.6 mm より十分小さいことが確認された。

原子炉圧力容器については定期検査時の漏えい検査により、ドレンノズルは運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検による目視点検により、ドライヤホールドダウンブラケットについては目視点検により、主蒸気ノズル、給水ノズル、炉心スプレイノズル、低圧注水ノズル、上鏡スプレイノズル、ベントノズル、予備ノズル、制御棒駆動水戻りノズルの溶接部及びノズル内面の丸みの部分については超音波探傷検査により、計画的に健全性を確認している。

したがって、主蒸気ノズル、給水ノズル及び上鏡内面等の腐食は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- b. ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位（母材，溶接部）の粒界型応力腐食割れ[セーフエンド（再循環水出口ノズルのセーフエンドの溶接部，再循環水入口ノズルのセーフエンドの溶接部），ジェットポンプ計測管貫通ノズルとセーフエンドの溶接部，ジェットポンプ計測管貫通ノズルセーフエンドとペネトレーションシールの溶接部，ブラケット]

原子炉圧力容器のステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位は，高温の純水中又は飽和蒸気環境中にあるため，溶接部（母材熱影響部を含む）に粒界型応力腐食割れ発生の可能性がある。

再循環水出口ノズルとセーフエンドの溶接部，再循環水入口ノズルとセーフエンドの溶接部，ジェットポンプ計測管貫通部ノズルとセーフエンドの溶接部，ジェットポンプ計測管貫通ノズルセーフエンドとペネトレーションシールの溶接部については，「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及び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，通常の供用期間中検査より短周期で超音波探傷検査を実施してきており，異常は認められていない。

ブラケットと胴の溶接部については，これまでの目視点検にて異常は認められていない。

また，東海第二では 1997 年度より水素注入を行い，応力腐食割れに対して環境面からの改善を図っている。

したがって，ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位（母材，溶接部）の粒界型応力腐食割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- c. スタビライザブラケット，スタビライザ，支持スカート及びハウジングサポートの腐食（全面腐食）

スタビライザブラケット，スタビライザ，支持スカート及びハウジングサポートの材料は，炭素鋼又は低合金鋼であり腐食が想定されるが，通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり有意な腐食が発生する可能性は小さく，今後も使用環境がかわらないことから，これらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお，スタビライザブラケット，スタビライザ，支持スカート及びハウジングサポートの目視点検において有意な腐食は確認されていない。

したがって，スタビライザブラケット，スタビライザ，支持スカート及びハウジングサポートの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

d. スタッドボルトの腐食（全面腐食）

スタッドボルトは低合金鋼であり腐食（全面腐食）が想定されるが、通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり有意な腐食が発生する可能性は小さく、今後も使用環境が変わらないことから、これらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、原子炉開放時のボルト取外し時の目視点検において有意な腐食は確認されていない。

したがって、スタッドボルトの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

e. スタビライザブラケット及びスタビライザ摺動部の摩耗

機器の移動を許容するサポートの摺動部材は、摩耗が想定されるが、水平サポートであるスタビライザは、地震により摺動するものであり、発生回数が少ないことから、摩耗が発生する可能性は小さく、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、スタビライザブラケット及びスタビライザ摺動部の目視点検において有意な摩耗は確認されていない。

したがって、スタビライザブラケット及びスタビライザ摺動部の摩耗は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

f. スタビライザブラケット及びスタビライザの疲労割れ

スタビライザは水平サポートであり、地震により摺動するものであるため、運転中には有意な荷重を受けないことから、疲労が蓄積する可能性は小さく、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、スタビライザブラケット及びスタビライザの目視点検において有意な割れは確認されていない。

したがって、スタビライザブラケット及びスタビライザの疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- g. ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位（母材，溶接部）の粒界型応力腐食割れ[ノズル（差圧検出・ほう酸水注入管ノズル，計装ノズル），セーフエンド（差圧検出・ほう酸水注入管ノズルセーフエンド/ティ，計装ノズルのセーフエンドの溶接部），制御棒駆動機構ハウジング，中性子計測ハウジング，スタブチューブ]

原子炉圧力容器のステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位は，高温の純水中又は飽和蒸気環境中にあるため，溶接部（母材熱影響部を含む）に粒界型応力腐食割れ発生の可能性がある。

スタブチューブの下鏡との溶接部については，国内他プラントで粒界型応力腐食割れと推定されるひびが発生している。また，中性子計測ハウジング取付溶接部についても東海第二の第 17 回定期検査時（1999 年度）に粒界型応力腐食割れと推定されるひびが発見される等，複数の事例がある。

差圧検出・ほう酸水注入管ノズル及びスタブチューブと下鏡の溶接部及びスタブチューブと制御棒駆動機構ハウジングの溶接部については，運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検における目視点検，また，内面の母材熱影響部は渦流探傷検査を行っており，異常のないことを確認している。第 25 回定期検査（2011 年度～）において，各部のウォータージェットピーニングによる残留応力改善を行っており，起動前には全て完了する予定であることから，今後粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

中性子計測ハウジングと下鏡部の溶接部については，運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検における目視点検，また，内面の母材熱影響部は渦流探傷検査を行っており，異常のないことを確認している。

また，第 17 回定期検査時（1999 年度）に割れが確認された 1 箇所について，拡管及び封止溶接を施し 1 サイクル運転した後，第 18 回定期検査時（2001 年度）において，中性子計測ハウジング材質に低炭素ステンレス鋼（SUS316TP）を適用し，原子炉圧力容器との取付溶接部では，溶加材に高ニッケル合金（インコネル 82）を用いた耐応力腐食割れ性に優れた溶接方法を適用して取替を行った。割れが確認されなかった 54 箇所について，TIG クラッドにより内表面に耐食性の優れたクラッド層を形成するとともに，高温の純水に接する外表面については溶接残留応力を改善している。

さらに，第 25 回定期検査（2011 年度～）において，ウォータージェットピーニングによる残留応力改善を行っており，今後粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

計装ノズル(N11, N12 及び N16)と胴の溶接部，計装ノズル(N11)とセーフエンド溶接部については，第 21 回定期検査時（2005 年度）にウォータージェットピーニングによる残留応力改善を行っており，目視点検により異常のないことを確認していることから，粒界型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

差圧検出・ほう酸水注入管ノズルセーフエンド／ティ，計装ノズルのセーフエンドの溶接部については，小口径配管であり残留応力が小さく，粒界型応力腐食割れ発生の可能性は小さく，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位（母材，溶接部）の粒界型応力腐食割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

h. 主フランジ（上鏡フランジ及び胴フランジのシール面）の腐食（全面腐食，隙間腐食，孔食）

上鏡フランジ及び胴フランジは低合金鋼であり，フランジシール面は狭隘であることから腐食（全面腐食，隙間腐食，孔食）が想定されるが，シール面には耐食性に優れた高ニッケル合金で肉盛がされており腐食が発生する可能性は小さく，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお，原子炉開放の都度実施されている目視点検によりシール面の腐食は検知可能であり，これまでに有意な腐食は確認されていない。

したがって，主フランジ（上鏡フランジ及び胴フランジのシール面）の腐食（全面腐食，隙間腐食，孔食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

i. ステンレス鋼及び高ニッケル合金のクラッド下層部のき裂

胴等には低合金鋼が用いられており，内面はステンレス鋼及び高ニッケル合金のクラッドが施されている。低合金鋼の中でも ASME SA-508 CL.2 は特定の溶接条件で溶接後熱処理の際にクラッド下層部にき裂が発生することが知られている。

この事象については米国の WRC(Welding Research Council) が 1974 年に発行した「WRC Bulletin197」において，溶接方法の改善または原子炉圧力容器材料の変更により対策が図られるという結論が導かれている。

東海第二のノズル（差圧検出・ほう酸水注入管ノズル，計装ノズル及びドレンノズルを除く）及び主フランジは SA-508 CL.2 であるが，溶接方法の改善（クラッドの 2 層盛溶接）がなされているためクラッド下層部のき裂は発生する可能性は小さいと考えられ，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお，運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検における原子炉圧力容器の母材及び溶接部について超音波探傷検査を行っており，有意な欠陥は確認されていない。

したがって，ステンレス鋼及び高ニッケル合金のクラッド下層部のき裂は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

j. 基礎ボルトの腐食（全面腐食）

基礎ボルトの露出部は通常運転時に窒素ガス雰囲気中にあり、腐食が発生する可能性は小さい。

なお、供用期間中検査において目視点検を実施しており、これまでに有意な腐食は確認されていない。

コンクリート埋設部は、コンクリートに水酸化カルシウムが含まれており、このため、pH12～13程度の強いアルカリ環境を形成し、さらに鉄表面にはカルシウム系皮膜の形成、酸素による表面の不動態化により、腐食速度としては極めて小さいことが知られている。

一般にコンクリート表面から空気中の炭酸ガスを吸収すると、コンクリート中の水酸化カルシウムが炭酸カルシウムに変化し、コンクリート表面から内部に向けて徐々にアルカリ性が失われる（中性化）。

コンクリート表面部においては、原子炉運転中窒素ガス置換を行っているため炭酸ガスが極めて少なく、コンクリートの中性化の速度は極めて小さいと考えられ、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において基礎ボルトの超音波探傷検査を行っており、有意な腐食は確認されていない。

したがって、基礎ボルトの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

表 2.2-1 原子炉圧力容器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象				備考			
					減肉	割れ	材質変化	その他				
				摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウンダリの維持	耐圧	上鏡		低合金鋼		△*1	○			*1:主蒸気ノズル, 給水ノズル及び上鏡内面等の内面クラックのない部分		
		胴		低合金鋼*2			○			○*4	*2:内面クラック	
		下鏡		低合金鋼*2			○				*3:クラック下層部き裂	
		主フランジ		低合金鋼*2		△*5	○				*4:中性子照射脆化	
		ノズル, セーフエンド, ティ ペネトレーションシ ャ, 閉止フランジ, 閉止キヤップ		炭素鋼 低合金鋼*2 低合金鋼*2		△*1*6		○*7				*5:全面腐食, 隙間腐食, 孔食
		ハウジング, スタブチューブ		ステンレス鋼 高ニッケル合金					△*8		*6:主蒸気ノズルの流れ加速型腐食	
		スタッドボルト		低合金鋼			△	○			*7:ノズル, セーフエンド	
		0リング	◎	—							*8:粒界型応力腐食割れ	
		スタビライザブライケット, スタビライザ		炭素鋼 低合金鋼		△*9	△	△			*9:摺動部	
		ハウジングサポート		炭素鋼			△				*10:ドライヤホールドダウンブ	
機器の支持	支持	ブライケット		炭素鋼		△*10						
		支持スカート		ステンレス鋼						△*8		
		基礎ボルト		低合金鋼 低合金鋼		△	○					

◎：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）

## 2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

### (1) 銅の中性子照射脆化

#### a. 事象の説明

金属材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物，マイクロボイド）が生じ，靱性（破壊に対する抵抗）の低下が生じる。原子炉压力容器の炉心領域部においては，中性子照射に伴い遷移温度の上昇と上部柵領域の靱性が低下（USE の低下）することが知られている（図 2.3-1 参照）。

中性子照射脆化は，材料中の銅，リン等の不純物の影響を受けるが，日本では米国等に比してこれらの不純物量は一般的に低くなっている。

ここで中性子照射脆化を評価すべき部位としては，原子炉压力容器のうち中性子照射量の大きい炉心領域部を対象とする。

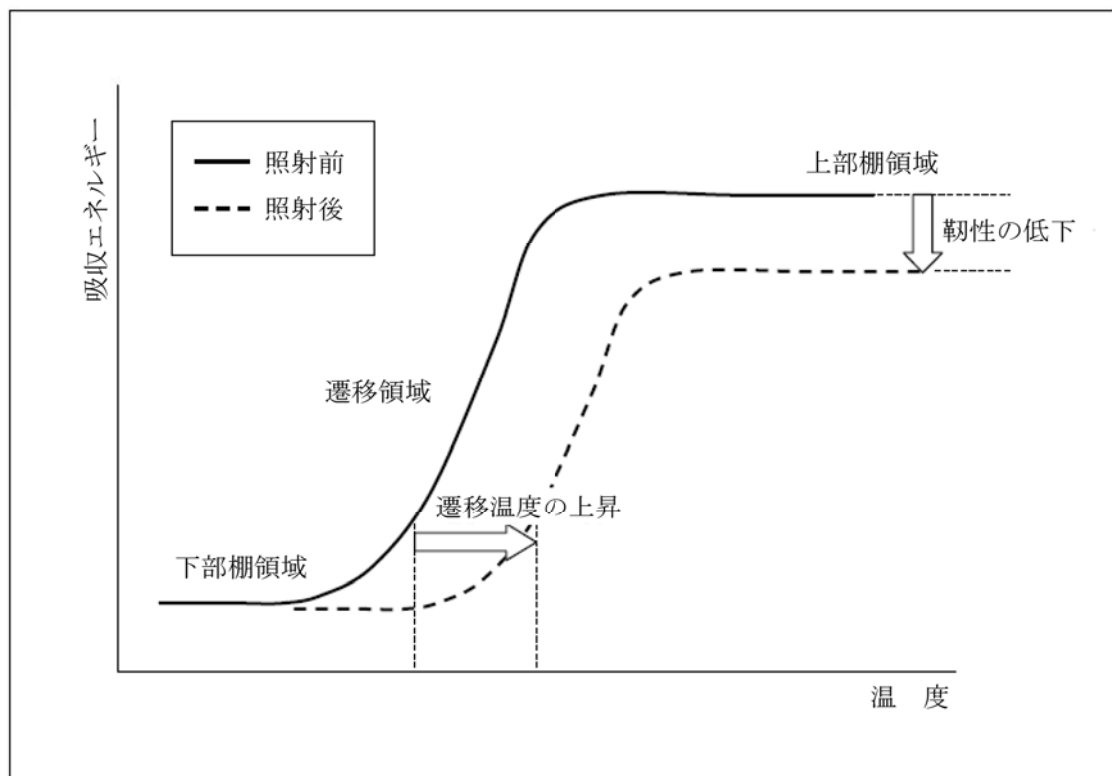


図 2.3-1 中性子照射による機械的性質（靱性）の変化



## b. 技術評価

### ① 健全性評価

中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の胴である。東海第二の胴内表面での中性子照射量は、2016年11月時点\*1で $3.26 \times 10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> (>1 MeV)程度、運転開始後60年時点で $5.35 \times 10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> (>1 MeV)程度と評価される。

また、評価に用いられる板厚1/4深さ位置での中性子照射量は、2016年11月時点\*1で $2.38 \times 10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> (>1 MeV)程度、運転開始後60年時点で $3.91 \times 10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> (>1 MeV)程度と評価される。

\*1：中性子照射量については、2011年3月11日のプラント停止より中性子照射が停止し、それ以降の中性子照射の累積がないことから、2011年3月11日時点での中性子照射量とする。

本項では東海第二の監視試験結果と「日本電気協会 電気技術規程」（以下、「JEAC」という）に基づいた評価を示す。

なお、JEACにおける「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で $1 \times 10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> (>1 MeV)を超えると予測される炉心領域近傍には、低圧注水ノズルがあるが、運転開始後60年時点において、その中性子照射量は $0.87 \times 10^{17}$  n/cm<sup>2</sup> (>1 MeV)であり中性子照射脆化を考慮する必要のある累積中性子照射量以下であることから、中性子照射脆化に対する健全性評価は、胴について実施する。

定期検査で行う漏えい検査は、比較的溫度が低い状態で運転圧力まで昇圧するため、非延性破壊に対して最も厳しい状態となる。このため、漏えい検査時には原子炉圧力容器の最低使用溫度を守るよう運転管理を行っている。

なお、JEACにおいては、PWRプラントの原子炉（圧力）容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態C、Dで最も厳しい状態として加圧熱衝撃（PTS）評価を要求しているが、BWRプラントの原子炉圧力容器は通常運転時には蒸気の飽和圧力溫度となっており、事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入に伴って圧力が低下するため、高圧（高い応力がかかった状態）のまま低温になることはなく、BWRプラントでは実施する必要がない。

また、設計上、低温の水が導かれるようなノズルにはサーマルスリーブが設けられており、原子炉圧力容器が急速に冷却されないようになっている。

#### 1) 最低使用温度の評価

東海第二の2016年11月時点の監視試験結果を表2.3-1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年追補版を含む)」(以下、「JEAC4201」という)により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、図2.3-2に示すとおり、予測式にマージンを見込んだものの範囲にあり、測定値について特異な脆化は認められない。

また、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」(以下、「JEAC4206」という)並びにJEAC4201により求めた2016年11月時点及び60年時点での関連温度移行量、関連温度、最低使用温度を表2.3-2に示す。

関連温度は2016年11月時点で5℃程度、運転開始後60年時点で11℃程度となる。その際の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26℃を考慮すると、2016年11月時点で31℃、運転開始後60年時点で37℃となる。

2) 上部棚吸収エネルギーの評価

上部棚吸収エネルギーの低下について JEAC4201 に基づいて評価を実施した結果を表 2.3-3 に示す。

最も上部棚吸収エネルギーが低下するのは、母材であり、2016 年 11 月時点で 111 J、運転開始後 60 年時点で 111 J となっている。

いずれの場合も JEAC4206 で要求されている 68 J を上回っている。

表 2.3-1 東海第二の監視試験結果

回数	中性子照射量 ( $\times 10^{19}$ n/cm <sup>2</sup> ) (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 初期値	0	-25		-25		-25		202	188	205
第 1 回 (加速)	0.053 (29.9 EFPY*)	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	220	212	218
		4	-21	2	-23	11	-14			
第 2 回 (炉壁 1)	0.011 (5.36 EFPY*)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第 3 回 (炉壁 2)	0.026 (14.6 EFPY*)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第 4 回 (炉壁 3)	0.029 (23.7 EFPY*)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

\*: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を 100 % 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

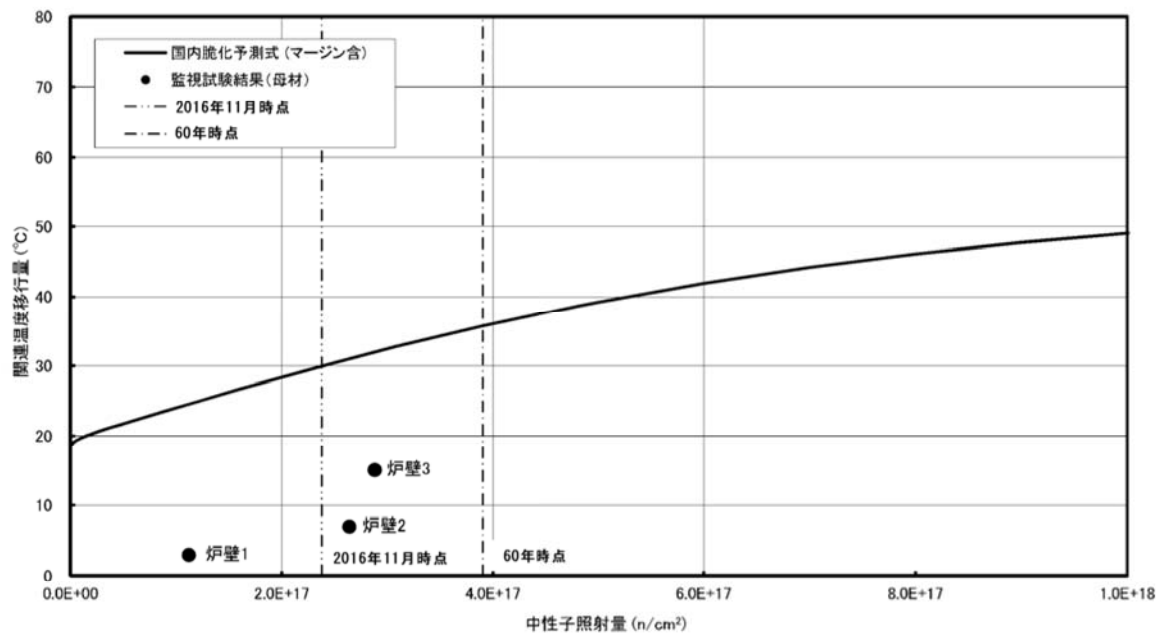


図 2.3-2 関連温度移行量の予測値と測定値 (マージン有り)

表 2.3-2 東海第二の関連温度の予測値

評価時期	材料	関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C) *	関連温度 (°C)	破壊力学的 検討による マージン (°C)	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		37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

\*：原子炉圧力容器内表面から板厚 1/4 深さでの予測値

表 2.3-3 東海第二の USE 予測値

(単位：J)

	初期値	2016年11月時点	運転開始後60年時点	許容値
母材	202	111*	111*	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113*	112*	

\*：JEAC4201-2007 SA-3440に基づきL方向からT方向への補正を行っている

## ② 現状保全

原子炉圧力容器に対しては、供用期間中検査で超音波探傷検査及び漏えい検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。

炉心領域部の中性子照射による機械的性質の変化については、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)及び JEAC4201に基づいて、計画的に監視試験を実施し破壊靱性の将来の変化を予測している。

また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき漏えい検査温度を設定している。監視試験片は全4セットを取出し済みであり、第3回にて試験した使用済試験片セットについては、炉内へ再装荷している。また、第4回にて試験した使用済試験片セットについては、今後、再装荷することとする。これらの試験片については、適切な時期に取出し、試験を実施する。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

## ③ 総合評価

健全性評価結果から、胴(炉心領域部材)の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。今後も適切な時期に監視試験を実施し、破壊靱性の変化を把握するとともに、JEAC4201の脆化予測式に基づき、漏えい検査温度を管理していくことにより、健全性を確保していくことは可能であると考ええる。

炉心領域部材の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことを超音波探傷試験及び漏えい検査により確認していることから、保全内容として適切である。

### c. 高経年化への対応

胴(炉心領域部材)の中性子照射脆化については、JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査及び漏えい検査を実施していく。

また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき漏えい検査温度を設定していく。

なお、健全性評価の結果から胴(炉心領域部材)の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。

(2) ノズル等の疲労割れ（上鏡，胴，下鏡，主フランジ，ノズル，セーフエンド，ハウジング，スタブチューブ，スタッドボルト，支持スカート）

a. 事象の説明

上鏡，胴，下鏡，主フランジ，ノズル，セーフエンド，ハウジング，スタブチューブ，スタッドボルト，支持スカートについては，プラントの起動・停止時等に熱過渡を受けることになるため，繰返しによる熱疲労が蓄積される可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

評価部位として，温度変化が大きく比較的大きな熱応力が発生する給水ノズル，締付け力が加わる主フランジ（上鏡フランジ及び胴フランジ），スタッドボルト，容器の自重が加わる下鏡及び支持スカートを選択し，設計建設規格に基づき評価した。

疲労評価は，運転期間延長認可申請に伴う評価として，2016年11月時点までの運転実績に基づき推定した以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し，より保守的\*に設定した過渡回数以上を用いて実施した。

\*：評価条件として，主フランジ及びスタッドボルトについては，2011年3月から2020年8月末まで冷温停止状態，2020年9月以降の過渡回数発生頻度は実績の1.5倍を想定した。給水ノズル，下鏡及び支持スカートについては，2011年3月から2019年8月末まで冷温停止状態，2019年9月以降の過渡回数発生頻度は実績の1.5倍を想定した。

また，冷却材と接液する給水ノズル及び下鏡に対しては，使用環境を考慮した疲労について，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」に基づいて評価した。評価対象部位を図2.3-3に，評価用過渡条件を表2.3-4に，評価結果を表2.3-5に示す。

その結果，各部位の運転開始後60年時点の疲労累積係数は許容値を下回り，疲労割れの可能性は小さいと判断する。

表 2.3-4 原子炉圧力容器評価用過渡条件

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)			60年目推定過渡回数		
	主フランジ, 給水ノズル, 下鏡, 支持スカート	スタッドボルト*1	主フランジ*2	給水ノズル, 下鏡, 支持スカート*3	スタッドボルト*1*2	
ボルト締付	26	8	48	—	31	
耐圧試験	72	14	132	135	74	
起動 (昇温)	65	17	111	113	63	
起動 (タービン起動)	65	17	111	113	63	
夜間低出力運転 (出力 75 %)	67	—	—	123	—	
週末低出力運転 (出力 50 %)	115	—	—	167	—	
制御棒パターン変更	96	—	—	180	—	
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	—	—	1	—	
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	—	—	1	—	
スクラム (タービントリップ)	16	3	22	23	9	
スクラム (その他)	20	0	24	24	4	
停止	65	17	112	114	64	
ボルト取外	26	9	49	—	32	
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	3	3	6	6	6	

\*1 : スタッドボルトは第 16 回定期検査 (1998 年度) にて取替を実施

\*2 : 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態, 2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定

\*3 : 2011 年 3 月から 2019 年 8 月末まで冷温停止状態, 2019 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定

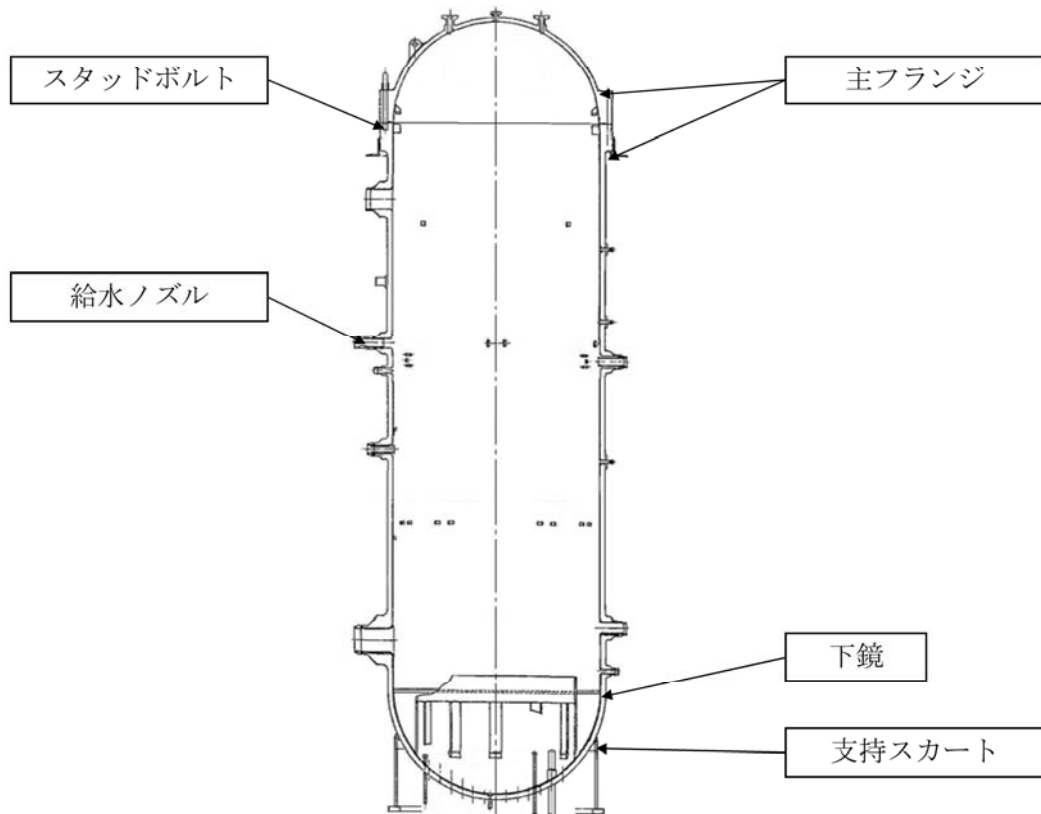


図 2.3-3 原子炉圧力容器 評価対象部位

表 2.3-5 原子炉圧力容器の疲労評価結果

評価部位	運転実績回数に基づく疲労解析（許容値：1以下）		
	設計建設規格の疲労曲線 による評価		発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法による評価 （環境を考慮）
	現時点 (2016年11月時点)	運転開始後 60年時点	運転開始後 60年時点
主フランジ	0.0103	0.0177	—
スタッドボルト	0.0689	0.2526	—
給水ノズル	0.0735	0.1270	0.6146
下鏡	0.0234	0.0416	0.4475
支持スカート	0.3297	0.5691	—



## ② 現状保全

主フランジ、スタッドボルト、給水ノズル、下鏡に対しては、供用期間中検査にて超音波探傷検査を、支持スカートに対しては浸透探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。また、供用期間中検査毎に漏えい検査を行い、耐圧部の健全性を確認している。さらに、高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において給水ノズルコーナー部に対しては渦流探傷検査を行っており、異常のないことを確認している。

## ③ 総合評価

健全性評価結果よりノズル等の疲労割れが発生する可能性は小さいと考えられる。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、供用期間中検査にて各部位の点検を実施しており、現状の保全は点検手法として適切であると判断する。

## c. 高経年化への対応

ノズル等の疲労割れに対しては、継続的に実過渡回数の確認を行い、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。

## 2. 原子炉格納容器

[対象機器]

- 2.1 原子炉格納容器本体
- 2.2 機械ペネトレーション
- 2.3 電気ペネトレーション

東海第二で使用されている原子炉格納容器の部位は、本体及び貫通部に大きく分かれ、形式等でグループ化すると以下のグループに分類されるため、これらについての技術評価を行う。

- 2.1 原子炉格納容器本体
- 2.2 機械ペネトレーション
- 2.3 電気ペネトレーション

## 2.1 原子炉格納容器本体

[対象機器]

- ① 原子炉格納容器

## 目次

1. 対象機器 .....	2. 1-1
2. 原子炉格納容器の技術評価.....	2. 1-2
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	2. 1-2
2.2 経年劣化事象の抽出.....	2. 1-5
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	2. 1-5
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	2. 1-5
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	2. 1-6

1. 対象機器

東海第二で使用している原子炉格納容器の主な仕様を表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉格納容器の主な仕様

機器名称	重要度	使用条件			
		最高使用圧力 (kPa)		最高使用温度 (°C)	
		ドライウエル	サプレッション ・チェンバ	ドライウエル	サプレッション ・チェンバ
原子炉格納容器	MS-1 重*1	310 (内圧)  14 (外圧)	310 (内圧)  14 (外圧)	171	104.5

\*1：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

## 2. 原子炉格納容器の技術評価

### 2.1 構造, 材料及び使用条件

#### (1) 構造

東海第二の原子炉格納容器は、圧力抑制型格納容器であり 1 個設置されている。

原子炉格納容器は、円錐フラスタム形をしたドライウエルと、円筒形で内部に純水を保有するサブプレッション・チェンバ及び機器を支持する支持構造物等から構成される。

ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの外表面（底部コンクリートマット部は除く）、内表面とも鋼板に塗装が施されている。

東海第二の原子炉格納容器の構造図を図 2.1-1 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の原子炉格納容器主要部位の使用材料を表 2.1-1 に、使用条件を表 2.1-2 に示す。

No	部位
①	上鏡
②	円錐胴
③	ダイアフラムフロア (ガーダ)
④	ダイアフラムフロア ベローズ
⑤	主フランジボルト
⑥	ガスケット
⑦	スタビライザ
⑧	上部シアラグ
⑨	スプレイヘッド
⑩	サプレッション・チェ ンバ本体
⑪	サンドクッション部 (鋼板)
⑫	底部コンクリートマット (ライナープレート)
⑬	真空破壊弁
⑭	リングガーダ
⑮	基礎ボルト
⑯	下部シアラグ
⑰	ダウンコマパイプ
⑱	クエンチャ ストレーナ

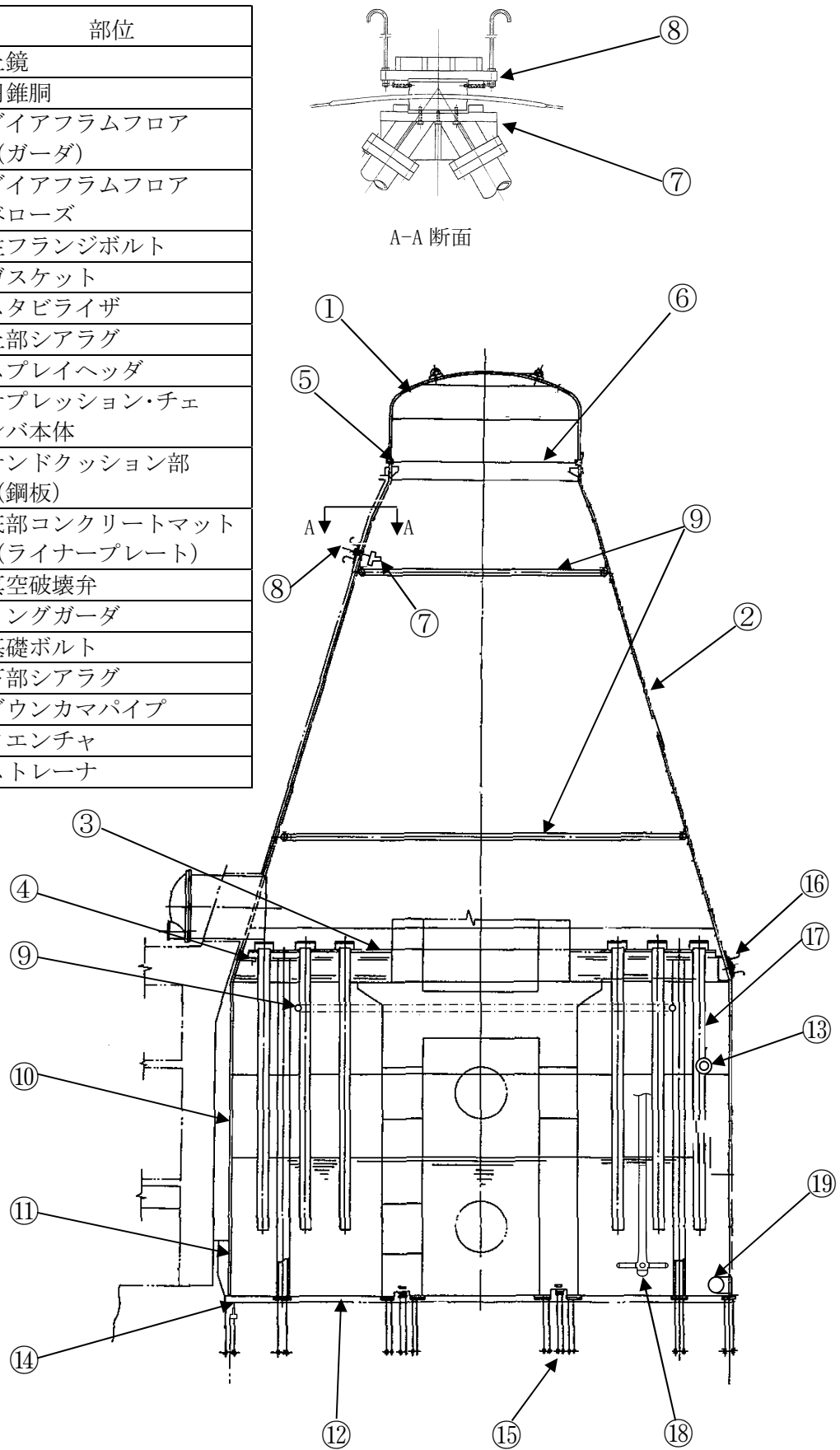


図 2.1-1 原子炉格納容器構造図



表 2.1-1 原子炉格納容器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位		材料
バウンダリの維持	耐圧	ドライウエル	上鏡, 円錐胴	炭素鋼
			ダイアフラムフロア (ガーダ)	炭素鋼
			ダイアフラムフロアベローズ	エチレンプロピレンゴム
			主フランジボルト	低合金鋼
			ガスケット	(消耗品)
機器の支持	支持		スタビライザ	炭素鋼
			上部シアラグ	炭素鋼
その他	その他		スプレイヘッダ	炭素鋼
バウンダリの維持	耐圧	サブプレッション・チェンバ	本体, サンドクッション部 (鋼板)	炭素鋼
			底部コンクリートマット(ライナープレート)	炭素鋼
			真空破壊弁	炭素鋼
機器の支持	支持		リングガーダ	炭素鋼
			基礎ボルト	低合金鋼
			下部シアラグ	炭素鋼
その他	その他		スプレイヘッダ	炭素鋼
			ダウンコマパイプ	炭素鋼
			クエンチャ	ステンレス鋼
			ストレーナ	ステンレス鋼

表 2.1-2 原子炉格納容器の使用条件

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
最高使用圧力	310 kPa(内圧) 14 kPa(外圧)	310 MPa(内圧) 14 kPa(外圧)
最高使用温度	171 °C	104.5 °C
内部流体	窒素	窒素, 純水

## 2.2 経年劣化事象の抽出

### 2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

原子炉格納容器の機能である場合である格納容器外への放射性物質の漏えい防止機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) バウンダリの維持
- (2) 機器の支持
- (3) その他

### 2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### (1) 想定される経年劣化事象の抽出

原子炉格納容器について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（流体の種類、応力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 で示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は以下のとおり評価対象外とする。

#### (2) 消耗品及び定期取替品の扱い

ガスケットは消耗品であり、設計時に長期使用せず取替を前提としていることから高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

#### (3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお、下記①、②に該当する事象については、2.2.3 項に示すとおり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△）
- ② 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（日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲）

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかった。

### 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの(日常劣化管理事象)

a. ドライウエル（上鏡，円錐胴），サプレッション・チェンバ本体（気中部），上部及び下部シアラグの腐食（全面腐食）

ドライウエル（上鏡，円錐胴），サプレッション・チェンバ本体（気中部），上部及び下部シアラグの材料は炭素鋼であり腐食が想定されるが，表面に塗装を施すことにより腐食を防止し，必要に応じて補修塗装を行うこととしていることから，腐食が発生する可能性は小さい。

上述のうちドライウエル（円錐胴），上部及び下部シアラグの外表面は，直接目視点検が出来ない構造であるが，上下に位置するドライウエル（上鏡）及びサプレッション・チェンバ本体（気中部）の外表面について目視点検により塗膜の健全性を確認しており，同様な材料及び使用環境であることから，腐食が発生する可能性は小さい。

また，定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリの健全性を確認するとともに，同試験前の可視範囲の目視点検において塗膜の健全性を確認している。

これまでに有意な腐食は確認されておらず，今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお，運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において，原子炉格納容器の鋼板の塗装に対して可視範囲の目視確認を実施した結果，原子炉格納容器の健全性に影響を与えるような劣化は認められなかった。

したがって，ドライウエル（上鏡，円錐胴），サプレッション・チェンバ本体（気中部），上部及び下部シアラグの腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

b. サプレッション・チェンバ本体（水中部）の腐食（全面腐食）

サプレッション・チェンバ本体（水中部）の材料は炭素鋼であり腐食が予想されるが、耐水性・密着性に優れたエポキシ系及びジンクリッチ等の塗装を施すことにより腐食を防止し、必要に応じて補修塗装を行うこととしていることから、腐食が発生する可能性は小さい。

また、開放点検時の目視点検において有意な腐食は確認されておらず、肉厚測定を実施し有意な減肉がないことを確認しており、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉格納容器の鋼板の塗装に対して可視範囲の目視確認を実施した結果、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるような劣化は認められなかった。

したがって、サプレッション・チェンバ本体（水中部）の腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

c. 底部コンクリートマット（ライナープレート）の腐食（全面腐食）

底部コンクリートマット（ライナープレート）の材料は炭素鋼であり腐食が予想されるが、内表面は耐水性・密着性に優れたエポキシ系及びジンクリッチ等の塗装を施すことにより腐食を防止し、必要に応じて補修塗装を行うこととしていることから、腐食が発生する可能性は小さい。

また、これまでの目視点検において有意な腐食は確認されておらず、肉厚測定を実施し有意な減肉がないことを確認しており、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉格納容器の鋼板の塗装に対して可視範囲の目視確認を実施した結果、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるような劣化は認められなかった。

したがって、底部コンクリートマット（ライナープレート）の腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

d. サンドクッション部（鋼板）、リングガーダの腐食（全面腐食）

サンドクッション部（鋼板）、リングガーダの材料は炭素鋼であり腐食が予想されるが、外表面は塗装を施しており、腐食が発生する可能性は小さい。

サンドクッション部（鋼板）については、外表面の埋設部について目視点検を実施しており、有意な腐食のないことを確認している。

また、サブプレッション・チェンバ本体（水中部）の肉厚測定を実施し、有意な減肉のないことを確認しており、このことから、サンドクッション部（鋼板）に有意な腐食がないことを確認している。

なお、オイスタークリーク発電所において、原子炉格納容器上部からの漏えい水がサンドクッション部に流入し、ドレン管が閉塞していたために当該部の胴板が腐食した事例があるが、東海第二の原子炉格納容器上部は、溶接構造により漏えい水の流れ込みを防止している。

一方リングガーダは、直接目視による塗膜の状況は確認できないが、直上のサンドクッション部（鋼板）と同様な材料及び使用環境であることから、腐食の可能性は小さく、今後も、これらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、サンドクッション部（鋼板）、リングガーダの腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

e. ダイアフラムフロア（ガーダ）、スタビライザの腐食（全面腐食）

ダイアフラムフロア（ガーダ）及びスタビライザの材料は炭素鋼であり腐食が想定されるが、通常運転中は窒素雰囲気中であること及び表面に塗装を施すことにより腐食を防止し、必要に応じて補修塗装を行うこととしていることから、腐食が発生する可能性は小さい。

また、これまでの目視点検において有意な腐食は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、ダイアフラムフロア（ガーダ）、スタビライザの腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

f. 主フランジボルトの腐食（全面腐食）

主フランジボルトは低合金鋼であり腐食が想定されるが、定期検査時にボルトを取外した際の目視点検では有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、主フランジボルトの腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

g. 真空破壊弁の腐食（全面腐食）

真空破壊弁の材料は炭素鋼であり腐食が想定されるが、通常運転中は窒素雰囲気中であること及び表面に塗装を施すことにより腐食を防止し、必要に応じて補修塗装を行うこととしていることから、腐食が発生する可能性は小さい。

また、これまでの目視点検において有意な腐食は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、真空破壊弁の腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

h. ドライウェルスプレイヘッド、サプレッション・チェンバスプレイヘッド及びダウンカマパイプの腐食（全面腐食）

ドライウェルスプレイヘッド、サプレッション・チェンバスプレイヘッド及びダウンカマパイプの材料は炭素鋼であり腐食が想定される。

ドライウェルスプレイヘッド、サプレッション・チェンバスプレイヘッドの外表面及びダウンカマパイプの内外面は塗装を施すことにより腐食を防止し、必要に応じて補修塗装を行うこととしていることから、腐食が発生する可能性は小さい。

また、これまでの目視点検において有意な腐食は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

ドライウェルスプレイヘッド、サプレッション・チェンバスプレイヘッドの内面は塗装が施されていないが、長期保守管理方針に基づく保全計画に従い、2009年（第24回定期検査中）にファイバースコープを用いた配管内面点検を実施した結果、有意な腐食は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、ドライウェルスプレイヘッド、サプレッション・チェンバスプレイヘッド及びダウンカマパイプの腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

i. ダイアフラムフロアベローズの硬化

ダイアフラムフロアベローズは、エチレンプロピレンゴム製であり、硬化の発生が想定される。ダイアフラムフロアベローズは重大事故等への対策として耐熱性を向上した改良エチレンプロピレンゴムに交換するが、同一環境にテストピースを配備することとしており、テストピースの定期的な硬度測定及び目視点検を実施していくことで、ダイアフラムフロアベローズの健全性が確認できる。

また通常運転中の環境は旧ベローズのときと変化はなく、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、ダイアフラムフロアベローズの硬化は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

j. ストレーナの閉塞

非常用炉心冷却系ストレーナはポンプ起動時に、長期供用に伴いサブプレッション・チェンバ内に堆積したデブリ等の影響で閉塞が想定される。しかし、サーベランスや定期検査において非常用炉心冷却機能の健全性確認を実施しており、これまでストレーナの閉塞は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

なお、サブプレッション・チェンバは清掃、目視点検を実施しており、炉心冷却機能に影響を及ぼす閉塞が発生する可能性は小さい。

また、更なる信頼性向上の観点から、第23回定期検査においてストレーナの閉塞対策として同ストレーナの大型化を実施している。

したがって、ストレーナの閉塞は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- (2) 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（日常劣化管理事象以外）

a. 基礎ボルトの腐食（全面腐食）

基礎ボルトは低合金鋼であり、基礎ボルト全体がコンクリートに埋設されていることから、コンクリートが中性化した場合に腐食の発生が想定されるが、実機コンクリートにおけるサンプリング結果では中性化は殆ど確認されておらず、腐食が発生する可能性は小さいと考えられる。

したがって、基礎ボルトの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

b. スタビライザ、上部及び下部シアラグの摩耗

スタビライザ、上部及び下部シアラグは摺動部を有しているため摩耗が想定されるが、地震等により摺動するものであり、発生回数が非常に少ない。

したがって、スタビライザ、上部及び下部シアラグの摩耗は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

表 2.2-1 原子炉格納容器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
					減肉		割れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	ドライウェル（上鏡，円錐胴）		炭素鋼		△						*1：水中部 *2：気中部 *3：硬化 *4：閉塞
		サブプレッション・チェンバ本体		炭素鋼		△ <sup>*1,*2</sup>						
		底部コンクリートマット（ライナープレート）		炭素鋼		△						
		サンドクッション部（鋼板）		炭素鋼		△						
		ダイアフラムフロア（ガーダ）		炭素鋼		△						
		ダイアフラムフロアベローズ		エチレンプロピレンゴム						△ <sup>*3</sup>		
		主フランジボルト		低合金鋼		△						
		ガasket	◎	—								
		真空破壊弁		炭素鋼		△						
		リングガーダ		炭素鋼		△						
機器の支持	支持	基礎ボルト		低合金鋼		▲						
		スタビライザ		炭素鋼	▲	△						
		上部シアラグ		炭素鋼	▲	△						
		下部シアラグ		炭素鋼	▲	△						
その他	その他	ドライウェルスプレイヘッド		炭素鋼		△						
		サブプレッション・チェンバスプレイヘッド		炭素鋼		△						
		ダウンカマパイプ		炭素鋼		△						
		クエンチャ		ステンレス鋼								
		ストレーナ		ステンレス鋼						△ <sup>*4</sup>		

△：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）

▲：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）



## 2.2 機械ペネトレーション

### [対象機器]

- ① 配管貫通部（ベローズ式）
- ② 配管貫通部（固定式）
- ③ 機器搬入口
- ④ エアロック
- ⑤ ハッチ及びマンホール

## 目次

1. 対象機器及び代表機器の選定.....	2. 2-1
1.1 グループ化の考え方及び結果.....	2. 2-1
1.2 代表機器の選定.....	2. 2-1
2. 代表機器の技術評価.....	2. 2-9
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	2. 2-9
2.1.1 配管貫通部 (ベローズ式, 固定式-2) .....	2. 2-9
2.1.2 格納容器機器搬入口ハッチ.....	2. 2-12
2.1.3 パーソナルエアロック.....	2. 2-15
2.1.4 CRD 搬出入口ハッチ.....	2. 2-18
2.2 経年劣化事象の抽出.....	2. 2-21
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	2. 2-21
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	2. 2-21
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	2. 2-22
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	2. 2-28
3. 代表機器以外への展開.....	2. 2-31
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	2. 2-31
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	2. 2-32

## 1. 対象機器及び代表機器の選定

東海第二で使用している機械ペネトレーションの主な仕様を表 1-1 に示す。

これらの機械ペネトレーションを部位、型式の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

### 1.1 グループ化の考え方及び結果

部位、型式を分類基準とし、機械ペネトレーションを表 1-1 に示すとおりグループ化する。

部位は、配管貫通部、機器搬入口、エアロック、ハッチ及びマンホールに分類され、配管貫通部の型式は、ベローズ式、固定式に分類される。

### 1.2 代表機器の選定

表 1-1 に分類されるグループ毎に、重要度、最高使用温度及び配管口径の観点から代表機器を選定する。

#### (1) 配管貫通部（ベローズ式）

大口徑で高温となる配管貫通部に使用されるもので、プラントの起動・停止時等の熱膨張差による変位を吸収するため、ベローズを取付けている。ベローズ式については、重要度及び最高使用温度が同等であり、配管口径の大きい主蒸気系（X-18A～D）を代表機器とする。

配管貫通部の構造図を、図 1-1 に示す。

#### (2) 配管貫通部（固定式）

低温又は小口径の配管貫通部で熱膨張差による変位のないもの、又は拘束部に発生する荷重が小さい場合に使用される。固定式については、重要度が同等であることから、最高使用温度が高く、配管口径の大きい主蒸気隔離弁漏えい抑制系（X-200A, B）を代表機器とする。

なお、構造の相違により配管貫通部（固定式）を固定式-1 又は固定式-2 と称す。

配管貫通部の構造図を、図 1-1 に示す。

#### (3) 機器搬入口

このグループには、格納容器機器搬入口ハッチ及びサプレッション・チェンバ機器搬入口が属するが、重要度が同等であるため、最高使用温度の高い格納容器機器搬入口ハッチを代表機器とする。

#### (4) エアロック

このグループには、パーソナルエアロックのみが属するため、これを代表機器とする。

(5) ハッチ及びマンホール

このグループには，CRD 搬出入口ハッチのみが属するため，これを代表機器とする。

表 1-1 (1/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		ペネトレーション 番号	使用用途	選定基準			選定	選定理由
部位	型式			重要度*1	最高使用温度 (°C)	配管口径 (A)		
配管貫通部	ベローズ式	X-18A～D	主蒸気系	MS-1, 重*2	302	650	◎	重要度 最高使用温度 口径
		X-17A, B	給水系	MS-1, 重*2	302	500		
		X-20	残留熱除去系 (供給)	MS-1, 重*2	302	500		
		X-6	高压炉心スプレイ系	MS-1, 重*2	302	300		
		X-8	低压炉心スプレイ系	MS-1, 重*2	302	300		
		X-12A～C	低压注水系	MS-1, 重*2	302	300		
		X-19A, B	残留熱除去系 (戻り)	MS-1, 重*2	302	300		
		X-21	原子炉隔離時冷却系 (蒸気供給)	MS-1, 重*2	302	250		
		X-2	原子炉压力容器ヘッドスプレイ	MS-1, 重*2	302	150		
		X-14	原子炉冷却材浄化系	MS-1, 重*2	302	150		
X-22	復水ドレン	MS-1, 重*2	302	80				

\*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：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1-1 (2/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		ペネトレーション 番号	使用用途	選定基準			選定	選定理由
部位	型式			重要度*1	最高使用温度 (°C)	配管口径 (A)		
配管貫通部	固定式-1	X-38	再循環系ポンプシールパージ, 格納容器計装, 主蒸気配管計装	MS-1, 重*2	302	25		
		X-29D	再循環系サンプリング	MS-1, 重*2	302	25		
		X-13	ほう酸水注入系	MS-1, 重*2	302	40		
		X-60	残留熱除去系熱交換器安全弁排気 (閉止)	MS-1, 重*2	171	450*3		
		X-62	残留熱除去系熱交換器安全弁排気 (閉止)	MS-1, 重*2	171	450*3		
		X-57	過酷事故時代替注水系, 制御用空気系	MS-1, 重*2	171	100		
		X-52A, B	可燃性ガス濃度制御系, 予備	MS-1, 重*2	171	150		
		X-76	可燃性ガス濃度制御系	MS-1, 重*2	171	50		
		X-10A~D	制御棒駆動水圧系 (引抜)	MS-1, 重*2	66	20		
		X-9A~D	制御棒駆動水圧系 (挿入)	MS-1, 重*2	66	25		
		X-58	脱塩水供給	MS-1, 重*2	66	50		
		X-55	制御用空気系, 燃料プール水浄化系	MS-1, 重*2	66	50		
		X-107B	ドライウェル除湿系	MS-1, 重*2	66	150		
		X-56	ドライウェル除湿系, 制御用空気系, 予備	MS-1, 重*2	66	150		
		X-71A, B	制御用空気系 (真空破壊弁)	MS-1, 重*2	66	25		
		X-69A, B	再循環系制御弁油圧駆動系	MS-1, 重*2	80	25		
		X-29C	原子炉圧力容器フランジ漏えい検出	MS-1, 重*2	302	25		
		X-30	主蒸気配管計装	MS-1, 重*2	302	25		
		X-39	原子炉圧力容器計装, 高圧炉心スプレイ系計装	MS-1, 重*2	302	25		
		X-40	格納容器計装, 格納容器ガスモニタリング, 主 蒸気配管計装, 格納容器漏えい試験盤	MS-1, 重*2	302	25		

\*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: 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

\*3: スリーブ径を示す

表 1-1 (3/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		ペネトレーション 番号	使用用途	選定基準			選定	選定理由
部位	型式			重要度*1	最高使用温度 (°C)	配管口径 (A)		
配管貫通部	固定式-1	X-41A, B	原子炉隔離時冷却系蒸気側配管計装	MS-1, 重*2	302	25		重要度 最高使用温度 口径
		X-42	格納容器計装, 主蒸気配管計装	MS-1, 重*2	302	25		
		X-43	予備	MS-1, 重*2	302	20		
		X-44A~D	ジェットポンプ計装	MS-1, 重*2	302	25		
		X-54A~D	再循環系計装	MS-1, 重*2	302	25		
		X-66A, B	残留熱除去系配管計装, 低圧炉心スプレイ系配管計装, ボトムライナー漏えい検出	MS-1, 重*2	302	25		
		X-87~90	蒸気流量計測	MS-1, 重*2	302	25		
	固定式-2	X-200A, B	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MS-1, 重*2	302	100	◎	
		X-3, 79	不活性ガス系 (排気)	MS-1, 重*2	171	500		
		X-53, 80	不活性ガス系 (給気)	MS-1, 重*2	171	500		
		X-203	可燃性ガス濃度制御系	MS-1, 重*2	171	50		
		X-4	原子炉隔離時冷却系	MS-1, 重*2	135	350		
		X-23	床ドレン系	MS-1, 重*2	105	80		
		X-24	機器ドレン系	MS-1, 重*2	105	80		
		X-32, 35, 36	残留熱除去系	MS-1, 重*2	100	600		
		X-47, 48	残留熱除去系	MS-1, 重*2	100	400		
		X-31	高圧炉心スプレイ系	MS-1, 重*2	100	600		
		X-34	低圧炉心スプレイ系	MS-1, 重*2	100	600		
		X-49	高圧炉心スプレイ系	MS-1, 重*2	100	300		
		X-63	低圧炉心スプレイ系	MS-1, 重*2	100	300		
		X-77	原子炉隔離時冷却系	MS-1, 重*2	88	50		
		X-78	予備	MS-1, 重*2	—	80		

\*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: 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1-1 (4/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		ペネトレーション 番号	使用用途	選定基準			選定	選定理由
部位	型式			重要度*1	最高使用温度 (°C)	配管口径 (A)		
配管貫通部	固定式-2	X-11A, B	残留熱除去系 (格納容器スプレイ)	MS-1, 重*2	77	400		
		X-25A, B	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバスプレ イ)	MS-1, 重*2	77	100		
		X-33	原子炉隔離時冷却系	MS-1, 重*2	77	200		
		X-5, 46	原子炉補機冷却系	MS-1, 重*2	66	200		
		X-26	予備	MS-1, 重*2	—	400*3		
		X-59	予備	MS-1, 重*2	—	400*3		
		X-106A	予備	MS-1, 重*2	—	300*3		
		X-7	予備	MS-1, 重*2	—	300*3		
		X-67	予備	MS-1, 重*2	—	300		
		X-29A, B	γラジエーションセンサ CH-A (CH-B)	MS-1, 重*2	171	250*3		
		X-201A, B X-202A, B	予備	MS-1, 重*2	—	80*3		
		X-37A, B	予備	MS-1, 重*2	—	50*3		
		X-64A~D	サブプレッション・チェンバ計装	MS-1, 重*2	104.5	50		
		X-83	サンプリング系	MS-1, 重*2	104.5	20		
		X-65, 68	予備	MS-1, 重*2	—	50*3		
		X-70	サブプレッション・チェンバ計装	MS-1, 重*2	104.5	50		
		X-73~75	サンプリング系	MS-1, 重*2	171	20		
		X-82	サンプリング系	MS-1, 重*2	171	50		
		X-27A~F	移動式炉心内校正装置ドライブ	MS-1, 重*2	66	10		
		X-81	予備	MS-1, 重*2	—	40		
X-84A~D, X-85A, B X-86A~D	原子炉水位および圧力計測	MS-1, 重*2	302	25				

\*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: 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

\*3: スリーブ径を示す



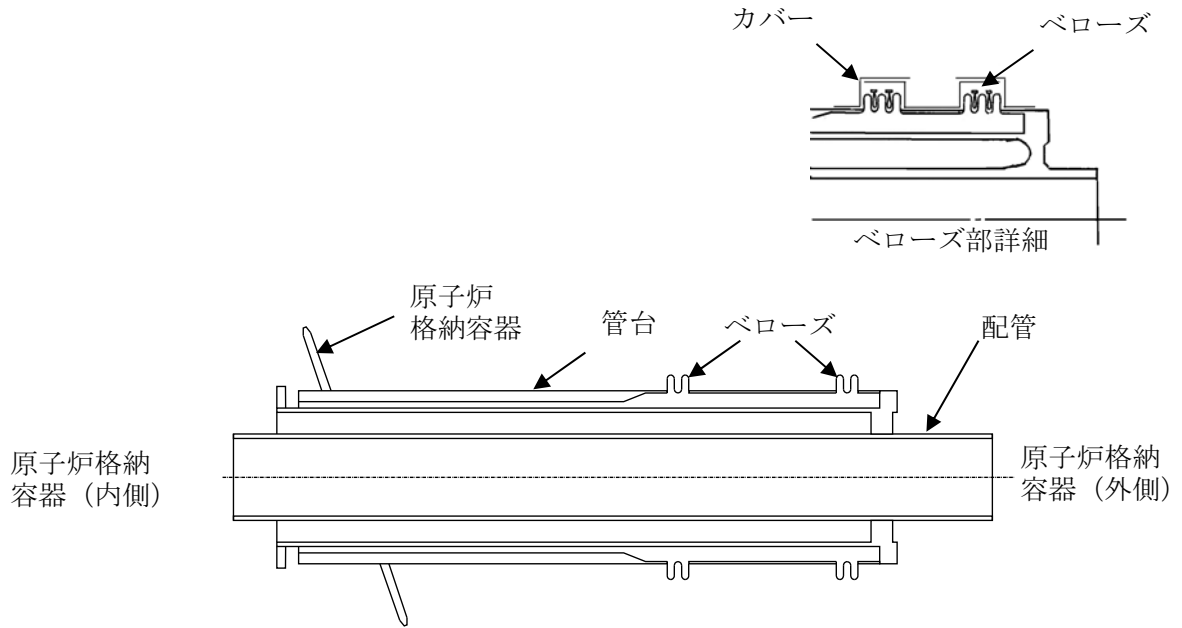
表 1-1 (5/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		ペネトレーション 番号	使用用途	選定基準			選定	選定理由
部位	型式			重要度*1	最高使用温度 (°C)	胴内径 (mm)		
機器搬入口	—	X-15	格納容器機器搬入口ハッチ	MS-1, 重*2	171	3, 658	◎	重要度
		X-51	サブプレッション・チェンバ機器搬入口	MS-1, 重*2	104.5	1, 982		最高使用温度
エアロック	—	X-16	パーソナルエアロック	MS-1, 重*2	171	2, 400	◎	
ハッチ及びマ ンホール	—	X-28	CRD搬出入口ハッチ	MS-1, 重*2	171	547.6	◎	

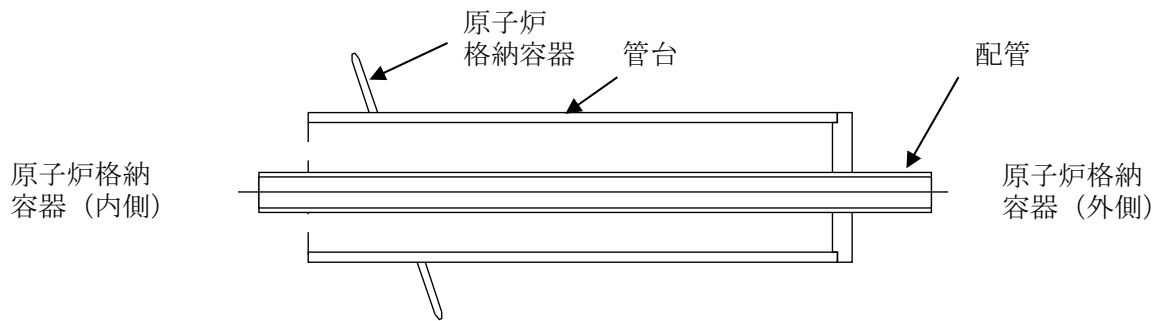
\*1：当該機器に要求される重要度クラスのうち，最上位の重要度クラスを示す

\*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

【ベローズ式】



【固定式-1】



【固定式-2】

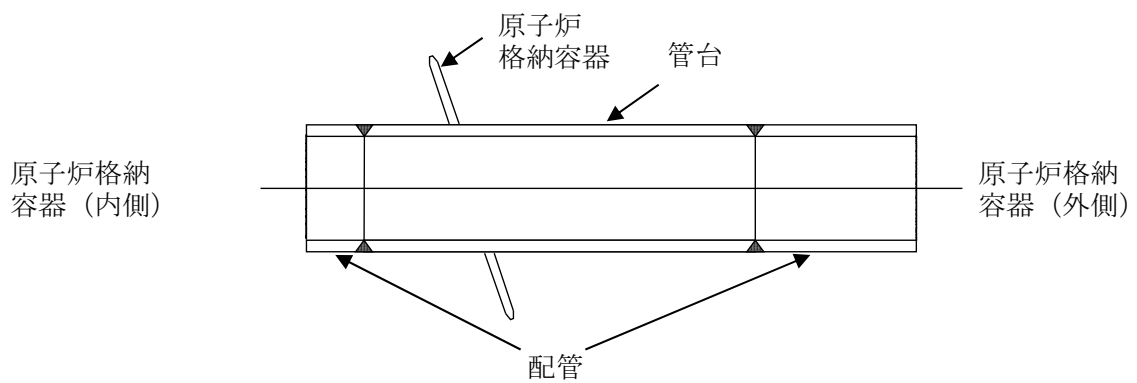


図 1-1 配管貫通部構造図

## 2. 代表機器の技術評価

本章では、1章で代表機器とした以下の機械ペネトレーションについて技術評価を実施する。

- ① 主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）
- ② 主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式-2）
- ③ 格納容器機器搬入口ハッチ
- ④ パーソナルエアロック
- ⑤ CRD 搬出入口ハッチ

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### 2.1.1 配管貫通部（ベローズ式，固定式-2）

##### (1) 構造

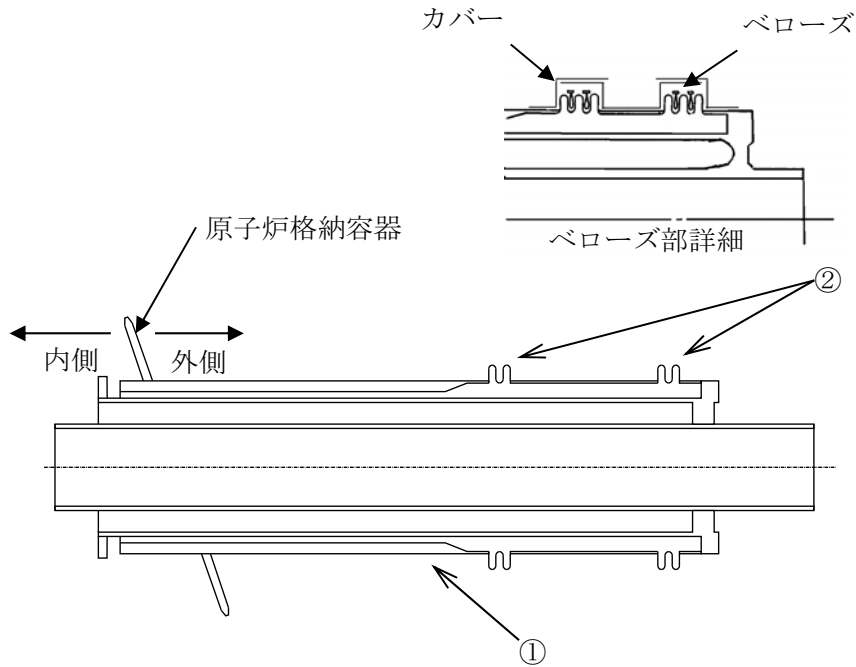
東海第二の主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式-2）の構造図を図 2.1-1 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式-2）主要部位の使用材料を表 2.1-1 に、使用条件を表 2.1-2 に示す。

主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）

No.	部位
①	管台
②	ベローズ



主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式）

No.	部位
①	管台

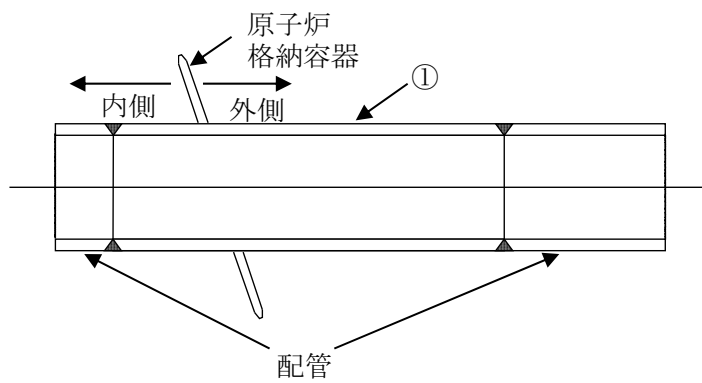


図 2.1-1 配管貫通部構造図

表 2.1-1 主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式-2）主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	配管貫通部	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式)	管台	炭素鋼
			ベローズ	ステンレス鋼
		主蒸気隔離弁漏えい抑制系 (固定式-2)	管台	炭素鋼

表 2.1-2 主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式-2）の使用条件

配管貫通部	主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式)	主蒸気隔離弁漏えい抑制系 配管貫通部（固定式-2）
最高使用圧力* <sup>1</sup>	8.62 MPa	8.62 MPa
最高使用温度* <sup>1</sup>	302 °C	302 °C

\*1：貫通配管の使用条件

## 2.1.2 格納容器機器搬入口ハッチ

### (1) 構造

東海第二の格納容器機器搬入口ハッチは円筒型であり、原子炉格納容器に1個設置されている。

格納容器機器搬入口ハッチの構造図を図2.1-2に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の格納容器機器搬入口ハッチ主要部位の使用材料を表2.1-3に、使用条件を表2.1-4に示す。

No.	部位
①	胴
②	蓋
③	ガスケット
④	取付ボルト

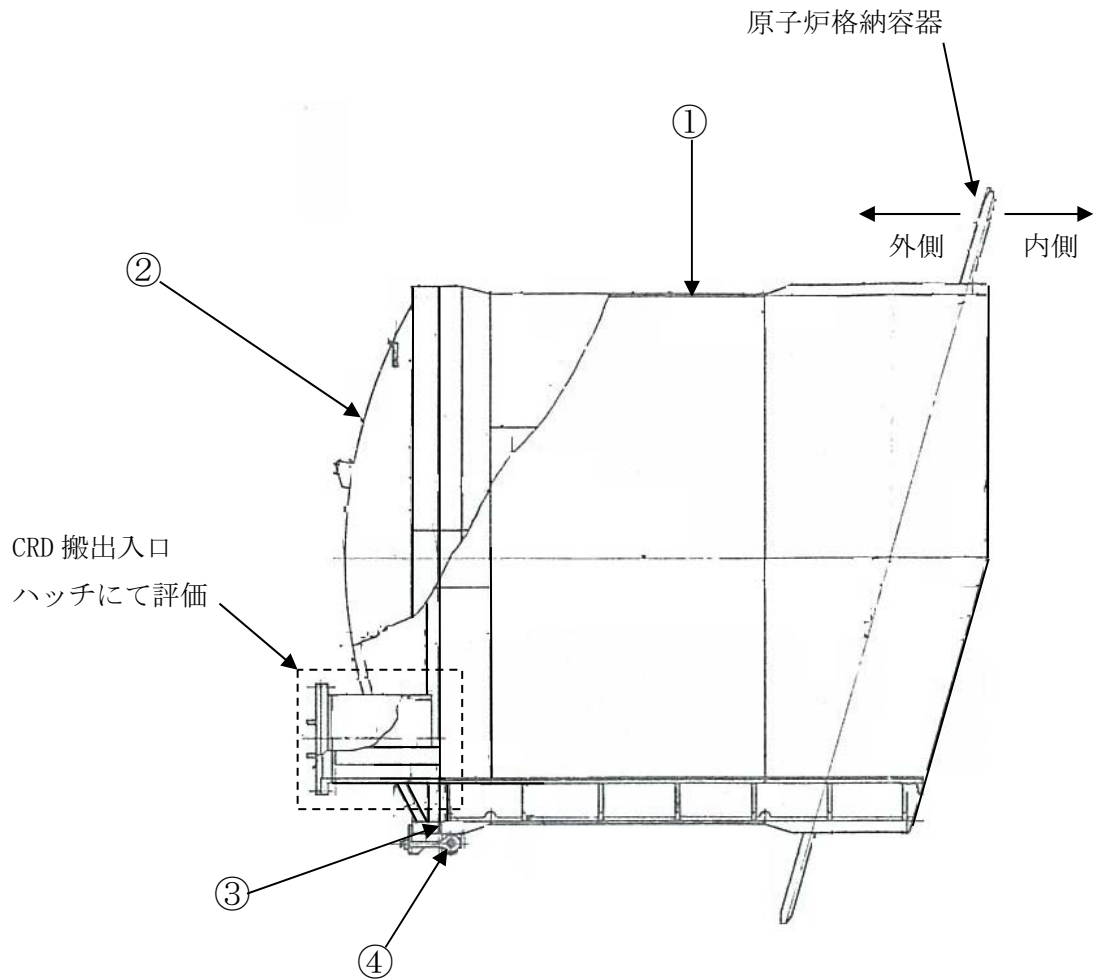


図 2.1-2 格納容器機器搬入口ハッチ構造図

表 2.1-3 格納容器機器搬入口ハッチ主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	胴	炭素鋼
		蓋	炭素鋼
		ガスケット	(消耗品)
		取付ボルト	炭素鋼

表 2.1-4 格納容器機器搬入口ハッチの使用条件

最高使用圧力	310 kPa (内圧) 14 kPa (外圧)
最高使用温度	171 °C



### 2.1.3 パーソナルエアロック

#### (1) 構造

東海第二のパーソナルエアロックは円筒 2 重扉式であり，原子炉格納容器に 1 個設置されている。

胴と原子炉格納容器の内側及び外側に 1 枚ずつ設けられた扉により構成された構造となっている。

東海第二のパーソナルエアロックの構造図を図 2.1-3 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二のパーソナルエアロック主要部位の使用材料を表 2.1-5 に，使用条件を表 2.1-6 に示す。

No.	部位
①	胴
②	扉
③	ガスケット

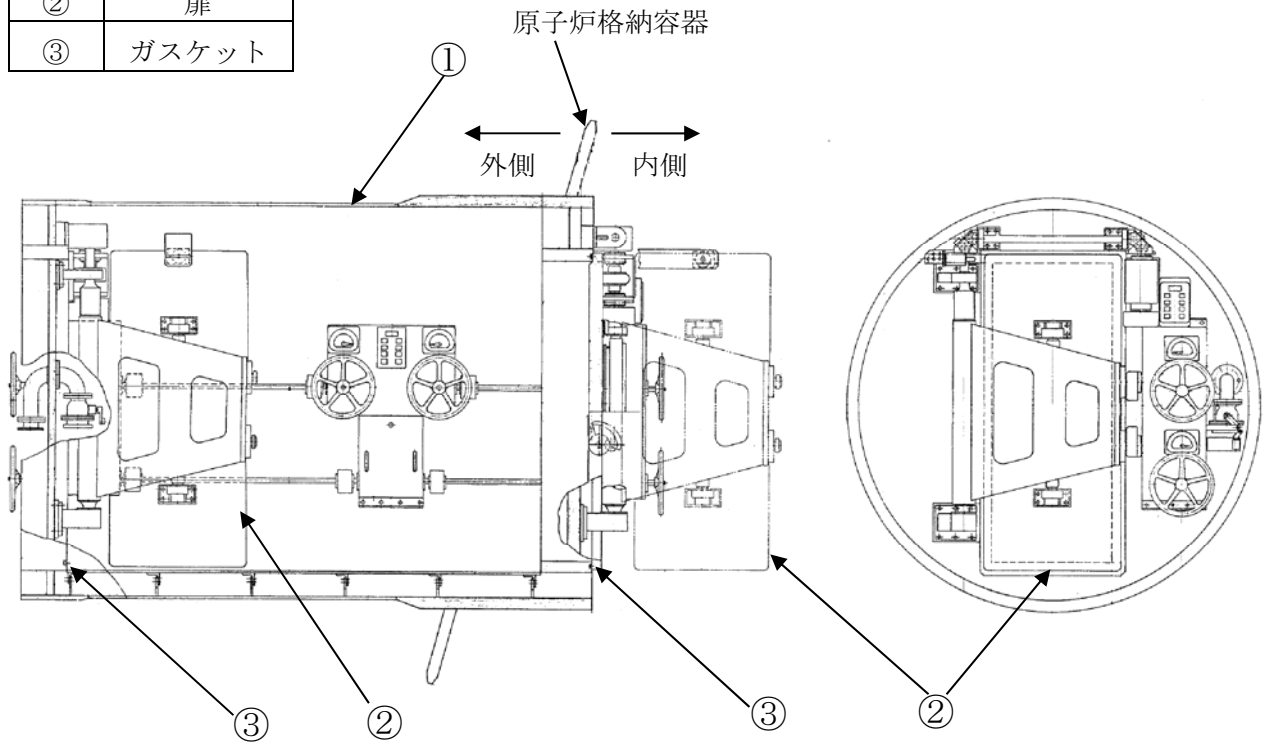


図 2.1-3 パーソナルエアロック構造図

表 2.1-5 パーソナルエアロック主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	胴	炭素鋼
		扉	炭素鋼
		ガスケット	(消耗品)

表 2.1-6 パーソナルエアロックの使用条件

最高使用圧力	310 kPa (内圧) 14 kPa (外圧)
最高使用温度	171 °C

#### 2.1.4 CRD 搬出入口ハッチ

##### (1) 構造

東海第二の CRD 搬出入口ハッチは円筒型であり，原子炉格納容器（格納容器機器搬入口ハッチ）に 1 個設置されている。

CRD 搬出入口ハッチの構造図を図 2.1-4 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の CRD 搬出入口ハッチ主要部位の使用材料を表 2.1-7 に，使用条件を表 2.1-8 に示す。

No	部位
①	胴
②	蓋
③	ガスケット
④	取付ボルト

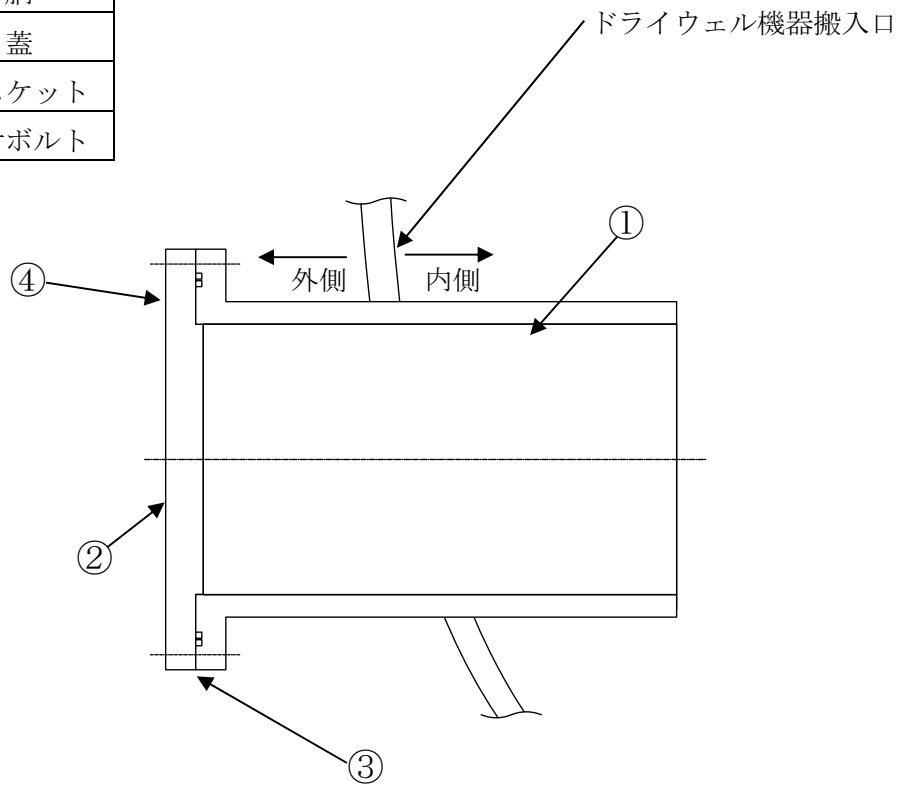


図 2.1-4 CRD 搬出ハッチ構造図

表 2.1-7 CRD 搬出入口ハッチ主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	胴	炭素鋼
		蓋	炭素鋼
		ガスケット	(消耗品)
		取付ボルト	炭素鋼

表 2.1-8 CRD 搬出入口ハッチの使用条件

最高使用圧力	310 kPa (内圧) 14 kPa (外圧)
最高使用温度	171 °C

## 2.2 経年劣化事象の抽出

### 2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

機械ペネトレーションとしての機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

#### (1) バウンダリの維持

### 2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### (1) 想定される経年劣化事象の抽出

機械ペネトレーションについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（圧力、温度）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は以下のとおり評価対象外とする。

#### (2) 消耗品及び定期取替品の扱い

ガスケットは消耗品であり、設計時に長期使用せず取替を前提としていることから高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

#### (3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお、下記①、②に該当する事象については、2.2.3 項に示すとおり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△）

② 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（日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲）

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として以下の事象が抽出された（表 2.2-1 で○）。

#### a. ベローズの疲労割れ [主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）]

### 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

#### a. 耐圧構成品の腐食（全面腐食）〔共通〕

機械ペネトレーションの耐圧構成品（管台、胴、蓋、扉）の材料は炭素鋼であり、腐食が発生する可能性がある。

しかしながら、機械ペネトレーションの内外面の表面は、塗装を施しているため、腐食が発生する可能性は小さい。耐圧構成品のうち、気中部に設置されている機械ペネトレーション（管台の内表面及び胴の外表面）は、一部直接目視できない構造であるが、管台又は胴が取り付けられているドライウエル（円錐胴）及びサプレッション・チェンバ本体（気中部）の内外面について目視点検により塗膜の健全性を確認しており、同様な材料及び使用環境であることから、腐食の発生する可能性は小さい。

また、目視点検により塗膜の状態を確認し、はく離等が認められた場合は、必要に応じ補修塗装を実施することとしている。

機械ペネトレーションの耐圧構成品については、定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査においてバウンダリ機能の健全性を確認しており、これまでの検査において異常は認められていない。

今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

#### b. 取付ボルトの腐食（全面腐食）〔ドライウエル機器搬入口、CRD 搬出入口ハッチ〕

取付ボルトの材料は炭素鋼であり、大気に接触していることから腐食が想定されるが、開放点検時に手入れ・清掃を行うことにより健全性は維持されている。

これまでの点検結果から有意な腐食は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。



c. ベローズの貫流型応力腐食割れ〔主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）〕

ベローズの材料はステンレス鋼であり、大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンにより、外面から貫粒型応力腐食割れの発生が想定されるが、ベローズは大気が接触し難いカバー構造であること及び原子炉建屋内機器の塩分測定において、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施しており、その結果により必要に応じ機器外面清掃及び浸透探傷検査を実施することとしている。

また、東海第二では工事における副資材管理でステンレス鋼への塩分付着を防止している。

したがって、ベローズの貫粒型応力腐食割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- (2) 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（日常劣化管理事象外）

a. 管台の疲労割れ〔主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部（固定式-2）〕

管台は内部流体の温度変化に伴い疲労が蓄積することが想定されるが、固定式配管貫通部の内部流体温度は低く、温度変動幅も小さく、通常運転時は原子炉格納容器内温度と同程度であるため有意な熱過渡を受けることはないと考えられる。

したがって、管台の疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

表 2.2-1 (1/4) 配管貫通部 (ベローズ式・固定式-2) に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
					減肉		割れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	管台		炭素鋼		△	▲*1					*1:固定式-2 *2:貫粒型応力腐食割れ
		ベローズ		ステンレス鋼			○	△*2				

○：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）

▲：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）

表 2.2-1 (2/4) ドライウェル機器搬入口に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	
					減肉		割れ		材質変化			その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	胴		炭素鋼		△						
		蓋		炭素鋼		△						
		ガスケット	◎	—								
		取付ボルト		炭素鋼		△						

△：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）

表 2.2-1 (3/4) パーソナルエアロックに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
					減肉		割れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	胴		炭素鋼		△						
		扉		炭素鋼		△						
		ガスケット	◎	—								

△：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）

表 2.2-1 (4/4) CRD 搬出入口ハッチに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部品	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
					減肉		割れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	胴		炭素鋼		△						
		蓋		炭素鋼		△						
		ガスケット	◎	—								
		取付ボルト		炭素鋼		△						

△：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）

## 2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

### (1) ベローズの疲労割れ [主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式) ]

#### a. 事象の説明

主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式) のベローズは、プラントの起動・停止等の熱過渡により、疲労が蓄積される可能性がある。

#### b. 技術評価

##### ① 健全性評価

疲労評価は、図 2.3-1 に示す評価部位に対して日本機械学会「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) (以下、設計・建設規格という) に基づき疲労評価した。

過渡回数は、運転期間延長認可申請に伴う評価として、2016 年度 11 月時点までの運転実績に基づき推定した 2016 年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的\*に設定した過渡回数とした。評価用過渡条件を表 2.3-1 に示す。

\*: 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 月以降の過度回数発生頻度は実績の 1.5 倍を想定した。

この結果、表 2.3-2 に示すとおり、疲労累積係数は運転開始後 60 年時点においても許容値以下であり、疲労割れ発生の可能性は小さいと判断する。

##### ② 現状保全

主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式) のベローズについては、定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査において、バウンダリ機能の健全性を確認している。

また、高経年化技術評価に合わせて実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

##### ③ 総合評価

健全性評価結果より、疲労割れが発生する可能性は十分小さいと考えるが、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後も実過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、当該部は、定期検査時の原子炉格納容器全体漏えい率検査によりバウンダリ機能の健全性は確認可能であることから、現状の保全は点検手法として適切であると判断する。

#### c. 高経年化への対応

主蒸気系配管貫通部 (ベローズ式) の疲労割れについては、高経年化対策の観点から留意すべき項目はない。

今後も、定期検査時の原子炉格納容器全体漏えい率検査を実施していくとともに、継続的に実過渡回数の確認を行い、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。

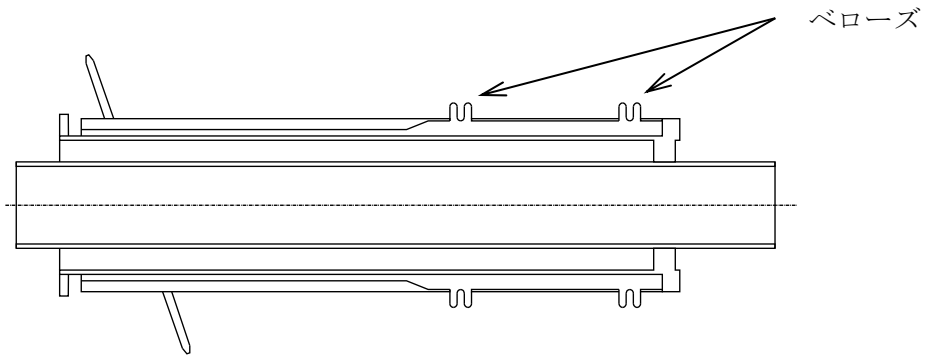


図 2.3-1 主蒸気配管貫通部（ベローズ式）の疲労評価部位

表 2.3-1 主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）の評価用過渡条件

運転条件	運転実績に基づく 過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
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

表 2.3-2 主蒸気系配管貫通部（ベローズ式）の疲労評価結果

貫通部	部位	運転実績回数に基づく疲労累積係数 (許容値：1以下)	
		設計・建設規格の疲労線図による評価	
		現時点 (2016年11月時点)	運転開始後 60年時点
主蒸気配管貫通部	ベローズ	0.0043	0.0071



### 3. 代表機器以外への展開

本章では、2章で実施した代表機器の技術評価について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

- ① 配管貫通部（主蒸気系（ベローズ式）及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系配管貫通部以外）
- ② サプレッション・チェンバ機器搬入口

#### 3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

##### a. ベローズの疲労割れ〔主蒸気系以外の配管貫通部（ベローズ式）〕

代表機器以外の配管貫通部（ベローズ式）のうち、プラントの起動・停止等、運転状態の変化に伴う配管熱移動の影響が大きいと判断される部位は、給水系配管貫通部である。この部位に対して代表機器と同様の評価を行い、表 3.3-1 に示すとおり問題のないことを確認した。

その他の配管貫通部（ベローズ式）についても通常運転中は待機状態にある、又は原子炉圧力容器と同時加圧・加温されており、主蒸気系及び給水系の疲労評価結果から問題ないと考えられるため、配管貫通部（ベローズ式）の疲労割れに対しては、高経年化対策の観点から留意すべき項目はないと判断する。

今後も、定期検査時の原子炉格納容器全体漏えい率検査を実施していくとともに、給水系配管貫通部（ベローズ式）については、継続的に実過渡回数の確認を行い、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。

表 3.3-1 給水系配管貫通部（ベローズ式）の疲労評価結果

貫通部	部位	運転実績回数に基づく疲労累積係数 (許容値：1 以下)	
		設計・建設規格の疲労線図による評価	
		現時点 (2016 年 11 月時点)	運転開始後 60 年時点
給水系配管貫通部	ベローズ	0.0039	0.0064

### 3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

a. 耐圧構成品の腐食（全面腐食）〔ドライウエル（円錐胴）及びサプレッション・チェンバ本体（気中部）に設置される機械ペネトレーション共通〕

代表機器と同様，機械ペネトレーションの耐圧構成品（管台，胴，蓋，扉）の材料は炭素鋼であり，腐食が発生する可能性がある。しかしながら，機械ペネトレーションの内外面の表面は，塗装を施しているため，腐食が発生する可能性は小さい。

耐圧構成品のうち，気中部に設置されている機械ペネトレーション（管台の内表面又は胴の外表面）は，一部直接目視できない構造であるが，管台又は胴に取り付けられているドライウエル（円錐胴）及びサプレッション・チェンバ本体（気中部）の内外面について目視点検により塗膜の健全性を確認しており，同様な材料及び使用環境であることから，腐食の発生する可能性は小さい。

機械ペネトレーションの耐圧構成品〔ドライウエル（円錐胴）及びサプレッション・チェンバ本体（気中部）に設置される機械ペネトレーション共通〕については，定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査においてバウンダリ機能の健全性を確認しており，これまでの検査において異常は認められていない。

今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

b. 耐圧構成品の腐食（全面腐食） [サブプレッション・チェンバ本体（水中部及びサンドクッション部）に設置される機械ペネトレーション共通]

サブプレッション・チェンバ本体（水中部及びサンドクッション部）に設置される機械ペネトレーションの耐圧構成品（管台）の材料は炭素鋼であり，腐食が発生する可能性がある。

しかしながら，機械ペネトレーション（管台のうち，サブプレッション・チェンバ本体（水中部及びサンドクッション部））の外表面は，塗装を施しているため，腐食が発生する可能性は小さい。このうち，サンドクッション部に設置されている機械ペネトレーション（管台）は，直接目視できない構造であるが，管台が取り付けられているサブプレッション・チェンバ本体（気中部）の外表面について目視点検により塗膜の健全性を確認しており，同様な材料及び使用環境であることから，腐食の発生する可能性は小さい。

機械ペネトレーション（管台のうち，サブプレッション・チェンバ本体（水中部））の内表面は，溶接継手により接続される配管又は弁の内表面と同様な材料及び使用環境である。弁等の機器点検時に弁内面を確認しており，これまで有意な腐食は確認されていない。

機械ペネトレーションの耐圧構成品 [サブプレッション・チェンバ本体（水中部及びサンドクッション部）に設置される機械ペネトレーション共通] については，定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査においてバウンダリ機能の健全性を確認しており，これまでの検査において異常は認められていない。

今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いことから，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

c. 取付ボルトの腐食（全面腐食） [サブプレッション・チェンバ機器搬入口]

代表機器と同様，取付ボルトの表面は，ねじ部を除き塗装を施しているため，腐食が発生する可能性は小さい。

また，目視点検等にて塗膜の状態を確認し，はく離等が認められた場合は必要に応じ補修を実施している。ねじ部については組立時にグリースの塗布を施しており，腐食の発生する可能性は小さい。

これまでに有意な腐食は確認されておらず，今後もこの傾向が変化する要因は考え難い。

したがって，取付ボルトの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

d. ベローズの貫流型応力腐食割れ [主蒸気系以外の配管貫通部 (ベローズ式) 共通]

代表機器と同様、ベローズの材料はステンレス鋼であり、大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンにより、外面から貫粒型応力腐食割れの発生が想定されるが、ベローズは大気が接触し難いカバー構造であること及び原子炉建屋内機器の塩分測定において、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施しており、その結果により必要に応じ機器外面清掃及び浸透探傷検査を実施することとしている。

また、東海第二では工事における副資材管理でステンレス鋼への塩分付着を防止している。

したがって、ベローズの貫粒型応力腐食割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

(2) 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 (日常劣化管理事象以外)

a. 管台の疲労割れ [配管貫通部 (固定式-1, 2) 共通]

代表機器と同様、固定式配管貫通部の内部流体温度は低く、温度変動幅も小さく、通常運転時は格納容器内温度と同程度であるため有意な熱過渡を受けることはないと考えられる。

したがって、管台の疲労割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

## 2.3 電気ペネトレーション

[対象電気ペネトレーション]

- ① 核計装用モジュール型電気ペネトレーション
- ② 制御用モジュール型電気ペネトレーション
- ③ 計測用モジュール型電気ペネトレーション
- ④ 制御棒位置指示用モジュール型電気ペネトレーション
- ⑤ 低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション
- ⑥ 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション

## 目次

1. 対象機器及び代表機器の選定.....	2.3-1
1.1 グループ化の考え方及び結果.....	2.3-1
1.2 代表機器の選定.....	2.3-1
2. 代表機器の技術評価.....	2.3-3
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	2.3-3
2.1.1 核計装用モジュール型電気ペネトレーション.....	2.3-3
2.1.2 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション.....	2.3-6
2.2 経年劣化事象の抽出.....	2.3-8
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	2.3-8
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	2.3-8
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	2.3-10
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	2.3-13
3. 代表機器以外への展開.....	2.3-30
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	2.3-30
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	2.3-32

## 1. 対象機器及び代表機器の選定

東海第二で使用している電気ペネトレーションの主な仕様を表 1-1 に示す。

これらの電気ペネトレーションを型式及びシール材料の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

### 1.1 グループ化の考え方及び結果

型式及びシール材料を分類基準とし、電気ペネトレーションを表 1-1 に示すとおりグループ化する。

### 1.2 代表機器の選定

表 1-1 に分類されるグループ毎に、電気ペネトレーションの重要度及び接続機器の重要度の観点から代表機器を選定する。

#### (1) モジュール型電気ペネトレーション（シール材料：エポキシ樹脂）

このグループには、核計装用、制御用、計測用、制御棒位置指示用、低圧動力用モジュール型電気ペネトレーションが属するが、電気ペネトレーションの重要度は同等であることから、接続機器の原子炉保護上の重要度が高く、事故時機能要求がある核計装用モジュール型電気ペネトレーションを代表機器とする。

#### (2) モジュール型電気ペネトレーション（シール材料：エチレンプロピレンゴム）

このグループには、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのみが属するため、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションを代表機器とする。

表 1-1 電気ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		ペネトレーション 番号	使用用途	仕様 呼び径	選定基準		選定	選定理由
型式	シール材料				電気ペネトレーション の重要度	接続機器の 重要度*1		
モジュール型	エポキシ樹脂	X-100A, B, C, D	核計装用	300A	MS-1 重*2	MS-1 重*2	◎	電気ペネトレーションの重要度 接続機器の重要度
		X-102A, B	制御用	300A	MS-1 重*2	MS-1 重*2		
		X-106B		300A	MS-1 重*2	MS-1 重*2		
		X-107A		300A	MS-1 重*2	MS-1 重*2		
		X-103		計測用	300A	MS-1 重*2	MS-1 重*2	
		X-105C	300A		MS-1 重*2	MS-1 重*2		
		X-230	300A		MS-1 重*2	MS-1 重*2		
		X-104A, B, C, D	制御棒位置指示用	300A	MS-1 重*2	MS-3		
		X-105A, B, D	低圧動力用	300A	MS-1 重*2	MS-1 重*2		
	エチレンプロピ レンゴム	X-101A, B, C, D	高圧動力用	450A	MS-1 重*2	PS-3	◎	

\*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：重要度クラスとは別に重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す



## 2. 代表機器の技術評価

本章では、1章で代表機器とした以下のモジュール型電気ペネトレーションについて技術評価を実施する。

- ① 核計装用モジュール型電気ペネトレーション
- ② 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### 2.1.1 核計装用モジュール型電気ペネトレーション

##### (1) 構造

東海第二の核計装用モジュール型電気ペネトレーションは、原子炉格納容器外側に電線をエポキシ樹脂でシールしたモジュールをヘッドに固定した構造となっている。

モジュールは、モジュール内にエポキシ樹脂による2重のシール部を設けた構造となっており、貫通している電線内部の導線部分を通して、漏えいが発生しないようにシール内部で電線同士を接続部（コネクタ）にて接続している。

なお、モジュール内の2重シール同士の間部は中空で、この部分を窒素で加圧することで、シール部の気密確認が出来る構造となっている。

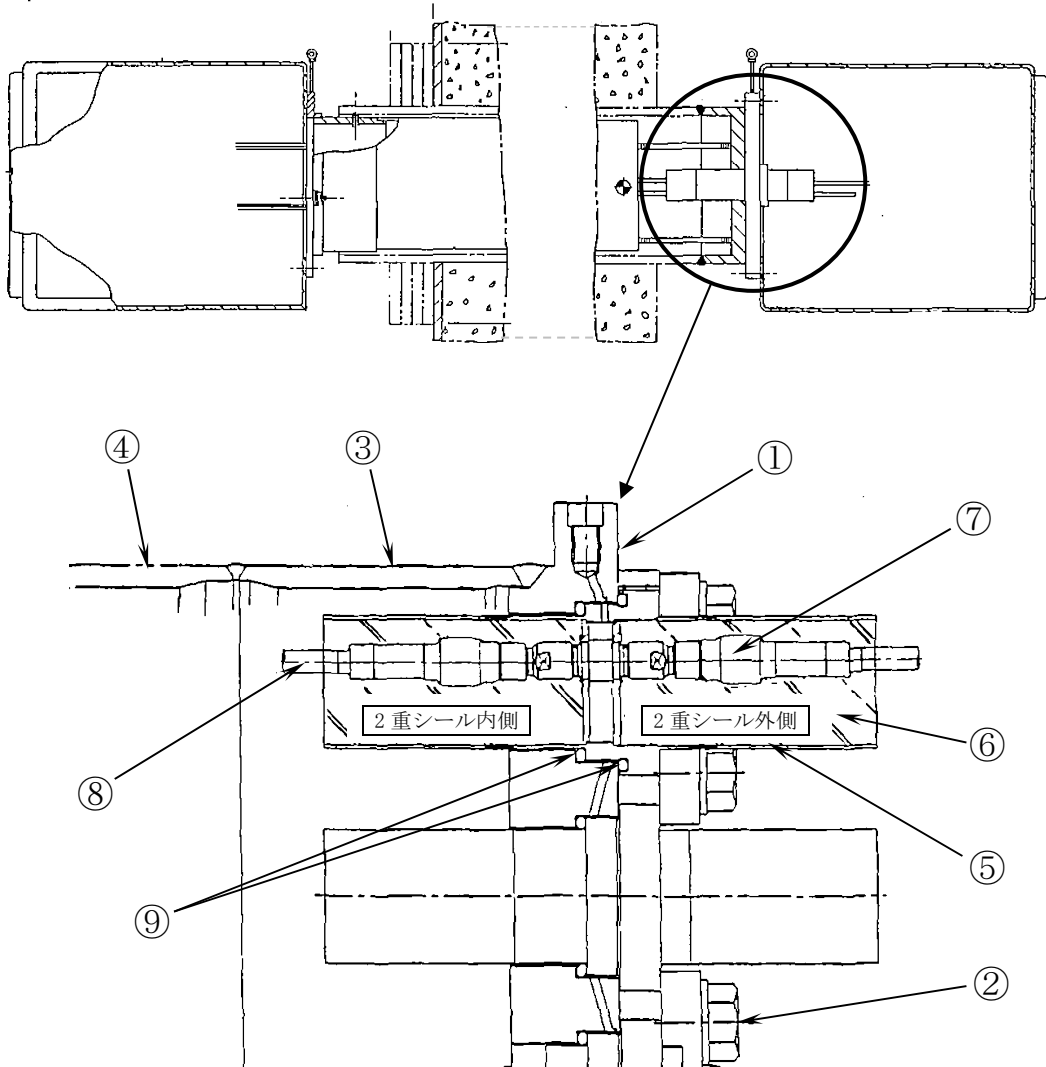
東海第二の核計装用モジュール型電気ペネトレーションの構造図を図2.1-1に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の核計装用モジュール型電気ペネトレーション主要部位の使用材料を表2.1-1に、使用条件を表2.1-2に示す。

原子炉格納容器内側

原子炉格納容器外側



No.	部位	No.	部位
①	ヘッド	⑥	シール部
②	取付ボルト	⑦	接続部 (コネクタ)
③	アダプタ	⑧	電線
④	スリーブ	⑨	Oリング
⑤	モジュール		

図 2.1-1 核計装用モジュール型電気ペネトレーション構造図

表 2.1-1 核計装用モジュール型電気ペネトレーション主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
通電・絶縁性能の確保	エネルギー伝達	電線	銅, 架橋ポリエチレン
		接続部(コネクタ)	銅
通電・絶縁性能の確保及びバウンダリの維持	耐圧, 絶縁	シール部	エポキシ樹脂
バウンダリの維持	耐圧	ヘッド	ステンレス鋼
		取付ボルト	ステンレス鋼
		モジュール	ステンレス鋼
		アダプタ	炭素鋼
		スリーブ	炭素鋼
		0リング	エチレンプロピレンゴム

表 2.1-2 核計装用モジュール型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	重大事故等時
周囲温度*	65.6 °C (最高)	171.1 °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)	$2.6 \times 10^2$ kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

\*:原子炉格納容器内における設計値

## 2.1.2 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション

### (1) 構造

東海第二の高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、原子炉格納容器内外に電線をエチレンプロピレンゴムでシールしたパイプをヘッドに固定した構造となっている。

パイプは、パイプ内にエチレンプロピレンゴムによるシール部を設けた構造となっており、シール内部で電線と導体を接続スリーブにて接続している。

東海第二の高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション主要部位の使用材料を表 2.1-3 に、使用条件を表 2.1-4 に示す。

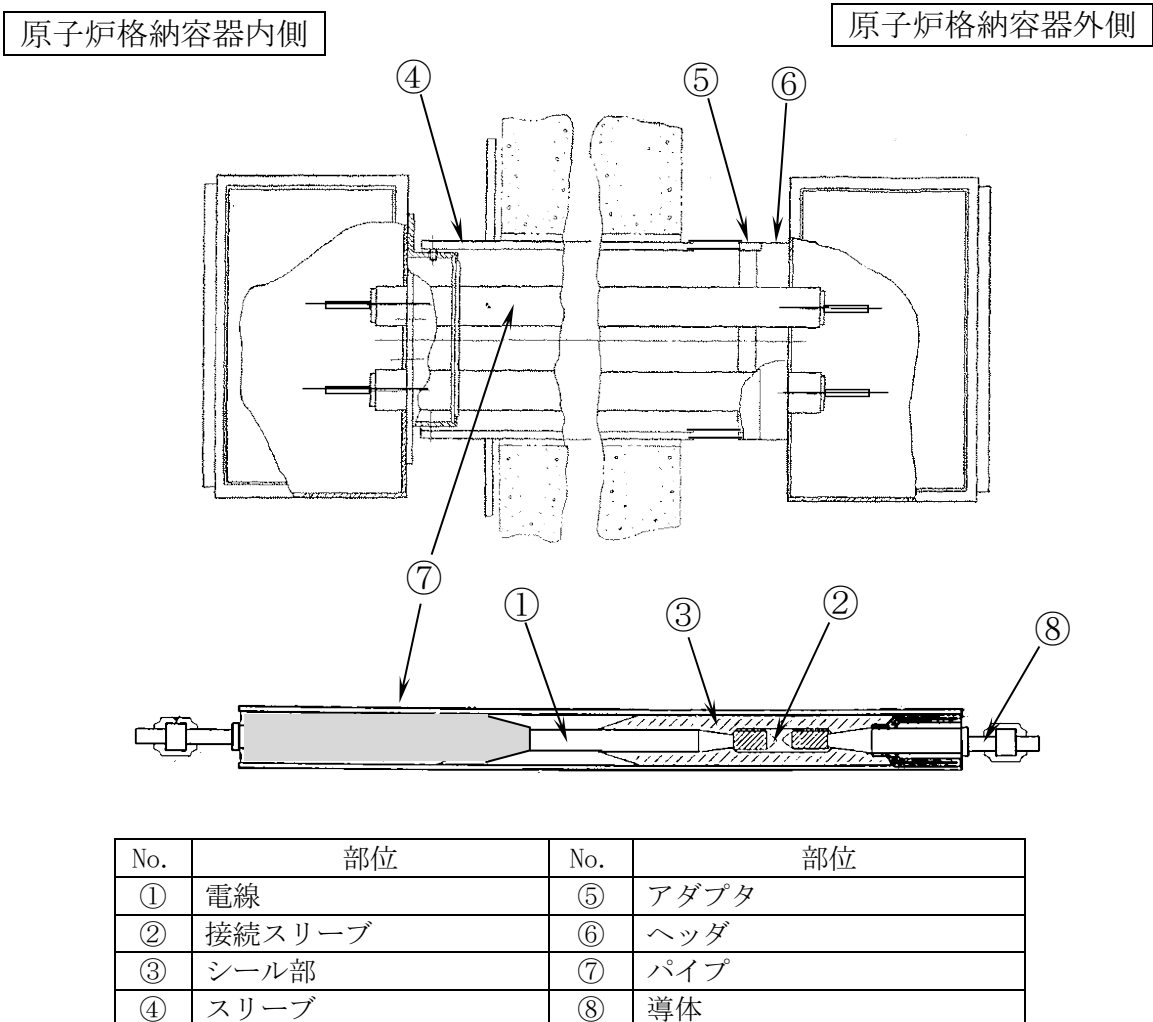


図 2.1-2 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション構造図

表 2.1-3 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
通電・絶縁性能の確保	エネルギー伝達	導体	銅
		電線	銅, エチレンプロピレンゴム
		接続スリーブ	銅
通電・絶縁性能の確保及びバウンダリの維持	耐圧, 絶縁	シール部	エチレンプロピレンゴム
バウンダリの維持	耐圧	スリーブ	炭素鋼
		アダプタ	炭素鋼
		ヘッド	ステンレス鋼
		パイプ	ステンレス鋼

表 2.1-4 高圧動力用モジュール型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	重大事故等時
周囲温度*	65.6 °C (最高)	171.1 °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)	$2.6 \times 10^2$ kGy (最大積算値)	640 kGy (最大積算値)

\*:原子炉格納容器内における設計値

## 2.2 経年劣化事象の抽出

### 2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

電気ペネトレーションの機能である通電及びバウンダリ機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) 通電・絶縁性能の確保
- (2) バウンダリの維持

### 2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### (1) 想定される経年劣化事象の抽出

電気ペネトレーションについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 に示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した。（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は評価対象外とする。

#### (2) 消耗品及び定期取替品の扱い

電気ペネトレーションには消耗品及び定期取替品はない。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①，②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお，下記①，②に該当する事象については，2.2.3項に示すとおり，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって，想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△）

② 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（日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲）

この結果，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として以下の事象が抽出された（表 2.2-1 で○）。

- a. シール部及び電線の絶縁特性低下 [核計装用モジュール型電気ペネトレーション]
- b. シール部の劣化による気密性の低下 [核計装用モジュール型電気ペネトレーション]
- c. Oリングの劣化による気密性の低下 [核計装用モジュール型電気ペネトレーション]
- d. シール部の劣化による気密性の低下 [高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション]

### 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

- (1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

日常劣化管理事象に該当する事象は抽出されなかった。

- (2) 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（日常劣化管理事象以外）

- a. 電線及び接続部（コネクタ）[核計装用モジュール型電気ペネトレーション]の導通不良

電線に大きな荷重が作用すると、断線や途中接続点の接続部（コネクタ）の外れ等により導通不良が想定されるが、電線単体には外部からの大きな荷重は作用しない構造となっており、導通不良が発生する可能性は小さい。

したがって、電線及び接続部（コネクタ）の導通不良は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- b. スリーブ及びアダプタ [共通] の腐食（全面腐食）

スリーブ及びアダプタは、炭素鋼であるため、腐食が想定されるが、塗装が施されており、腐食進行の可能性は小さいと考える。

したがって、スリーブ及びアダプタの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。



表 2.2-1(1/2) 核計装用モジュール型電気ペネトレーションに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	経年劣化事象									備考
				材料	減肉		割れ		絶縁	導通	信号	その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	絶縁特性低下	導通不良	特性変化		
通電・絶縁性能の確保	エネルギー伝達	電線		銅, 架橋ポリエチレン					○	▲			*1: 気密性の低下
		接続部(コネクタ)		銅						▲			
通電・絶縁性能の確保及びバウンダリの維持	耐圧, 絶縁	シール部		エポキシ樹脂					○			○*1	
バウンダリの維持	耐圧	ヘッダ		ステンレス鋼									
		取付ボルト		ステンレス鋼									
		モジュール		ステンレス鋼									
		アダプタ		炭素鋼		▲							
		スリーブ		炭素鋼		▲							
		0リング		エチレンプロピレンゴム								○*1	

○: 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 (日常劣化管理事象以外)

表 2.2-1 (2/2) 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	経年劣化事象									備考
				材料	減肉		割れ		絶縁	導通	信号	その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	絶縁特性低下	導通不良	特性変化		
通電・絶縁性能の確保	エネルギー伝達	導体		銅									*1：気密性の低下
		電線		銅, エチレンプロピレンゴム									
		接続スリーブ		銅									
通電・絶縁性能の確保及びバウンダリの維持	耐圧, 絶縁	シール部		エチレンプロピレンゴム							○*1		
バウンダリの維持	耐圧	スリーブ		炭素鋼		▲							
		アダプタ		炭素鋼		▲							
		ヘッダ		ステンレス鋼									
		パイプ		ステンレス鋼									

○：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（日常劣化管理事象以外）

## 2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

### (1) シール部及び電線の絶縁特性低下 [核計装用モジュール型電気ペネトレーション]

#### a. 事象の説明

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部に使用しているエポキシ樹脂及び電線の絶縁体で使用している架橋ポリエチレンは有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起こす可能性があり、経年劣化に対する評価が必要である。

ただし、核計装用モジュール型電気ペネトレーションは静止機器であることから機械的劣化、電圧が低いことから電氣的劣化、密封状態であることから環境的劣化については影響を受けないと考えられる。

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁特性低下要因としては、熱及び放射線による物性変化により、モジュール、電線等との接着力が低下し、接着面の隙間から大気中の湿気が電気ペネトレーション内部に浸入する可能性がある。

このため、浸入した湿気により、電氣的絶縁特性の低下に伴う信号伝送特性の低下現象として現れる。

図 2.3-1 に想定される湿気の浸入予想ルートを示す。

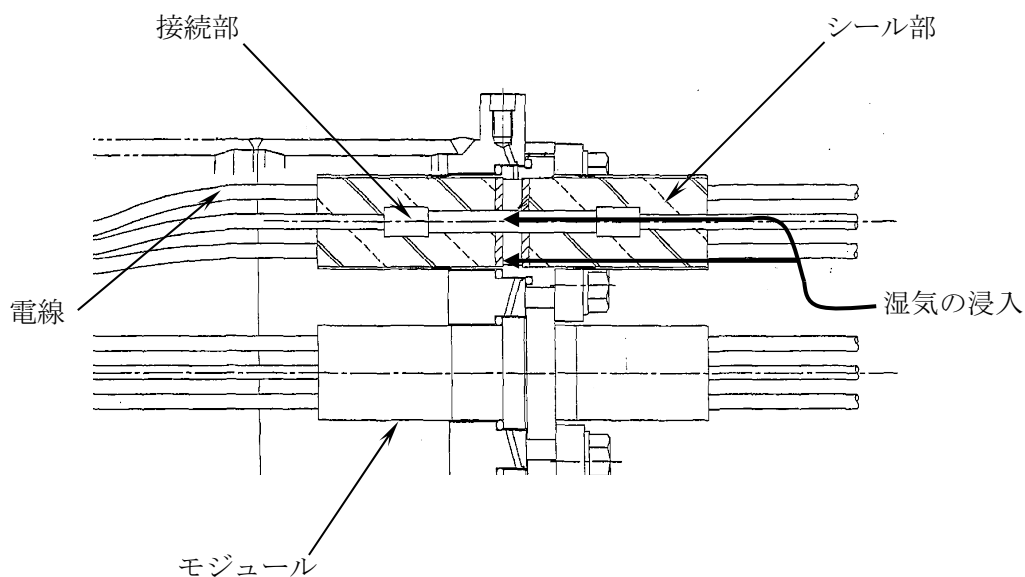


図 2.3-1 湿気の浸入予想ルート

b. 技術評価

① 健全性評価

核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期間の経年劣化を考慮した絶縁特性低下の評価は、IEEE Std. 317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」、IEEE 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」及び IEEE Std. 383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」の規格をもとに行う。

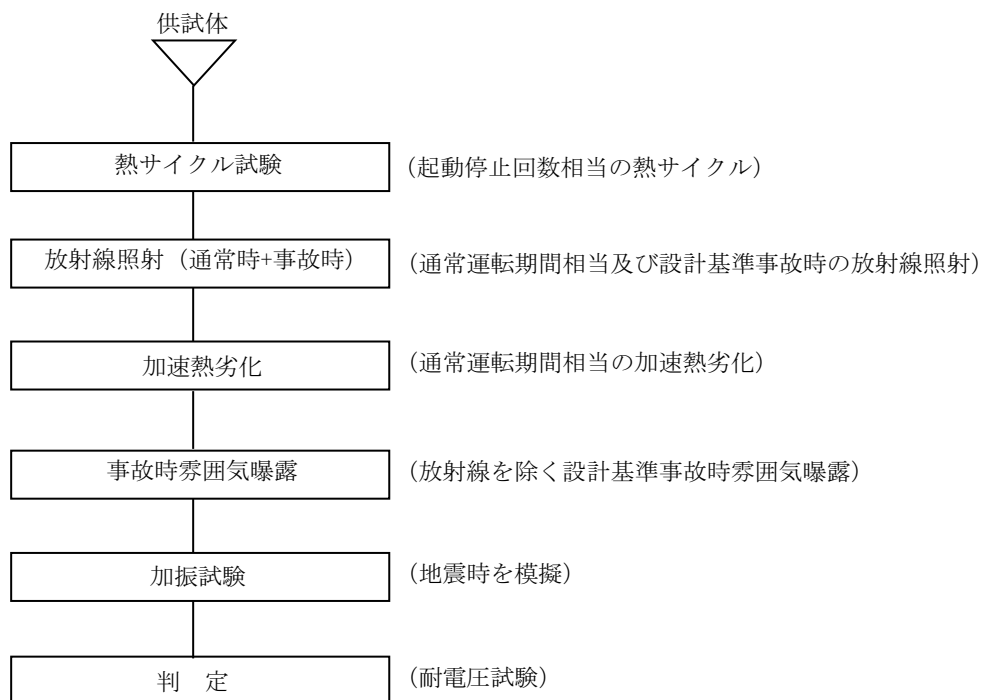


図 2.3-2 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

核計装用モジュール型電気ペネトレーションについては、図 2.3-2 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-1 に示すとおり核計装用モジュール型電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転期間における使用条件、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件を包絡しており、試験結果は、表 2.3-2 に示すとおり、耐電圧試験の判定基準を満足している。

重大事故等時における健全性評価にあたっては、重大事故等時の温度条件をもとに評価部位における温度を解析により求め評価に用いた。

本試験結果は、表 2.3-2 に示すとおり、耐電圧試験の判定基準を満足しており、核計装用モジュール型電気ペネトレーションは、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性能は維持できると評価する。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力 (0.81 MPa) にて気密に対する健全性が確認されていることから重大事故等時においても絶縁性能は維持できると評価する。

また、東海第二で想定される最大応答加速度  $9.50 \times 10^3$  Gal については、加振試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度  $19.6 \times 10^3$  Gal にて健全性が確認されていることから重大事故等時においても絶縁性能は維持できると評価する。

表 2.3-1 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
熱サイクル試験	10 °C⇔66 °C/120 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 800 kGy	東海第二で想定される線量 約 281 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に設計基準事故時の最大積算値 $2.6 \times 10^2$ kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量 約 661 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に重大事故等時の最大積算値 640 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	121 °C×7 日間	東海第二通常運転時の温度 40 °C <sup>*1</sup> に対して 60 年間の通常運転期間を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C 最高圧力：0.43 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C <sup>*2</sup> 、最高圧力 0.31 MPa <sup>*2</sup> 及び重大事故等時の最高温度約 61 °C <sup>*3</sup> を包絡する。
加振試験	最大加振値：1,332 Gal	東海第二で想定される電気ペネトレーションの最大応答加速度 $9.50 \times 10^3$ Gal に対しては、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験にて、最大応答加速度を上回る加速度 $19.6 \times 10^3$ Gal にて健全性を確認している。

\*1: 通常運転時におけるシール部の温度解析値

\*2: 原子炉格納容器内における設計値

\*3: 重大事故等時におけるシール部の温度解析値

表 2.3-2 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験の耐電圧試験結果

試験内容	判定基準*	結果
耐電圧 AC 720 V を 4 秒間印加	絶縁破壊しないこと	良

\*: 判定基準は IEEE Std. 317-1976 に基づく

## ② 現状保全

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁測定及び機器の動作試験を実施し、有意な絶縁特性の低下がないことを確認している。

さらに、定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査により、気密性が確保されていることを確認しており、有意な湿気の浸入がないことを確認している。

また、核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線に有意な絶縁特性低下が認められた場合は、補修等を行うこととしている。

## ③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁特性低下の可能性は低く、さらに、絶縁特性低下は機器点検時に実施する絶縁抵抗測定、機器の動作試験及び原子炉格納容器漏えい率検査により把握は可能と考える。今後も点検時に絶縁抵抗測定を行うことで、異常の有無を把握可能であり、現状の保全は点検手法として適切であると考えられる。

## c. 高経年化への対応

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁特性低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全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、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。

なお、制御棒位置指示用 (X-104C)、制御用 (X-102A, X-106B)、計測用 (X-105C) 及び低圧動力用 (X-105D) モジュール型電気ペネトレーションは、第 24 回、第 25 回定期検査においてモジュールの交換を実施している。それ以外の制御用 (X-102B, X-107A)、計測用 (X-103, X-230)、制御棒位置指示用 (X-104A, B, D)、低圧動力用 (X-105A, X-105B) 及び核計装用 (X-100A, B, C, D) モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

(2) シール部の劣化による気密性の低下 [核計装用モジュール型電気ペネトレーション]

a. 事象の説明

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部に使用しているエポキシ樹脂は有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し、リークを起こす可能性があり、経年劣化に対する評価が必要である。

ただし、核計装用モジュール型電気ペネトレーションは静止機器であることから機械的劣化、電圧が低いことから電氣的劣化、密封状態であることから環境的劣化については影響を受けないと考えられる。

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の劣化による気密性の低下は、熱及び放射線による物性変化により、鋼材、導体等との接着力が低下することによるもので、この結果、プラント運転・停止による温度変化のため膨張と収縮を繰り返すことにより相互間ではく離が生じ、リークを生じる。

b. 技術評価

① 健全性評価

核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期間の経年劣化を考慮した気密性低下の評価は、IEEE Std. 317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」、IEEE 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」及び IEEE Std. 383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」の規格をもとに行う。

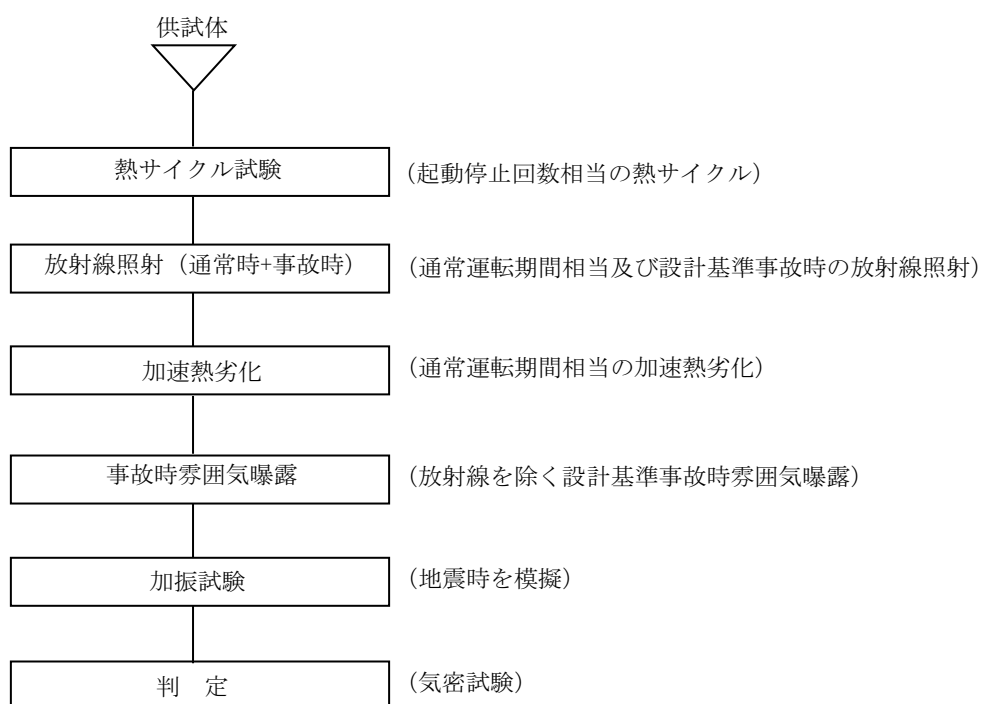


図 2.3-3 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順



核計装用モジュール型電気ペネトレーションについては、図 2.3-3 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-3 に示すとおり核計装用モジュール型電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転期間における使用条件、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件を包絡しており、試験結果は、表 2.3-4 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足している。

重大事故等時における健全性評価にあたっては、重大事故等時の温度条件をもとに評価部位における温度を解析により求め評価に用いた。

本試験結果は、表 2.3-4 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足しており、核計装用モジュール型電気ペネトレーションは、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気密性能は維持できると評価する。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力 (0.81 MPa) にて気密に対する健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

また、東海第二で想定される最大応答加速度  $9.50 \times 10^3$  Gal については、加振試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度  $19.6 \times 10^3$  Gal にて健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

表 2.3-3 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
熱サイクル試験	10 °C⇔66 °C/120 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 800 kGy	東海第二で想定される線量 約 281 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に設計基準事故時の最大積算値 $2.6 \times 10^2$ kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量 約 661 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に重大事故等時の最大積算値 640 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	121 °C×7 日間	東海第二通常運転時の温度 40 °C <sup>*1</sup> に対して 60 年間の通常運転期間を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C 最高圧力 : 0.43 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C <sup>*2</sup> , 最高圧力 0.31 MPa <sup>*2</sup> 及び重大事故等時の最高温度約 61 °C <sup>*3</sup> を包絡する。
加振試験	最大加振値 : 1,332 Gal	東海第二で想定される電気ペネトレーションの最大応答加速度 $9.50 \times 10^3$ Gal に対しては、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験にて、最大応答加速度を上回る加速度 $19.6 \times 10^3$ Gal にて健全性を確認している。

\*1: 通常運転時におけるシール部の温度解析値

\*2: 原子炉格納容器内における設計値

\*3: 重大事故等時におけるシール部の温度解析値

表 2.3-4 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験の気密試験結果

試験内容	判定基準*	測定値	結果
気密試験 リーク量測定	$1 \times 10^{-6}$ cc/sec	$6.8 \times 10^{-9}$ cc/sec 以下	良

\*: 判定基準は IEEE Std. 317-1976 に基づく

## ② 現状保全

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性低下に対しては、定期検査時に原子炉格納容器漏えい率検査を実施し、原子炉格納容器全体の漏えい率が基準を満たし、漏えい率が増加傾向にないことを確認している。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査の結果、有意な気密性の低下が認められた場合は、補修等を行うこととしている。

## ③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性低下の可能性は低く、さらに、気密性低下は定期検査時に実施する原子炉格納容器漏えい率検査により把握は可能と考えられる。今後も原子炉格納容器漏えい率検査による漏えい率の傾向管理を行うことにより、シール部の経年劣化による気密性の異常の有無は把握可能であり、現状の保全は点検手法として適切である。

### c. 高経年化への対応

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全に追加すべき項目はないと考える。今後も原子炉格納容器漏えい率検査時に漏えい率を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。

なお、制御棒位置指示用 (X-104C)、制御用 (X-102A, X-106B)、計測用 (X-105C) 及び低圧動力用 (X-105D) モジュール型電気ペネトレーションは、第 24 回、第 25 回定期検査においてモジュールの交換を実施している。それ以外の制御用 (X-102B, X-107A)、計測用 (X-103, X-230)、制御棒位置指示用 (X-104A, B, D)、低圧動力用 (X-105A, X-105B) 及び核計装用 (X-100A, B, C, D) モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

(3) Oリングの劣化による気密性の低下 [核計装用モジュール型電気ペネトレーション]

a. 事象の説明

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのOリングに使用しているエチレンプロピレンゴムは有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し、リークを起こす可能性があり、経年劣化に対する評価が必要である。

ただし、核計装用モジュール型電気ペネトレーションは静止機器であることから機械的劣化、密封状態であることから環境的劣化については影響を受けないと考えられる。

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのOリングの劣化による気密性低下要因としては、熱及び放射線による物性変化により、Oリングのシール性能が低下するもので、この結果、プラント運転・停止による温度変化のため膨張と収縮を繰り返すことによりOリングのシール部分からリークを生じる。

b. 技術評価

① 健全性評価

核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期間の経年劣化を考慮した気密性低下の評価は、IEEE Std. 317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」、IEEE 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」及びIEEE Std. 383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」の規格をもとに行う。

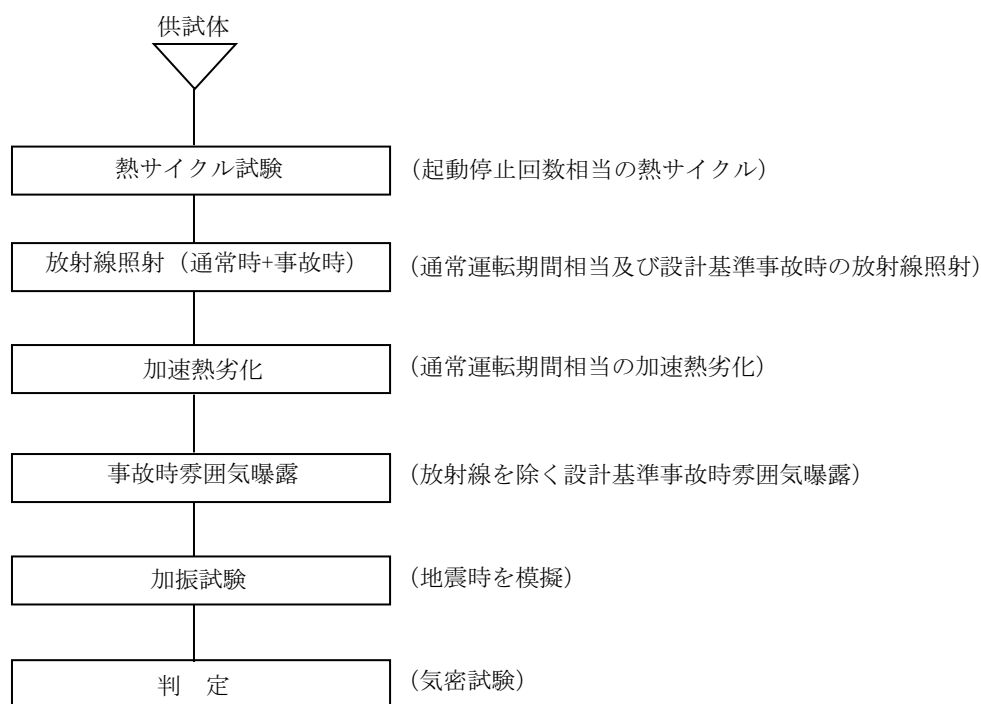


図 2.3-4 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

核計装用モジュール型電気ペネトレーションについては、図 2.3-4 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-5 に示すとおり核計装用モジュール型電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転期間における使用条件、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件を包絡しており、試験結果は、表 2.3-6 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足している。

重大事故等時における健全性評価にあたっては、重大事故等時の温度条件をもとに評価部位における温度を解析により求め評価に用いた。

本試験結果は、表 2.3-6 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足しており、核計装用モジュール型電気ペネトレーションは、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気密性能は維持できると評価する。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力 (0.81 MPa) にて気密に対する健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

また、東海第二で想定される最大応答加速度  $9.50 \times 10^3$  Gal については、加振試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度  $19.6 \times 10^3$  Gal にて健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

表 2.3-5 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
熱サイクル試験	10 °C⇔66 °C/120 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 800 kGy	東海第二で想定される線量 約 281 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に設計基準事故時の最大積算値 $2.6 \times 10^2$ kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量 約 661 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に重大事故等時の最大積算値 640 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	121 °C×7 日間	東海第二通常運転時の温度 40 °C <sup>*1</sup> に対して 60 年間の通常運転期間を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C 最高圧力 : 0.43 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C <sup>*2</sup> , 最高圧力 0.31 MPa <sup>*2</sup> 及び重大事故等時の最高温度約 61 °C <sup>*3</sup> を包絡する。
加振試験	最大加振値 : 1,332 Gal	東海第二で想定される電気ペネトレーションの最大応答加速度 $9.50 \times 10^3$ Gal に対しては、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験にて、最大応答加速度を上回る加速度 $19.6 \times 10^3$ Gal にて健全性を確認している。

\*1:通常運転時におけるシール部の温度解析値

\*2:原子炉格納容器内における設計値

\*3:重大事故等時におけるシール部の温度解析値

表 2.3-6 核計装用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験の気密試験結果

試験内容	判定基準*	測定値	結果
気密試験 リーク量測定	$1 \times 10^{-6}$ cc/sec	$6.8 \times 10^{-9}$ cc/sec 以下	良

\*:判定基準は IEEE Std. 317-1976 に基づく

## ② 現状保全

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性の低下に対しては、定期検査時に原子炉格納容器漏えい率検査を実施し、原子炉格納容器全体の漏えい率が基準を満たし、漏えい率が増加傾向にないことを確認している。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査の結果、有意な気密性の低下が認められた場合は、補修等を行うこととしている。

## ③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性低下の可能性は低く、さらに、気密性低下は定期検査時に実施する原子炉格納容器漏えい率検査により把握は可能と考えられる。今後も原子炉格納容器漏えい率検査による漏えい率の傾向管理を行うことにより、シール部の経年劣化による気密性の異常の有無は把握可能であり、現状の保全は点検手法として適切である。

### c. 高経年化への対応

核計装用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全に追加すべき項目はないと考える。今後も原子炉格納容器漏えい率検査時に漏えい率を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。

なお、制御棒位置指示用 (X-104C)、制御用 (X-102A, X-106B)、計測用 (X-105C) 及び低圧動力用 (X-105D) モジュール型電気ペネトレーションは、第 24 回、第 25 回定期検査においてモジュールの交換を実施している。それ以外の制御用 (X-102B, X-107A)、計測用 (X-103, X-230)、制御棒位置指示用 (X-104A, B, D)、低圧動力用 (X-105A, X-105B) 及び核計装用 (X-100A, B, C, D) モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

(4) シール部の劣化による気密性の低下[高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション]

a. 事象の説明

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁体として使用しているエチレンプロピレンゴムは有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し、リークを起こす可能性があり、経年劣化に対する評価が必要である。

ただし、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは静止機器であることから機械的劣化、密封状態であることから環境的劣化については影響を受けないと考えられる。

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の劣化による気密性の低下は、熱及び放射線による物性変化により、鋼材、導体等との接着力が低下することによるもので、この結果、プラント運転・停止による温度変化のため膨張と収縮を繰り返すことにより相互間でのはく離が生じ、リークを生じる。

b. 技術評価

① 健全性評価

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期間の経年劣化を考慮した気密性低下の評価は、IEEE Std. 317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」、IEEE 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」及び IEEE Std. 383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」の規格をもとに行う。

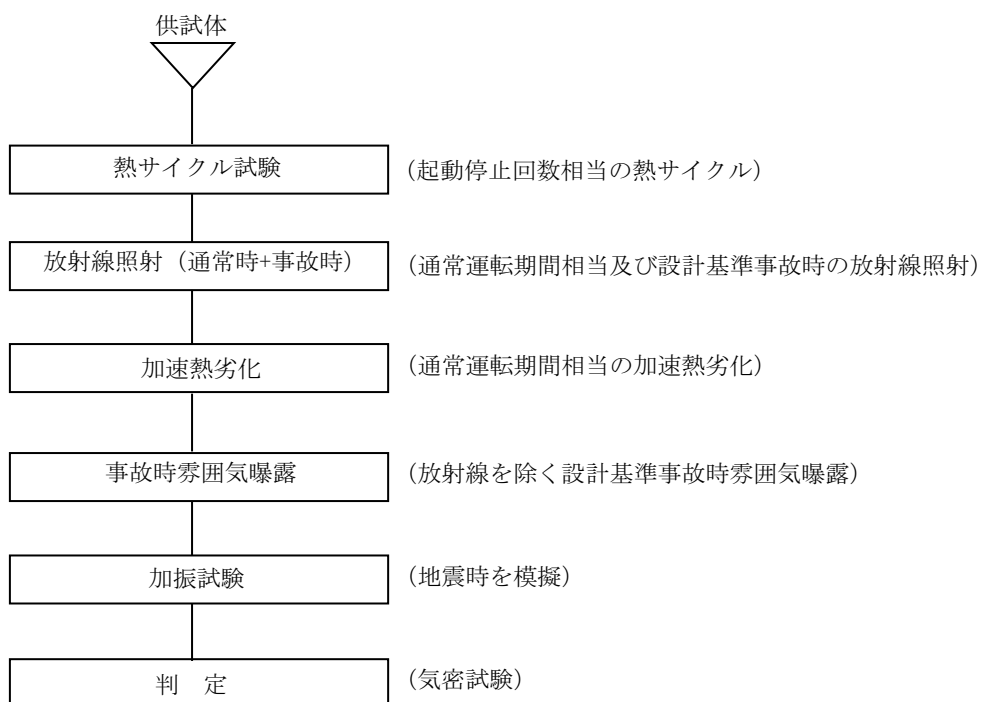


図 2.3-5 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順



高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションについては、図 2.3-5 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-7 に示すとおり高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転期間における使用条件、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件を包絡しており、試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足している。

重大事故等時における健全性評価にあたっては、重大事故等時の温度条件をもとに評価部位における温度を解析により求め評価に用いた。

本試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足しており、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、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気密性能は維持できると評価する。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力 (0.79 MPa) にて気密に対する健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

また、東海第二で想定される最大応答加速度  $9.50 \times 10^3$  Gal については、加振試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度  $19.6 \times 10^3$  Gal にて健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

表 2.3-7 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験条件

	試験条件	説明
熱サイクル試験	10 °C⇔66 °C/120 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 800 kGy	東海第二で想定される線量 約 281 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に設計基準事故時の最大積算値 $2.6 \times 10^2$ kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量 約 661 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 21 kGy に重大事故等時の最大積算値 640 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	121°C×7 日間	東海第二通常運転時の温度 43 °C <sup>*1</sup> に対して 60 年間の通常運転期間を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C 最高圧力 : 0.43 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C <sup>*2</sup> , 最高圧力 0.31 MPa <sup>*2</sup> 及び重大事故等時の最高温度約 64 °C <sup>*3</sup> を包絡する。
加振試験	最大加振値 : 1,332 Gal	東海第二で想定される電気ペネトレーションの最大応答加速度 $9.50 \times 10^3$ Gal に対しては、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験にて、最大応答加振度を上回る加速度 $19.6 \times 10^3$ Gal にて健全性を確認している

\*1: 通常運転時におけるシール部の温度解析値に通電による温度上昇分を加えた値

\*2: 原子炉格納容器内における設計値

\*3: 重大事故等時におけるシール部の温度解析値に通電による温度上昇値分を加えた値

表 2.3-8 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験の気密試験結果

試験内容	判定基準*	測定値	結果
気密試験 リーク量測定	$1 \times 10^{-6}$ cc/sec	$5.6 \times 10^{-9}$ cc/sec 以下	良

\*: 判定基準は IEEE Std. 317-1976 に基づく

## ② 現状保全

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の気密性低下に対しては、定期検査時に原子炉格納容器漏えい率検査を実施し、原子炉格納容器全体の漏えい率が基準を満たし、漏えい率が増加傾向にないことを確認している。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査の結果、有意な気密性の低下が認められた場合は、補修等を行うこととしている。

## ③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、シール部の気密性低下の可能性は低く、さらに、気密性低下は定期検査時に実施する原子炉格納容器漏えい率検査により把握は可能と考えられる。

今後も原子炉格納容器漏えい率検査による漏えい率の傾向管理を行うことにより、シール部の経年劣化による気密性の異常の有無は把握可能であり、現状の保全は点検手法として適切である。

## c. 高経年化への対応

シール部の気密性の低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全に追加すべき項目はないと考える。今後も原子炉格納容器漏えい率検査時に漏えい率を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。

なお、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

### 3. 代表機器以外への展開

本章では、2章で実施した代表機器の技術評価について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

- ① 制御用モジュール型電気ペネトレーション
- ② 計測用モジュール型電気ペネトレーション
- ③ 制御棒位置指示用モジュール型電気ペネトレーション
- ④ 低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション

#### 3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

##### a. シール部及び電線の絶縁特性低下 [共通]

代表機器と同様に、シール部に使用しているエポキシ樹脂及び電線の絶縁体で使用している架橋ポリエチレンは有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し絶縁特性低下を起こす可能性があるが、代表機器と同様の長期健全性試験結果より、60年間の通常運転期間、設計基準事故時条件及び重大事故等時条件において絶縁特性を維持できると評価する。

また、絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施し、有意な絶縁特性低下がないこと、定期検査時の原子炉格納容器漏えい率検査により、気密性が確保されていることを確認しており、有意な湿気の浸入がないことを確認している。今後も点検時に絶縁特性低下を監視していくとともに、絶縁特性の低下が認められた場合には、補修を行うことで健全性が確保できると考えられる。

なお、制御棒位置指示用 (X-104C)、制御用 (X-102A, X-106B)、計測用 (X-105C) 及び低圧動力用 (X-105D) モジュール型電気ペネトレーションは、第24回、第25回定期検査においてモジュールの交換を実施している。それ以外の制御用 (X-102B, X-107A)、計測用 (X-103, X-230)、制御棒位置指示用 (X-104A, B, D)、低圧動力用 (X-105A, X-105B) 及び核計装用 (X-100A, B, C, D) モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

b. シール部の劣化による気密性の低下 [共通]

代表機器と同様に、シール部は、エポキシ樹脂であることから熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行しリークを起こす可能性があるが、代表機器と同様の長期健全性試験結果より、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気密性を維持できると評価する。

また、気密性低下に対しては、定期検査時に原子炉格納容器漏えい率検査を実施し、原子炉格納容器全体の漏えい率が基準を満たし、漏えい率が増加傾向にないことを確認している。

今後も原子炉格納容器漏えい率検査時に漏えい率を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。

なお、制御棒位置指示用 (X-104C)、制御用 (X-102A, X-106B)、計測用 (X-105C) 及び低圧動力用 (X-105D) モジュール型電気ペネトレーションは、第 24 回、第 25 回定期検査においてモジュールの交換を実施している。それ以外の制御用 (X-102B, X-107A)、計測用 (X-103, X-230)、制御棒位置指示用 (X-104A, B, D)、低圧動力用 (X-105A, X-105B) 及び核計装用 (X-100A, B, C, D) モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

c. Oリングの劣化による気密性の低下 [共通]

代表機器と同様に Oリングは、エチレンプロピレンゴム製であるため、熱的、放射線、機械的、電氣的、環境的要因により、経年的に劣化が進行しリークを起こす可能性があるが、代表機器と同様の長期健全性試験結果より、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気密性を維持できると評価する。

また、気密性低下に対しては、定期検査時に原子炉格納容器漏えい率検査を実施し、原子炉格納容器全体の漏えい率が基準を満たし、漏えい率が増加傾向にないことを確認している。

今後も原子炉格納容器漏えい率検査時に漏えい率を監視していくとともに、必要に応じて補修等を行うこととする。

なお、制御棒位置指示用 (X-104C)、制御用 (X-102A, X-106B)、計測用 (X-105C) 及び低圧動力用 (X-105D) モジュール型電気ペネトレーションは、第 24 回、第 25 回定期検査においてモジュールの交換を実施している。それ以外の制御用 (X-102B, X-107A)、計測用 (X-103, X-230)、制御棒位置指示用 (X-104A, B, D)、低圧動力用 (X-105A, X-105B) 及び核計装用 (X-100A, B, C, D) モジュール型電気ペネトレーションは、今停止期間中に更新を行う計画としている。

### 3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

- (1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

日常劣化管理事象に該当する事象は抽出されなかった。

- (2) 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（日常劣化管理事象以外）

#### a. 電線及び接続部（コネクタ）の導通不良 [共通]

代表機器と同様、電線に大きな荷重が作用すると、断線や途中接続点の接続部（コネクタ）の外れ等により導通不良が想定されるが、電線単体には外部からの大きな荷重が作用しない構造となっており、導通不良が発生する可能性は小さい。

したがって、電線及び接続部（コネクタ）の導通不良は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

#### b. スリーブ及びアダプタの腐食（全面腐食） [共通]

代表機器と同様、スリーブ及びアダプタは、炭素鋼であるため、腐食が想定されるが、塗装が施されており、腐食進行の可能性は小さいと考える。

したがって、スリーブ及びアダプタの腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

### 3. その他容器

[対象容器]

- ① 湿分分離器
- ② スクラム排出水容器
- ③ ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ④ 使用済燃料貯蔵プール
- ⑤ 原子炉ウェル
- ⑥ 燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク
- ⑦ MSIV 用アキュムレータ
- ⑧ SRV (ADS) 用アキュムレータ
- ⑨ SRV 用アキュムレータ
- ⑩ SLC 用アキュムレータ
- ⑪ 活性炭ベット
- ⑫ 排ガス後置除湿器
- ⑬ 排ガス再結合器
- ⑭ 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置
- ⑮ 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器
- ⑯ 制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタ
- ⑰ 原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ
- ⑱ 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ
- ⑲ 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ
- ⑳ 非常用及び HPCS 系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ
- ㉑ 緊急用海水系ストレーナ

## 目次

1. 対象機器及び代表機器の選定.....	3-1
1.1 グループ化の考え方及び結果.....	3-1
1.2 代表機器の選定.....	3-1
2. 代表機器の技術評価.....	3-5
2.1 構造、材料及び使用条件.....	3-5
2.1.1 湿分分離器.....	3-5
2.1.2 スクラム排水容器.....	3-8
2.1.3 ほう酸水注入系貯蔵タンク.....	3-11
2.1.4 使用済燃料貯蔵プール.....	3-14
2.1.5 SRV (ADS) 用アキュムレータ.....	3-17
2.1.6 SLC 用アキュムレータ.....	3-20
2.1.7 活性炭ベット.....	3-23
2.1.8 排ガス再結合器.....	3-26
2.1.9 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置.....	3-29
2.1.10 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器.....	3-32
2.1.11 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ.....	3-35
2.1.12 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ.....	3-38
2.2 経年劣化事象の抽出.....	3-41
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	3-41
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	3-41
2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	3-42
3. 代表機器以外への展開.....	3-61
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	3-61
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象.....	3-61



## 1. 対象機器及び代表機器の選定

東海第二で使用されている主要な容器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を除く）の主な仕様を表 1-1 に示す。

これらの容器を種類、内部流体及び胴部材料の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

### 1.1 グループ化の考え方及び結果

種類、内部流体及び胴部材料を分類基準とし、表 1-1 に示すとおりグループ化する。

胴部材料は炭素鋼、ステンレス鋼、コンクリート（ステンレス内張り）及び低合金鋼に分類され、内部流体は蒸気、純水、五ほう酸ナトリウム水、ガス及び海水に分類される。

### 1.2 代表機器の選定

表 1-1 に分類されるグループ毎に、重要度、運転状態、最高使用圧力、最高使用温度の観点から代表機器を選定する。

#### (1) タンク（内部流体：蒸気・純水、胴部材料：炭素鋼）

このグループには湿分分離器のみが属することから、これを代表機器とする。

#### (2) タンク（内部流体：純水、胴部材料：炭素鋼）

このグループにはスクラム排水容器のみが属することから、これを代表機器とする。

#### (3) タンク（内部流体：五ほう酸ナトリウム水、胴部材料：ステンレス鋼）

このグループにはほう酸水注入系貯蔵タンクのみが属することから、これを代表機器とする。

#### (4) ライニング槽（内部流体：純水、胴部材料：コンクリート（ステンレス鋼内張り））

このグループには使用済燃料貯蔵プール、原子炉ウェル、燃料プール冷却浄化系スキマサージタンクが属するが、運転状態の観点から使用済燃料貯蔵プールを代表機器とする。

#### (5) アキュムレータ（内部流体：ガス、胴部材料：ステンレス鋼）

このグループには MSIV 用アキュムレータ、SRV (ADS) 用アキュムレータ、SRV 用アキュムレータが属するが、最高使用圧力の高い SRV (ADS) 用アキュムレータを代表機器とする。

#### (6) アキュムレータ（内部流体：ガス・五ほう酸ナトリウム水、胴部材料：ステンレス鋼）

このグループには SLC 用アキュムレータのみが属することから、これを代表機器とする。

(7) フィルタ等（内部流体：ガス，胴部材料：炭素鋼）

このグループには活性炭ベット，排ガス後置除湿器が属するが，重要度の高い活性炭ベットを代表機器とする。

(8) フィルタ等（内部流体：ガス，胴部材料：低合金鋼）

このグループには排ガス再結合器のみが属することから，これを代表機器とする。

(9) フィルタ等（内部流体：ガス・純水，胴部材料：ステンレス鋼）

このグループには格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置のみが属することから，これを代表機器とする。

(10) フィルタ等（内部流体：純水，胴部材料：炭素鋼）

このグループには原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器，制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタが属するが，重要度が高い原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器を代表機器とする。

(11) フィルタ等（内部流体：純水，胴部材料：ステンレス鋼）

このグループには原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ，原子炉再循環ポンプシールパージフィルタが属するが，下流側機器の重要度が高い原子炉再循環ポンプシールパージフィルタを代表機器とする。

(12) フィルタ等（内部流体：海水，胴部材料：ステンレス鋳鋼）

このグループには残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ，非常用及び HPCS 系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ，緊急用海水系ストレーナが属するが，最高使用圧力の高い残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナを代表機器とする。

表 1-1 (1/2) その他容器のグループ化及び代表機器の選定

分類基準		機器名称	選定基準				選定理由	
種類	内部流体		胴部材料	重要度*1	使用条件			選定
					運転状態	最高使用圧力 (MPa)		
タンク	蒸気・純水	炭素鋼	高*2	連続	1.81	210	◎	
	純水	炭素鋼	高*2	一時	8.62	138	◎	
ライニン グ槽	五ほう酸ナトリウム水	ステンレス鋼	MS-1, 重*3	連続	静水頭	66	◎	
	純水	コンクリート (ステンレス鋼 内張り)	PS-2, 重*3	連続	静水頭	66	◎	
			PS-2	一時	静水頭	66		
アキユム レータ	ガス	ステンレス鋼	重*3	連続	静水頭	66		
			MS-1	連続	1.45	171		
	ガス・五ほう 酸ナトリウム 水	ステンレス鋼	MS-1, 重*3	連続	2.28	171	◎	
			MS-1	連続	1.45	171		
フィルタ 等	ガス	炭素鋼	MS-1	一時	9.66	66	◎	
			PS-2	連続	0.34	66	◎	
		排ガス後置除湿器	高*2	連続	0.34	340		

\*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：最高使用温度が 95 °C を超え、又は最高使用圧力が 1,900 kPa 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

\*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1-1(2/2) その他容器のグループ化及び代表機器の選定

種類	分類基準		機器名称	選定基準				選定理由	
	内部流体	胴部材料		重要度*1	使用条件				選定
					運転状態	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)		
フィルタ等	ガス	低合金鋼	排ガス再結合器	PS-2	連続	2.41	538	◎	
	ガス・純水*2	ステンレス鋼	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置*3	重*4	一時	0.62	200	◎	
		炭素鋼*5	原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器	PS-2	連続	9.80	66	◎	重要度
	純水	炭素鋼	制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタ	高*6	連続	12.06	66		
		ステンレス鋼	原子炉冷却材浄化系ポンプシールパルパーフィルタ	高*6	連続	12.06	66		
			原子炉再循環ポンプシールパルパーフィルタ	高*6	連続	12.06	66	◎	下流側機器の重要度
	海水	ステンレス鋼	残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ	MS-1, 重*4	一時	3.45	38	◎	最高使用圧力
			非常用及びHPCS系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ	MS-1, 重*4	一時	0.70	38		
			緊急用海水系ストレーナ	重*4	一時	0.98, 2.45	32, 38		

\*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：スクラビング液

\*3：新規に設置される機器

\*4：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

\*5：内面ステンレス鋼クラッド

\*6：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900 kPa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

## 2. 代表機器の技術評価

本章では、1章で代表機器とした以下の12基の容器について技術評価を実施する。

- ① 湿水分離器
- ② スクラム排水容器
- ③ ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ④ 使用済燃料貯蔵プール
- ⑤ SRV (ADS) 用アキュムレータ
- ⑥ SLC 用アキュムレータ
- ⑦ 活性炭ベット
- ⑧ 排ガス再結合器
- ⑨ 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置
- ⑩ 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器
- ⑪ 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ
- ⑫ 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ

### 2.1 構造、材料及び使用条件

#### 2.1.1 湿水分離器

##### (1) 構造

東海第二の湿水分離器は、全長 14,789.15 mm、内径 3,200.4 mm の円筒横型容器であり、2基設置されている。

鏡板、胴板は炭素鋼であり、蒸気が内包されている。

また、内部の波板により除去された湿分は、ドレンとして中央のドレンタンクに回収される。

湿水分離器は、マンホール蓋を取外すことにより、内部の点検手入れが可能である。

東海第二の湿水分離器の構造図を図 2.1-1 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の湿水分離器主要部位の使用材料を表 2.1-1 に、使用条件を表 2.1-2 に示す。

No.	部位
①	鏡板
②	胴板
③	ドレンタンク
④	マンホール蓋
⑤	フランジボルト
⑥	ガスケット
⑦	支持鋼材
⑧	埋込金物
⑨	波板

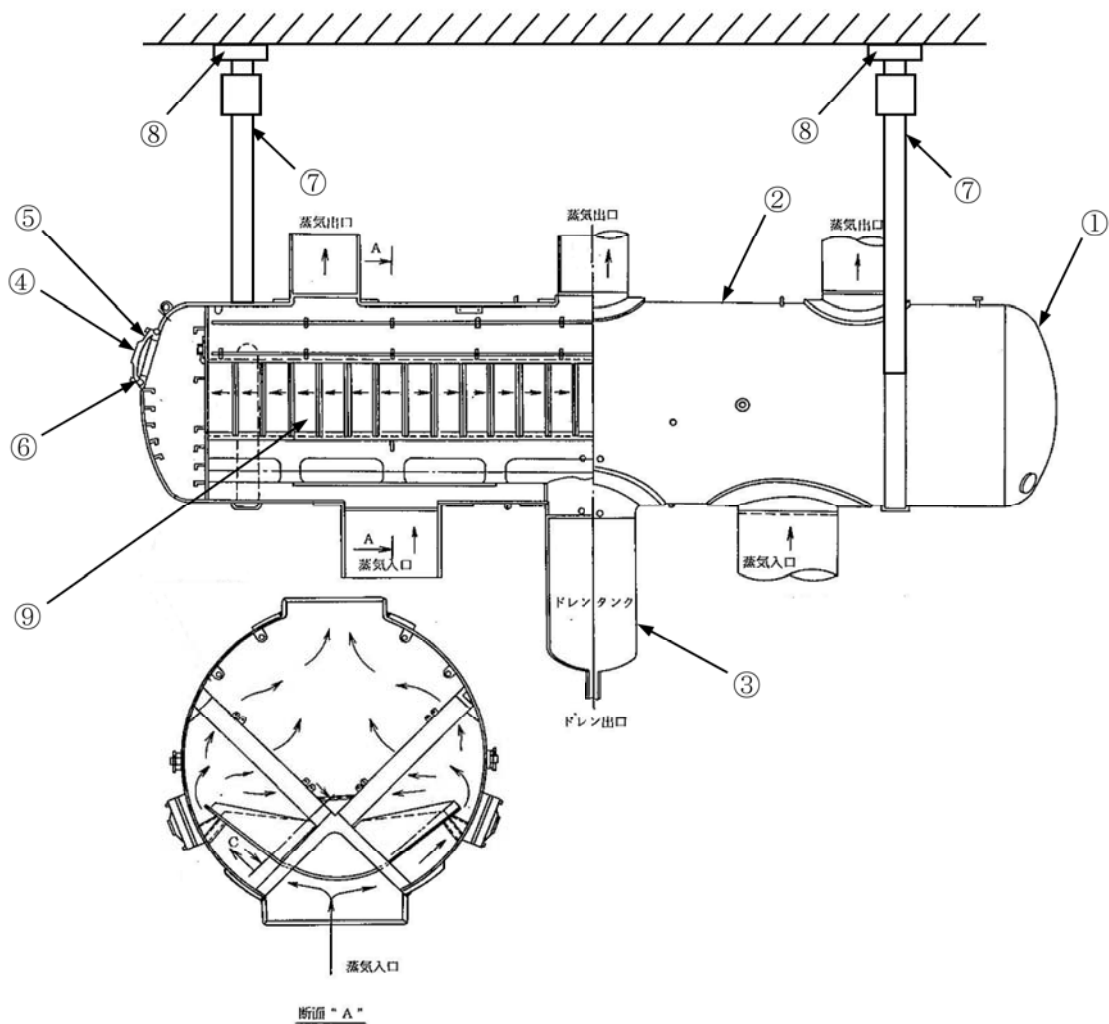


図 2. 1-1 湿分離器構造図

表 2.1-1 湿分分離器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	鏡板	炭素鋼
		胴板	炭素鋼
		ドレンタンク	炭素鋼
		マンホール蓋	炭素鋼
		フランジボルト	低合金鋼
	シール	ガスケット	(消耗品)
機器の支持	支持	支持鋼材	炭素鋼
		埋込金物	炭素鋼
その他	その他	波板	ステンレス鋼

表 2.1-2 湿分分離器の使用条件

最高使用圧力	1.81 MPa
最高使用温度	210 °C
内部流体	蒸気・純水

## 2.1.2 スクラム排水容器

### (1) 構造

東海第二のスクラム排水容器は、全高 955 mm、内径 300 mm の円筒型タンクであり、2 基設置されている。

胴板、鏡板は炭素鋼で、純水が内包されている。

東海第二のスクラム排水容器の構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二のスクラム排水容器主要部位の使用材料を表 2.1-3 に、使用条件を表 2.1-4 に示す。



No.	部位
①	胴板
②	鏡板

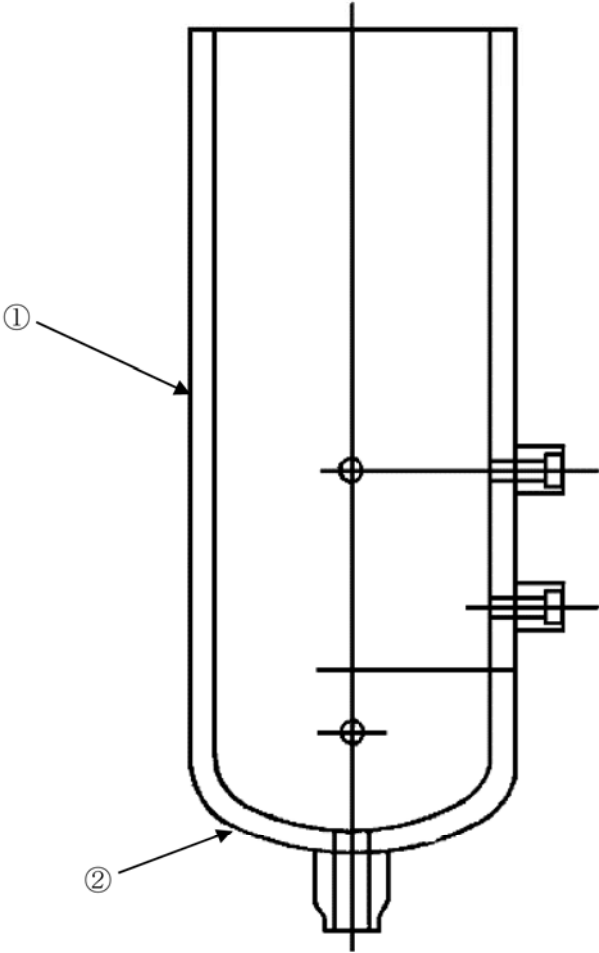


図 2.1-2 スクラム排水容器構造図

表 2.1-3 スクラム排水容器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	胴板	炭素鋼
		鏡板	炭素鋼

表 2.1-4 スクラム排水容器の使用条件

最高使用圧力	8.62 MPa
最高使用温度	138 °C
内部流体	純水

### 2.1.3 ほう酸水注入系貯蔵タンク

#### (1) 構造

東海第二のほう酸水注入系貯蔵タンクは、高さ 3,684 mm、内径 2,745 mm の円筒型開放タンクであり、1 基設置されている。

底板、胴板はステンレス鋼であり、五ほう酸ナトリウム水が貯蔵されている。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、上部に設置されているマンホール蓋を取外すことにより、内部の点検手入れが可能である。

東海第二のほう酸水注入系貯蔵タンクの構造図を図 2.1-3 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二のほう酸水注入系貯蔵タンク主要部位の使用材料を表 2.1-5 に、使用条件を表 2.1-6 に示す。

No.	部位
①	平板
②	胴板
③	底板
④	マンホール蓋
⑤	基礎ボルト
⑥	スパージャ

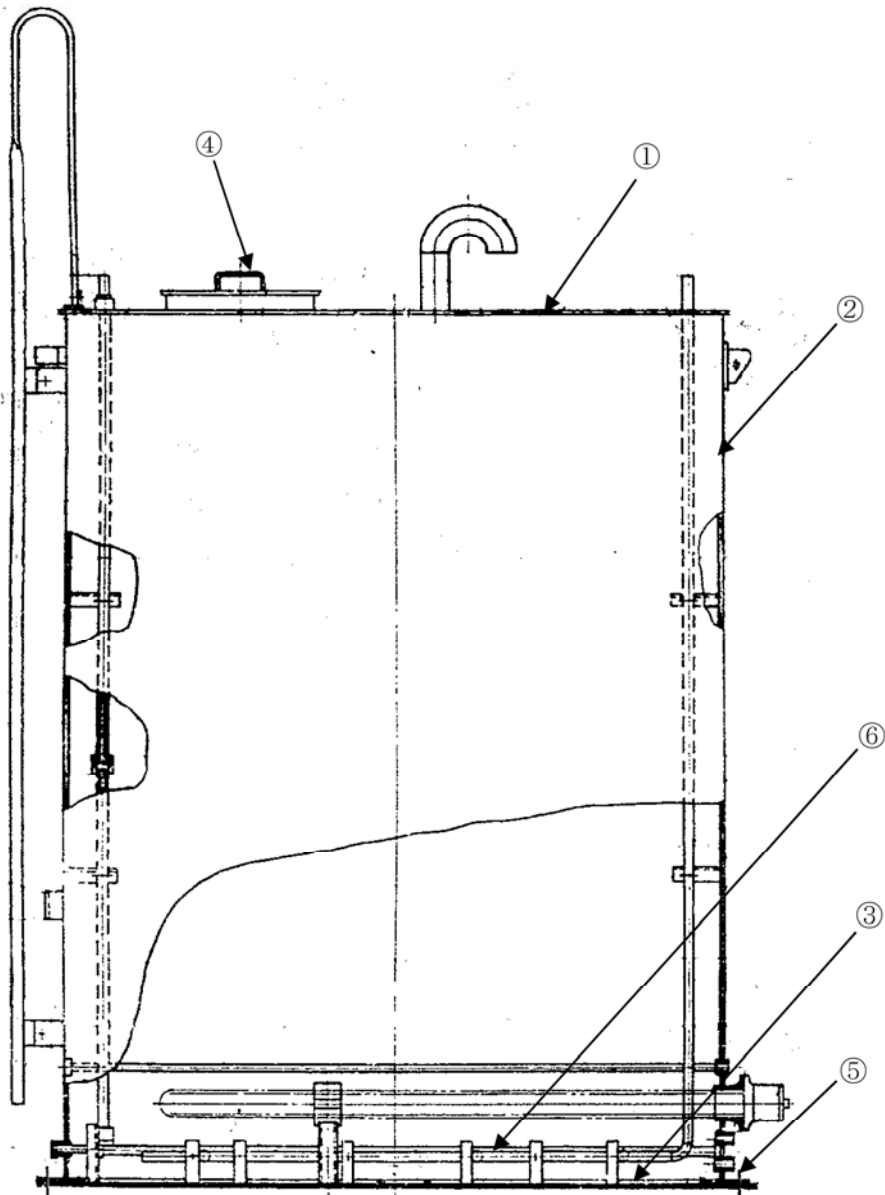


図 2.1-3 ほう酸水注入系貯蔵タンク構造図

表 2.1-5 ほう酸水注入系貯蔵タンク主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	平板	ステンレス鋼
		胴板	ステンレス鋼
		底板	ステンレス鋼
		マンホール蓋	ステンレス鋼
機器の支持	支持	基礎ボルト	低合金鋼
その他	その他	スパージャ	ステンレス鋼

表 2.1-6 ほう酸水注入系貯蔵タンクの使用条件

最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	66 ℃
内部流体	五ほう酸ナトリウム水

#### 2.1.4 使用済燃料貯蔵プール

##### (1) 構造

東海第二の使用済燃料貯蔵プールは、縦 10,400 mm、横 12,200 mm、深さ 11,900 mm のコンクリート躯体にステンレス鋼を内張りしたプール型容器であり、1 基設置されている。

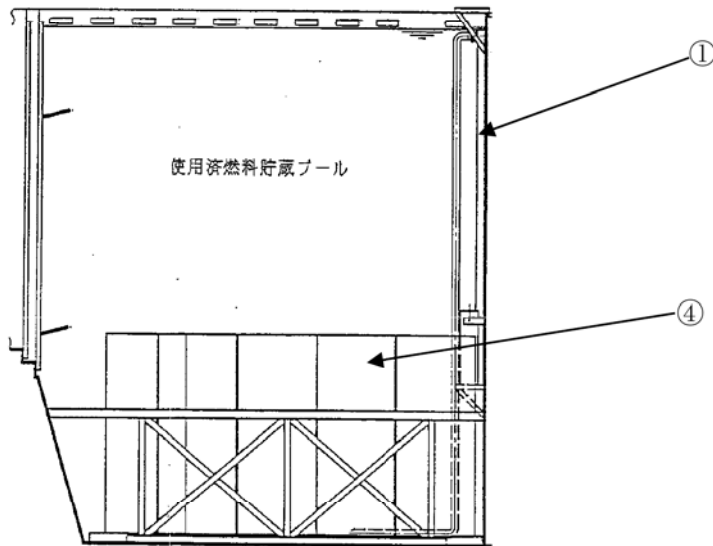
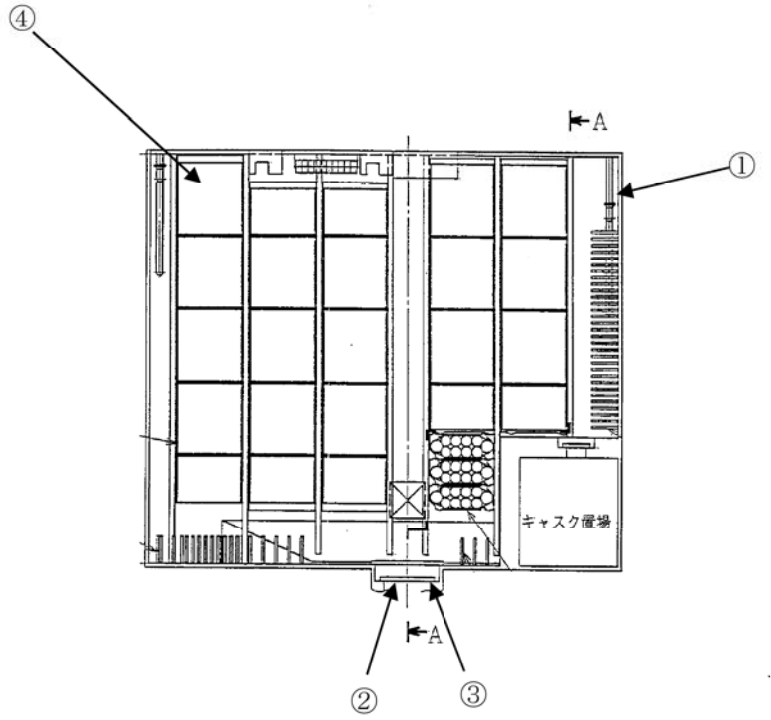
本プール内には、使用済燃料を貯蔵するためのラック類が設置されており、常時プール水（純水）で満たされている。

東海第二の使用済燃料貯蔵プールの構造図を図 2.1-4 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の使用済燃料貯蔵プール主要部位の使用材料を表 2.1-7 に、使用条件を表 2.1-8 に示す。

No.	部位
①	本体
②	ゲート
③	ゲートパッキン
④	使用済燃料貯蔵ラック



A～A断面図

図 2.1-4 使用済燃料貯蔵プール構造図

表 2.1-7 使用済燃料貯蔵プール主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	本体	コンクリート（ステンレス鋼内張り）
		ゲート	ステンレス鋼
	シール	ゲートパッキン	（消耗品）
その他	その他	使用済燃料貯蔵ラック	ボロン添加ステンレス鋼, ステンレス鋼

表 2.1-8 使用済燃料貯蔵プールの使用条件

最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	66 °C
内部流体	純水



## 2.1.5 SRV (ADS) 用アキュムレータ

### (1) 構造

東海第二の SRV (ADS) 用アキュムレータは、全長 1,270 mm、内径 550 mm の円筒型容器であり、7 基設置されている。

胴板はステンレス鋼であり、ガス（窒素及び空気）が内包されている。

東海第二の SRV (ADS) 用アキュムレータの構造図を図 2.1-5 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の SRV (ADS) 用アキュムレータ主要部位の使用材料を表 2.1-9 に、使用条件を表 2.1-10 に示す。

No.	部位
①	鏡板
②	胴板
③	支持脚
④	取付ボルト

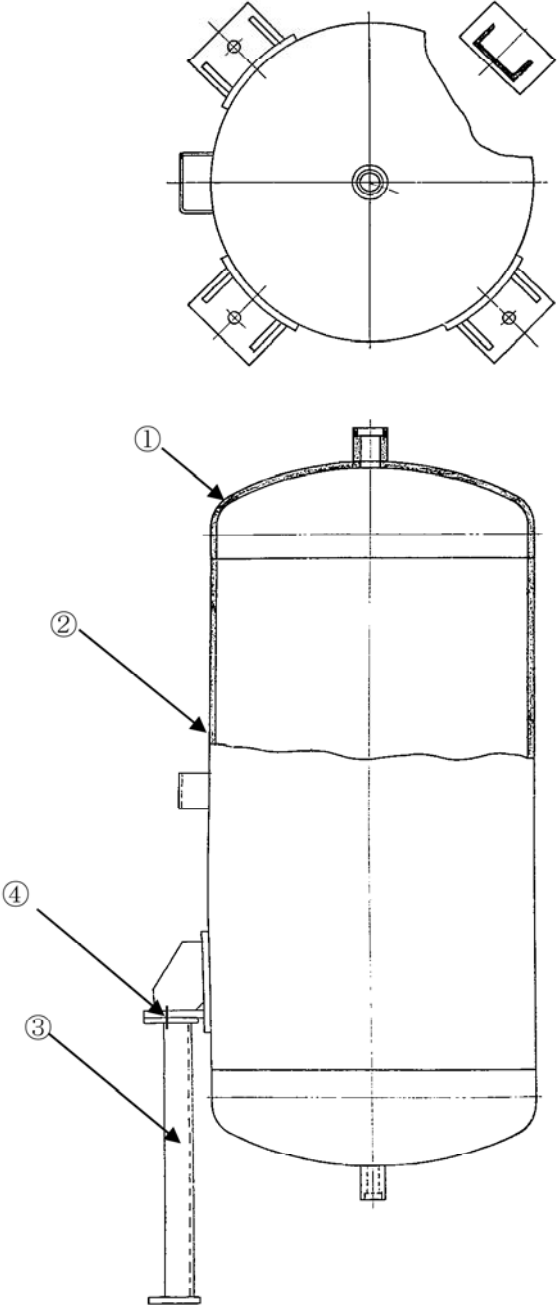


図 2.1-5 SRV (ADS) 用アキュムレータ構造図

表 2.1-9 SRV (ADS) 用アキュムレータ主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	鏡板	ステンレス鋼
		胴板	ステンレス鋼
機器の支持	支持	支持脚	炭素鋼
		取付ボルト	炭素鋼

表 2.1-10 SRV (ADS) 用アキュムレータの使用条件

最高使用圧力	2.28 MPa
最高使用温度	171 °C
内部流体	ガス (窒素及び空気)

## 2.1.6 SLC 用アキュムレータ

### (1) 構造

東海第二の SLC 用アキュムレータは、全長 746.1 mm、内径 168.7 mm の円筒型容器であり、2 基設置されている。

胴板はステンレス鋼であり、五ほう酸ナトリウム水が内包されている。

また、胴内部には、内部にガス（窒素）を充填したブラダが内蔵されている。

SLC 用アキュムレータは、ポート部を取外すことにより点検手入れが可能である。

東海第二の SLC 用アキュムレータの構造図を図 2.1-6 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の SLC 用アキュムレータ主要部位の使用材料を表 2.1-11 に、使用条件を表 2.1-12 に示す。

No.	部位
①	胴板
②	Oリング
③	ブラダ
④	スプリング

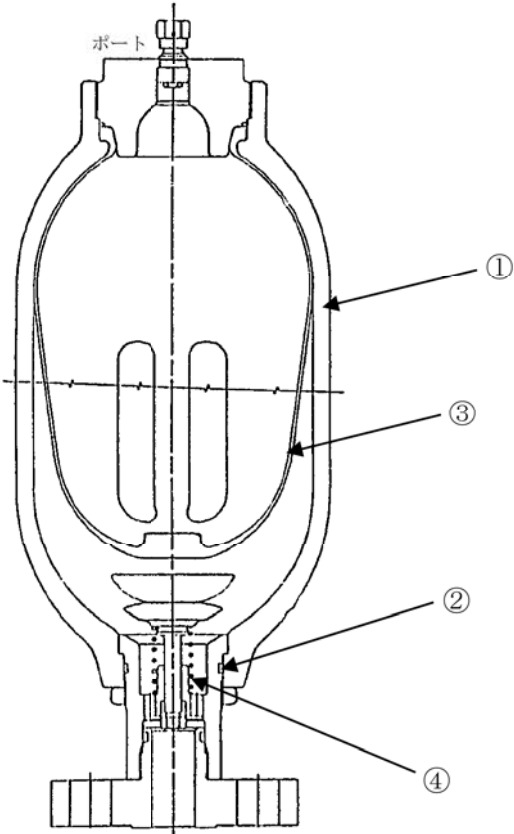


図 2.1-6 SLC 用アキュムレータ構造図

表 2.1-11 SLC 用アキュムレータ主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	胴板	ステンレス鋼
	シール	Oリング	(消耗品)
その他	その他	ブラダ	(定期取替品)
		スプリング	ステンレス鋼

表 2.1-12 SLC 用アキュムレータの使用条件

最高使用圧力	9.66 MPa
最高使用温度	66 °C
内部流体	ガス・五ほう酸ナトリウム水

## 2.1.7 活性炭ベット

### (1) 構造

東海第二の活性炭ベットは、全長 7,800 mm、内径 1,350 mm の円筒たて型容器であり、20 基設置されている。

胴板は炭素鋼であり、ガス（排ガス）が内包されている。

活性炭ベットは、フランジカバーを取外すことにより点検手入れが可能である。

東海第二の活性炭ベットの構造図を図 2.1-7 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の活性炭ベット主要部位の使用材料を表 2.1-13 に、使用条件を表 2.1-14 に示す。

No.	部位
①	鏡板
②	胴板
③	フランジカバー
④	フランジボルト
⑤	ガスケット
⑥	支持脚
⑦	基礎ボルト

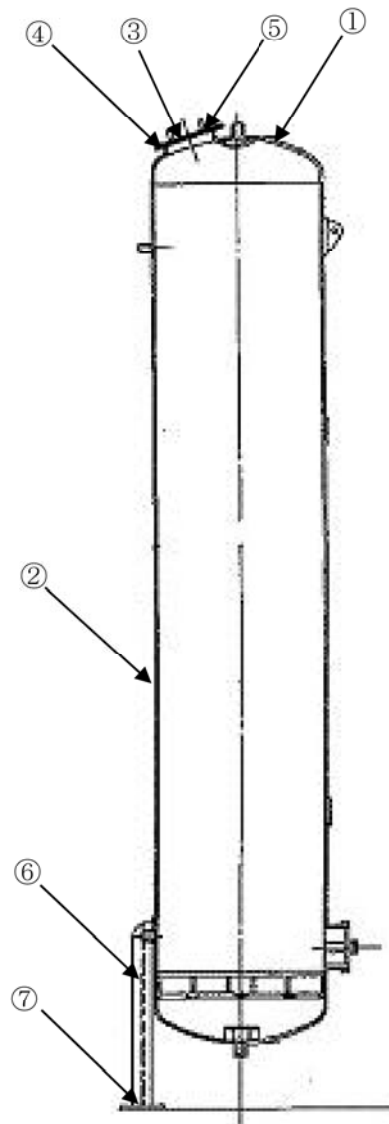


図 2.1-7 活性炭ベット構造図



表 2.1-13 活性炭ベットの主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	鏡板	炭素鋼
		胴板	炭素鋼
		フランジカバー	炭素鋼
		フランジボルト	低合金鋼
	シール	ガスケット	(消耗品)
機器の支持	支持	支持脚	炭素鋼
		基礎ボルト	炭素鋼

表 2.1-14 活性炭ベットの使用条件

最高使用圧力	0.34 MPa
最高使用温度	66 °C
内部流体	ガス (排ガス)

## 2.1.8 排ガス再結合器

### (1) 構造

東海第二の排ガス再結合器は、全長 3,715 mm、内径 1,950 mm の円筒型容器であり、2 基設置されている。

胴板は低合金鋼であり、ガス（排ガス）が内包されている。

東海第二の排ガス再結合器の構造図を図 2.1-8 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の排ガス再結合器主要部位の使用材料を表 2.1-15 に、使用条件を表 2.1-16 に示す。

No.	部位
①	鏡板
②	胴板
③	支持脚
④	基礎ボルト

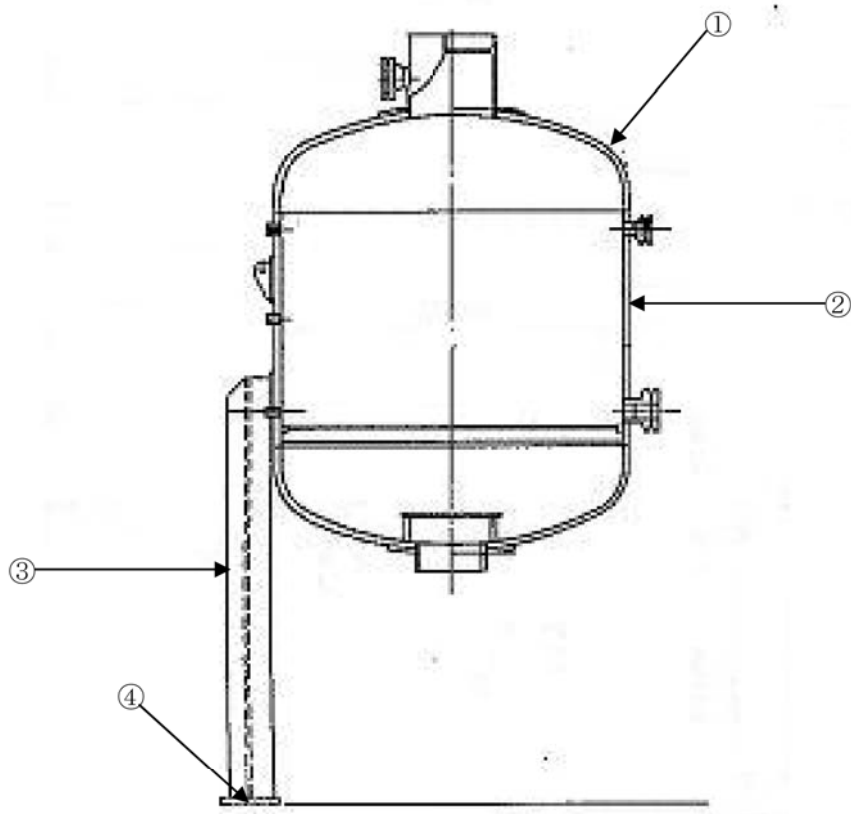


図 2.1-8 排ガス再結合器構造図

表 2.1-15 排ガス再結合器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	鏡板	低合金鋼
		胴板	低合金鋼
機器の支持	支持	支持脚	炭素鋼
		基礎ボルト	炭素鋼

表 2.1-16 排ガス再結合器の使用条件

最高使用圧力	2.41 MPa
最高使用温度	538 °C
内部流体	ガス (排ガス)

## 2.1.9 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置

### (1) 構造

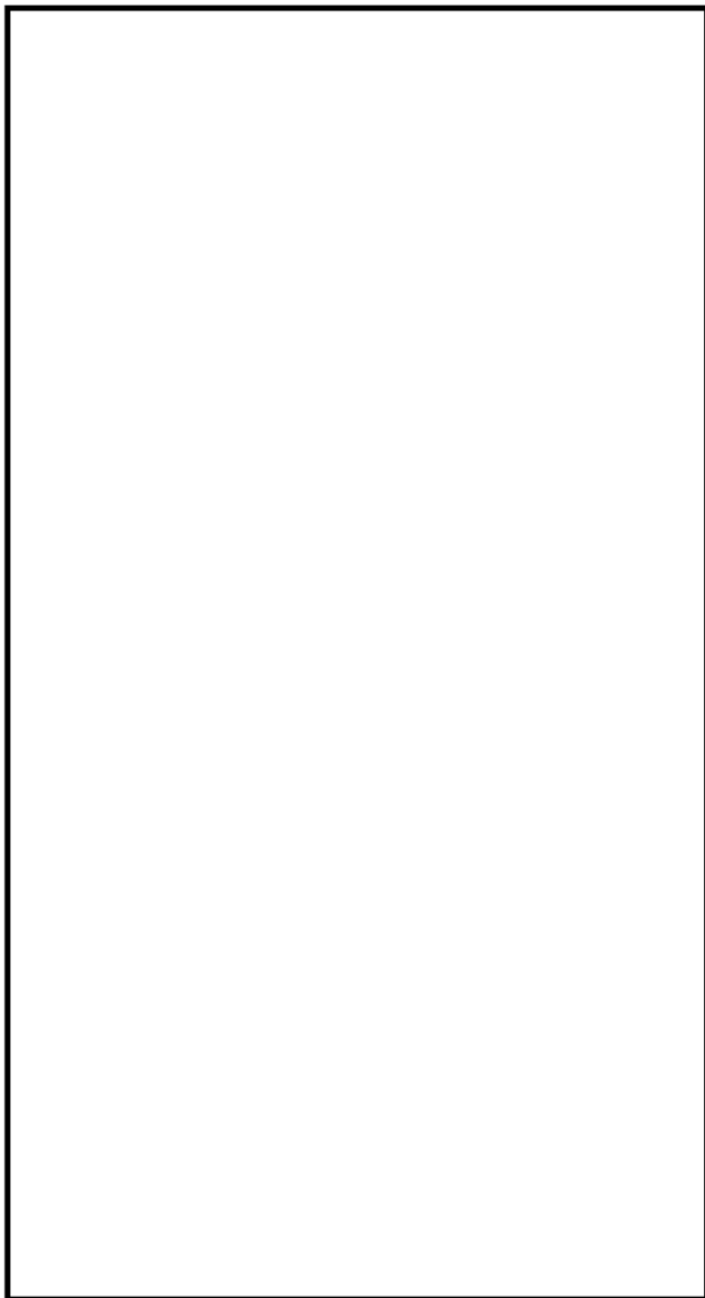
東海第二の格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置は、全長 10,800 mm, 内径 4,600 mm の円筒型容器であり、1 基設置されている。

胴板はステンレス鋼であり、スクラビング液としてチオ硫酸ナトリウム、水酸化ナトリウムの混合液を内包し、それ以外の気相部はガス（窒素）で置換されている。

東海第二の格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置の構造図を図 2.1-9 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置の主要部位の使用材料を表 2.1-17 に、使用条件を表 2.1-18 に示す。



No.	部位
①	鏡板
②	胴板
③	フランジカバー
④	フランジボルト
⑤	ガスケット
⑥	スカート
⑦	基礎ボルト
⑧	多孔板
⑨	モレキュラシーブ
⑩	分配管
⑪	メタルファイバー フィルタ

図 2.1-9 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置構造図

表 2.1-17 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	鏡板	ステンレス鋼
		胴板	ステンレス鋼
		フランジカバー	ステンレス鋼
		フランジボルト	低合金鋼
	シール	ガスケット	(消耗品)
機器の支持	支持	スカート	ステンレス鋼
		基礎ボルト	ステンレス鋼
その他	その他	多孔板	ステンレス鋼
		モレキュラシーブ	銀, ゼオライト
		分配管	ステンレス鋼
		メタルファイバーフィルタ	ステンレス鋼

表 2.1-18 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置の使用条件

最高使用圧力	0.62 MPa
最高使用温度	200 °C
内部流体	ガス (窒素), 純水*1

\*1: スクラビング液

## 2.1.10 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器

### (1) 構造

東海第二の原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器は、全長 4,260 mm、内径 1,058 mm の円筒型容器であり、2 基設置されている。

胴は炭素鋼で、冷却材と接する内面はステンレス鋼がクラッディングされており、純水が内包されている。

原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器は、フランジカバーを取外すことにより点検手入れが可能である。

東海第二の原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器の構造図を図 2.1-10 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器主要部位の使用材料を表 2.1-19 に、使用条件を表 2.1-20 に示す。



No.	部位
①	胴板
②	フランジカバー
③	鏡板
④	フランジボルト
⑤	ガスケット
⑥	支持脚
⑦	リフティングプレート
⑧	基礎ボルト
⑨	管板
⑩	エレメント

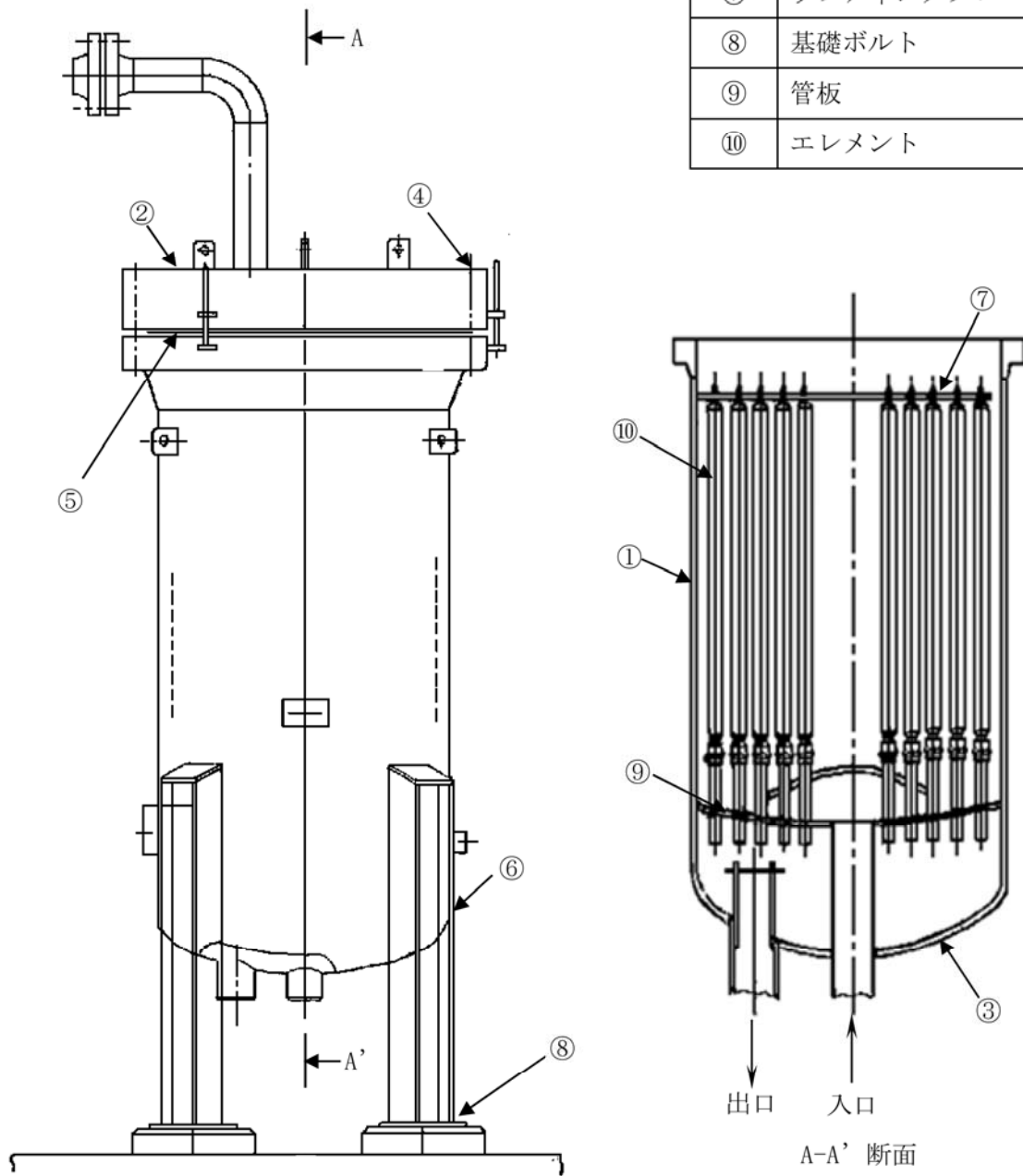


図 2.1-10 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器構造図

表 2.1-19 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	胴板	炭素鋼 (内面ステンレス鋼クラッド)
		フランジカバー	炭素鋼 (内面ステンレス鋼クラッド)
		鏡板	炭素鋼 (内面ステンレス鋼クラッド)
		フランジボルト	低合金鋼
	シール	ガスケット	(消耗品)
機器の支持	支持	支持脚	炭素鋼
		リフティングプレート	ステンレス鋼
		基礎ボルト	炭素鋼
その他	その他	管板	ステンレス鋼
		エレメント	ステンレス鋼

表 2.1-20 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器の使用条件

最高使用圧力	9.80 MPa
最高使用温度	66 °C
内部流体	純水

## 2.1.11 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ

### (1) 構造

東海第二の原子炉再循環ポンプシールパージフィルタは、全長 1736.5 mm、外径 216.3 mm の円筒形容器であり、1 基設置されている。

本体はステンレス鋼で、純水が内包されている。

原子炉再循環ポンプシールパージフィルタは、フランジカバーを取外すことにより点検手入れが可能である。

東海第二の原子炉再循環ポンプシールパージフィルタの構造図を図 2.1-11 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ主要部位の使用材料を表 2.1-21 に、使用条件を表 2.1-22 に示す。

No.	部位
①	鏡板
②	胴板
③	フランジカバー
④	フランジボルト
⑤	ガスケット
⑥	取付ボルト
⑦	中空糸膜モジュール

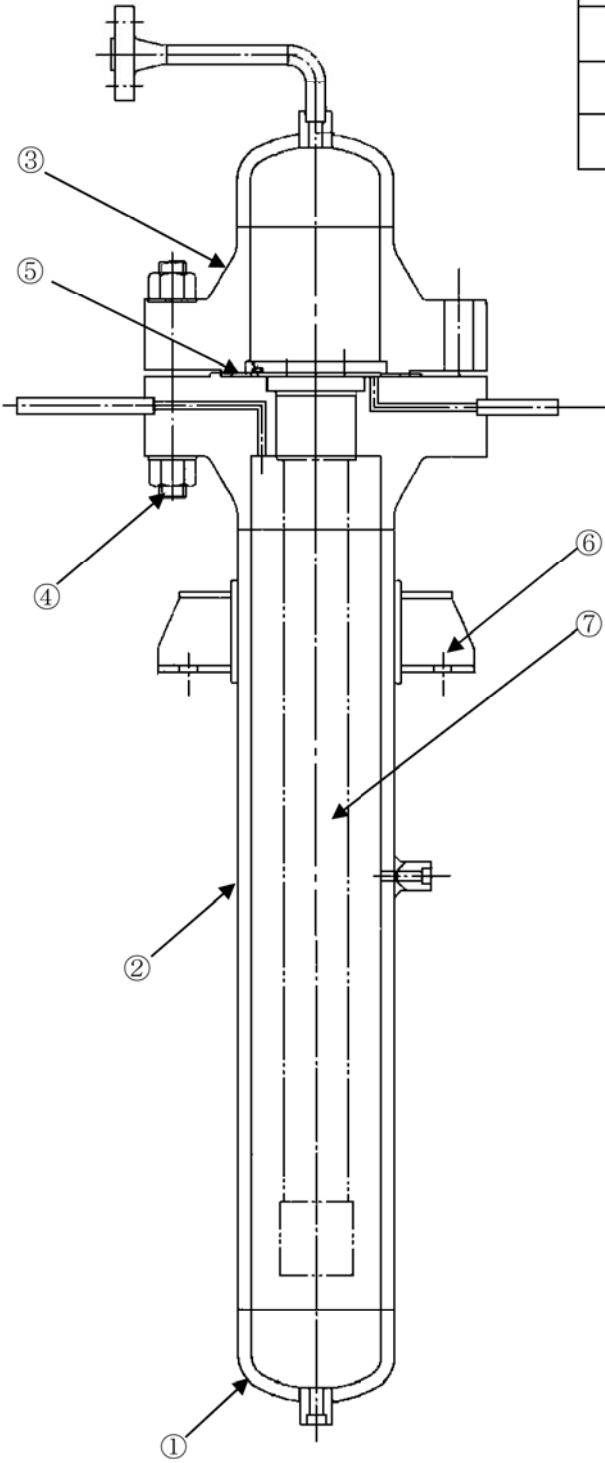


図 2.1-11 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ構造図

表 2.1-21 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	鏡板	ステンレス鋼
		胴板	ステンレス鋼
		フランジカバー	ステンレス鋼
		フランジボルト	低合金鋼
	シール	ガスケット	(消耗品)
機器の支持	支持	取付ボルト	ステンレス鋼
その他	その他	中空糸膜モジュール	(定期取替品)

表 2.1-22 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタの使用条件

最高使用圧力	12.06 MPa
最高使用温度	66 °C
内部流体	純水

## 2.1.12 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ

### (1) 構造

東海第二の残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナは、全長 1,763 mm、内径 790 mm の円筒型容器であり、2 基設置されている。

本体はステンレス鋳鋼で、海水が内包されている。

残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナは、フランジカバーを取外すことにより点検手入れが可能である。

東海第二の残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナの構造図を図 2.1-12 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ主要部位の使用材料を表 2.1-23 に、使用条件を表 2.1-24 に示す。

No.	部位
①	本体
②	フランジカバー
③	フランジボルト
④	Oリング
⑤	基礎ボルト
⑥	エレメント
⑦	防食亜鉛板

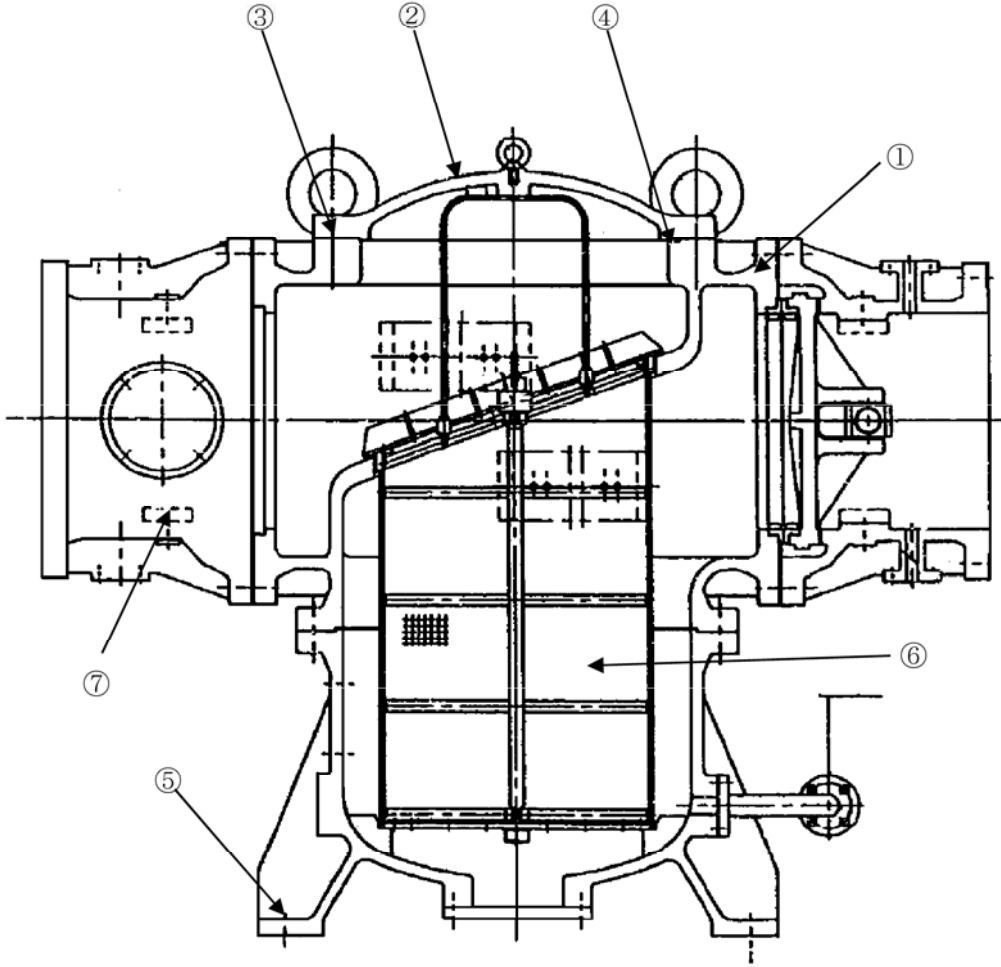


図 2.1-12 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ構造図

表 2.1-23 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	材料
バウンダリの維持	耐圧	本体	ステンレス鋳鋼
		フランジカバー	ステンレス鋳鋼
		フランジボルト	低合金鋼
	シール	Oリング	(消耗品)
機器の支持	支持	基礎ボルト	炭素鋼
その他	その他	エレメント	ステンレス鋼
		防食亜鉛板	(消耗品)

表 2.1-24 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナの使用条件

最高使用圧力	3.45 MPa
最高使用温度	38 °C
内部流体	海水



## 2.2 経年劣化事象の抽出

### 2.2.1 機器の機能達成に必要な項目

容器の機能である貯蔵機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) バウンダリの維持
- (2) 機器の支持
- (3) その他

### 2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

#### (1) 想定される経年劣化事象の抽出

容器について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（内部流体の種類、応力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表 2.2-1 で示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した（表 2.2-1 で○又は△、▲）。

なお、消耗品及び定期取替品は以下のとおり評価対象外とする。

#### (2) 消耗品及び定期取替品の扱い

ガスケット、Oリング、防食亜鉛板及びゲートパッキンは消耗品、ブラダ及び中空糸膜モジュールは定期取替品であり、設計時に長期使用はせず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

#### (3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち下記①、②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

なお、下記①、②に該当する事象については、2.2.3 項に示すとおり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象として表 2.2-1 で△）
- ② 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、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外として表 2.2-1 で▲）

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかった。

### 2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

(1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

a. 基礎ボルトの腐食（全面腐食）[ほう酸水注入系貯蔵タンク，活性炭ベツト，排ガス再結合器，原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器，残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ]

基礎ボルトの腐食（全面腐食）については、「機械設備の技術評価書」にて評価を行うものとし本評価書には含めていない。

b. 鏡板，胴板等の腐食（全面腐食）[湿分分離器，原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器]

湿分分離器の鏡板，胴板，ドレンタンク，マンホール蓋は炭素鋼であり，内面は蒸気に接触し，外面は大気接触することから腐食が想定される。

大気接触部は塗装が施されていることから，塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく，点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また，これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

鏡板（内面），マンホール蓋（鏡板部内面）についてはパーテーションプレートで仕切られ通常は流体の流れがなく，これまでの点検結果から有意な腐食がないことを確認している。

胴板（内面），ドレンタンク（内面）マンホール蓋（胴板部内面）についてもこれまでの目視点検において有意な腐食がないことを確認している。

原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器の胴板，フランジカバー，鏡板は炭素鋼であり，内面は純水に接液し，外面は大気接触することから腐食が想定される。

内面はステンレス鋼がクラッドされており，腐食が発生する可能性は小さく，これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

大気接触部は塗装が施されていることから，塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく，点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また，これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

したがって，鏡板，胴板等の腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- c. 鏡板、胴板等の外面の腐食（全面腐食）〔スクラム排出水容器、活性炭ベット、排ガス再結合器〕

スクラム排出水容器の胴板、鏡板、活性炭ベットの鏡板、胴板、フランジカバー、排ガス再結合器の鏡板、胴板は炭素鋼又は低合金鋼であり、外面は大気接触することから腐食が想定される。

大気接触部は塗装が施されていることから、塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく、点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また、これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

したがって、鏡板、胴板等の外面の腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- d. 支持鋼材、支持脚及び取付ボルトの腐食（全面腐食）〔湿分分離器、SRV（ADS）用アキュムレータ、活性炭ベット、排ガス再結合器、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器〕

支持鋼材、支持脚及び取付ボルトは炭素鋼であり腐食が想定されるが、大気接触部は塗装が施されていることから、塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく、点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また、これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

したがって、支持鋼材、支持脚及び取付ボルトの腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- e. 本体、フランジカバー及びエレメントの腐食（孔食・隙間腐食）〔残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ〕

残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナの本体、フランジカバー及びエレメントはステンレス鋳鋼又はステンレス鋼であり、内部流体が海水であることから、腐食（孔食・隙間腐食）の発生が想定される。

しかし、残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナは、防食亜鉛板により腐食（孔食・隙間腐食）を防止しており、これまでの各部の目視点検で有意な腐食（孔食・隙間腐食）がないことを確認している。

また、防食亜鉛板については消耗品として取替えを実施している。

したがって、本体等の腐食（孔食・隙間腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

f. 埋込金物（大気接触部）の腐食（全面腐食）〔湿分分離器〕

埋込金物は炭素鋼であり腐食が想定されるが、大気接触部は塗装が施されていることから、塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく、点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また、これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

したがって、埋込金物（大気接触部）の腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

g. フランジボルトの腐食（全面腐食）〔湿分分離器，活性炭ベツト，格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置，原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器，原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ，残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナ〕

フランジボルトは炭素鋼又は低合金鋼であり腐食が想定されるが、大気接触部は塗装が施されていることから、塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく、点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また、これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置は新たに設置されることから、今後、目視点検を行うことで健全性を維持できると考える。

したがって、フランジボルトの腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- h. 鏡板、胴板等の内面の腐食（全面腐食）〔ほう酸水注入系貯蔵タンク，SLC用アキユムレータ，格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置〕

ほう酸水注入系貯蔵タンクの平板，胴板，底板，マンホール蓋，スパージャ，SLC用アキユムレータの胴板，スプリングはステンレス鋼であり，内部流体の五ほう酸ナトリウム水により腐食の発生が想定されるが，ステンレス鋼は五ほう酸ナトリウム水に対して耐食性を有しているため，腐食が発生する可能性は小さい。

なお，これまでの目視点検において有意な腐食は確認されておらず，今後もこれらの傾向が変化するとは考え難い。

今後設置される格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置についても，鏡板，胴板，フランジカバー，多孔板，分配管，メタルファイバーフィルタはステンレス鋼でありスクラビング液としてチオ硫酸ナトリウム，水酸化ナトリウムの混合液であることから腐食の発生が想定されるが，ステンレス鋼はチオ硫酸ナトリウム，水酸化ナトリウムの混合液に対し耐食性を有していることから，腐食が発生する可能性は小さい。

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置は新たに設置されることから，鏡板，胴板，多孔板，分配管，メタルファイバーフィルタは今後目視点検を行うことで健全性を維持できると考える。

したがって，鏡板，胴板等の内面の腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- i. 鏡板、胴板等の貫粒型応力腐食割れ [ほう酸水注入系貯蔵タンク、使用済燃料貯蔵プール、SRV (ADS) 用アキュムレータ、SLC 用アキュムレータ、格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置、原子炉再循環ポンプシールパージフィルタ]

鏡板、胴板等はステンレス鋼であり、大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンに起因する貫粒型応力腐食割れの発生が想定される。

しかしながら、貫粒型応力腐食割れに対しては、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施することとしており、目視点検で異常を認めた場合及び付着塩分量が基準値 (70 mgCl/m<sup>2</sup>) を超えた箇所について、浸透探傷検査及び表面清掃を実施し、異常のないことを確認している。

また、東海第二では工事における副資材管理でステンレス鋼容器への塩分付着を防止している。

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置については、新たに設置される機器であることから、上記同様、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施することにより機能を維持することとしている。

使用済燃料貯蔵プールについては、2000年3月に他プラント (伊方3号機) において使用済燃料ピットのスチレンス鋼ライニングに貫粒型応力腐食割れが発生している。この事象は、施工時の補修に伴い海塩粒子がステンレス鋼ライニングの裏側に侵入したことが原因と考えられている。

東海第二では、通常の巡視点検により燃料プール水の有意な水位低下のないことを確認するとともに、ライニングからの漏えいがないことを検出ラインにより確認しており、これまで漏えいが検出されたことはない。

このため、貫粒型応力腐食割れが生じる可能性は小さい。

なお、プール水接液部については管理された低塩素濃度水質であり、通常使用温度も約 40℃程度と低く、貫粒型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって、鏡板、胴板等の貫粒型応力腐食割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- j. 胴板等の内面の腐食 (流れ加速型腐食) [湿分分離器]

湿分分離器の胴板、ドレンタンク、マンホール蓋 (胴板部) は炭素鋼であり、内部流体が湿分を含む高温の蒸気又は純水 (凝縮水) であることから、腐食 (流れ加速型腐食) による減肉が発生する可能性がある。

なお、これまでの開放点検時の目視点検及び肉厚測定で、減肉の進行は認められておらず、今後も使用環境に変化がないことから、減肉が進行する可能性は小さい。

したがって、胴板等の内面の腐食 (流れ加速型腐食) は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

k. 鏡板、胴板のクリープ [排ガス再結合器]

排ガス再結合器の最高使用温度は 538 °C でありクリープが想定されるが、運転温度は約 290 °C であり、熱クリープの発生開始温度 300 °C より低いため、クリープが発生する可能性は小さい。

なお、これまでの漏えい検査において、漏えいは確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化するとは考え難い。

したがって、胴板、鏡板のクリープは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

l. 鏡板、胴板等の粒界型応力腐食割れ [SRV (ADS) 用アキュムレータ、格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置]

SRV (ADS) 用アキュムレータの鏡板、胴板、格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置の鏡板、胴板等はステンレス鋼であり粒界型応力腐食割れが発生する可能性がある。

SRV (ADS) 用アキュムレータについては、実際の運転温度は 100 °C 以下であり、粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

なお、これまでの目視点検で割れ等は確認されておらず、今後もこれらの傾向が変化するとは考え難い。

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置については、使用温度が 100°C となる時間が運転時間に比べ極めて短いため、粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

なお、格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置は新たに設置されることから、今後目視点検を行うことで健全性を維持できると考える。

したがって、鏡板、胴板の粒界型応力腐食割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

m. 鏡板、胴板の内面の腐食（全面腐食） [スクラム排水容器]

スクラム排水容器の胴板、鏡板は炭素鋼であり、内部流体が純水であるため腐食が想定されるが、内部流体は通常排出されている状態であり、腐食の進行する可能性は小さい。

なお、肉厚測定で有意な減肉は認められず、今後も使用環境に変化がないことから、これらの傾向が変化するとは考え難い。

したがって、鏡板、胴板の内面の腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

(2) 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（日常劣化管理事象以外）

a. 鏡板，胴板，フランジカバーの内面の腐食（全面腐食）〔活性炭ベツト，排ガス再結合器〕

活性炭ベツトの鏡板，胴板，フランジカバー，排ガス再結合器の鏡板，胴板は炭素鋼又は低合金鋼であり，内面は内部流体に接することから腐食が想定されるが，内部流体は露点温度を氷点下で管理され，除湿されたガス（排ガス）であることから腐食が発生する可能性は小さい。

また，今後も使用環境の変化はなく，これらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって，鏡板，胴板，フランジカバーの内面の腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

b. スプリングのへたり〔SLC用アキュムレータ〕

ほう酸水注入系はポンプ運転時以外（通常待機中）は系統圧がなくなるため，SLC用アキュムレータ内でブラダが最大まで膨張しており，スプリングは常時応力がかかった状態にあり，へたりの可能性がある。

しかし，スプリングはスプリング使用時のねじり応力が許容ねじり応力以下になるように設定されており，さらに，スプリングの材料に対する推奨使用最高温度よりも実際の使用温度は低いことから，へたりの進行の可能性は小さい。

したがって，スプリングのへたりは，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

c. 埋込金物（コンクリート埋設部）の腐食（全面腐食）〔湿分分離器〕

埋込金物（コンクリート埋設部）は炭素鋼であり腐食が想定されるが，コンクリート埋設部ではコンクリートの大気接触部表面からの中性化の進行により腐食環境となるため，コンクリートが中性化に至り埋込金物に有意な腐食が発生するまで長期間を要す。

したがって，埋込金物（コンクリート埋設部）の腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でないと判断する。



表 2.2-1 (1/12) 湿分離器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考		
					減肉		割れ		材質変化		その他			
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化				
バウンダリの維持	耐圧	鏡板		炭素鋼		△							*1:流れ加速型腐食 *2:胴板部 *3:コンクリート埋設部	
		胴板		炭素鋼		△△ <sup>*1</sup>								
		ドレンタンク		炭素鋼		△△ <sup>*1</sup>								
		マンホール蓋		炭素鋼		△△ <sup>*1*2</sup>								
		フランジボルト		低合金鋼		△								
機器の支持	支持	ガスケット	◎	—										
		支持鋼材		炭素鋼		△								
		埋込金物		炭素鋼		△▲ <sup>*3</sup>								
その他	その他	エレメント		ステンレス鋼										

△：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）

▲：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）

表 2. 2-1 (2/12) スクラム排水容器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象								備考	
					減肉		割れ		材質変化		その他			
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化				
バウンダリの維持	耐圧	胴板		炭素鋼		△ <sup>*1*2</sup>								*1：外面
		鏡板		炭素鋼		△ <sup>*1*2</sup>								*2：内面

△：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）

表 2.2-1 (3/12) ほほう酸水注入系貯蔵タンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考	
					減肉		割れ		材質変化				その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウンダリ の 維持	耐圧	平板		ステンレス鋼		△*1			△*2				*1：内面 *2：貫粒型応力腐食割れ
		胴板		ステンレス鋼		△*1			△*2				
		底板		ステンレス鋼		△*1			△*2				
		マンホール蓋		ステンレス鋼		△*1			△*2				
機器の支持	支持	基礎ボルト		低合金鋼		△							
その他	その他	スパージャ		ステンレス鋼		△							

△：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）

表 2.2-1(4/12) 使用済燃料貯蔵プールに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考	
					減肉		割れ		材質変化				その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウンダリの維持	耐圧	本体		コングリート (ステンレス鋼内張り)					△*1				*1:貫粒型応力腐食割れ
		ゲート		ステンレス鋼					△*1				
その他	シール	ゲートパッキン	◎	—									
		使用済燃料貯蔵ラック		ボロン添加ステンレス鋼 ステンレス鋼									

△：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）

表 2.2-1 (5/12) SRV (ADS) 用アキユムレータに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象						備考	
					減肉		割れ		材質変化			その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウングダリの維持	耐圧	鏡板		ステンレス鋼				△*1*2				*1：貫粒型応力腐食割れ *2：粒界型応力腐食割れ
		胴板		ステンレス鋼				△*1*2				
機器の支持	支持	支持脚		炭素鋼		△						
		取付ボルト		炭素鋼		△						

△：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）

表 2.2-1 (6/12) SLC 用アキユムレータに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考	
					減肉		割れ		材質変化		その他		
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウングダリの維持	耐圧	胴板		ステンレス鋼		△*1			△*2				*1：内面
	シール	0リング	◎	—									*2：貫粒型応力腐食割れ
その他	その他	ブラダ	◎	—									*3：へたり
		スプリング			ステンレス鋼			△				▲*3	

△：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）

▲：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）

表 2.2-1 (7/12) 活性炭ベットの想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考		
					減肉		割れ		材質変化				その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化				
ハウジングの維持	耐圧	鏡板		炭素鋼		△*1▲*2							*1：外面 *2：内面	
		胴板		炭素鋼		△*1▲*2								
		フランジカバー		炭素鋼		△*1▲*2								
		フランジボルト		低合金鋼		△								
機器の支持	支持	シール		—										
		支持脚		炭素鋼		△								
		基礎ボルト		炭素鋼		△								

△：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）

▲：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）

表 2. 2-1 (8/12) 排ガス再結合器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象								備考
					減肉		割れ		材質変化		その他		
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウンダリの維持	耐圧	鏡板		低合金鋼		△*1▲*2						△*3	*1：外面 *2：内面 *3：クリーブ
		胴板		低合金鋼		△*1▲*2						△*3	
機器の支持	支持	支持脚		炭素鋼		△							
		基礎ボルト		炭素鋼		△							

△：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）

▲：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）



表 2. 2-1 (9/12) 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
					減肉		割れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	鏡板		ステンレス鋼	△*1			△*2*3				*1：内面 *2：貫粒型応力腐食割れ *3：粒界型応力腐食割れ
		胴板		ステンレス鋼	△*1			△*2*3				
		フランジカバー		ステンレス鋼	△*1			△*2*3				
		フランジボルト		低合金鋼	△							
機器の支持	支持	シール	◎	—								
		スカート		ステンレス鋼				△*2				
その他	その他	基礎ボルト		ステンレス鋼								
		多孔板		ステンレス鋼	△			△*3				
		モレキュラシープ		銀、ゼオライト								
		分配管		ステンレス鋼	△			△*3				
		メタルファイバークラフタ		ステンレス鋼	△			△*3				

△：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）

表 2.2-1(10/12) 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象								備考	
					減肉		割れ		材質変化		その他			
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化				
バウンダリの維持	耐圧	胴板		炭素鋼*1		△							*1:内面ステンレス鋼クラッド	
		フランジカバー		炭素鋼*1		△								
		鏡板		炭素鋼*1		△								
		フランジボルト		低合金鋼		△								
機器の支持	シール	ガスケット	◎	—										
		支持脚		炭素鋼		△								
	その他	その他	リフティングプレート		ステンレス鋼									
			基礎ボルト		炭素鋼		△							
			エレメント		ステンレス鋼									
			管板		ステンレス鋼									

△：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）

表 2.2-1(11/12) 原子炉再循環ポンプシールパージフィルタに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考
					減肉		割れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	鏡板		ステンレス鋼				△*				*1：貫粒型応力腐食割れ
		胴板		ステンレス鋼				△*				
		フランジカバー		ステンレス鋼				△*				
		フランジボルト		低合金鋼	△							
機器の支持	シール支持	ガスケット	◎	-								
		取付ボルト		ステンレス鋼				△*				
その他		中空糸膜モジュール	◎	-								

△：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）

表 2.2-1 (12/12) 残留熱除去海水系ポンプ出口ストレーナに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考	
					減肉		割れ		材質変化				その他
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化			
バウンダリ の維持	耐圧	本体		ステンレス鋼		△*							*1:孔食・隙間腐食
		フランジカバー		ステンレス鋼		△*							
		フランジボルト		低合金鋼		△							
機器の支持 その他	その他	シール		—									
		支持		炭素鋼		△							
		エレメント		ステンレス鋼		△*							
		防食亜鉛板		—									

△：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）

### 3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

- ① 原子炉ウエル
- ② 燃料プール冷却浄化系スキマサージタンク
- ③ MSIV用アキュムレータ
- ④ SRV用アキュムレータ
- ⑤ 排ガス後置除湿器
- ⑥ 制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタ
- ⑦ 原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ
- ⑧ 非常用及びHPCS系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ
- ⑨ 緊急用海水系ストレーナ

#### 3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

代表機器同様、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象は抽出されなかった。

#### 3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

- (1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの（日常劣化管理事象）

- a. 基礎ボルトの腐食（全面腐食）〔排ガス後置除湿器、非常用及びHPCS系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ〕

代表機器と同様に、「機械設備の技術評価書」にて評価を行うものとし、本評価書には含めない。

- b. 鏡板、胴板等の腐食（全面腐食）〔排ガス後置除湿器、制御棒駆動水系ポンプ出口ラインフィルタ〕

代表機器と同様に、鏡板、胴板等は炭素鋼であり腐食が想定されるが、これまでの目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

したがって、鏡板、胴板等の腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- c. 支持脚及び取付ボルトの腐食（全面腐食）〔SRV 用アキュムレータ，MSIV 用アキュムレータ，排ガス後置除湿器〕

代表機器と同様に，支持脚及び取付ボルトは炭素鋼であり腐食が想定されるが，大気接触部は塗装が施されていることから，塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく，点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また，これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

したがって，支持鋼材，支持脚及び取付ボルトの腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- d. 本体等の腐食（孔食・隙間腐食）〔非常用及び HPCS 系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ，緊急用海水系ストレーナ〕

代表機器と同様に，非常用及び HPCS 系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナの本体及びフランジカバーはステンレス鋳鋼又はステンレス鋼であり，内部流体が海水であることから，腐食（孔食・隙間腐食）が発生する可能性がある。

しかし，非常用及び HPCS 系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナは防食亜鉛板により腐食（孔食・隙間腐食）を防止しており，これまでの各部の目視点検で有意な腐食（孔食・隙間腐食）がないことを確認している。

また，防食亜鉛板については消耗品として取替えを実施している。

新たに設置される緊急用海水系ストレーナについても，同様の防食対策を施すとともに，今後，目視点検を行うことで健全性を維持できると考える。

したがって，本体等の腐食（孔食・隙間腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

- e. フランジボルトの腐食（全面腐食）〔排ガス後置除湿器，制御棒駆動水系ポンプ出口ストレーナ，原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ，非常用及び HPCS 系ディーゼル発電機海水ポンプ出口ストレーナ，緊急用海水系ストレーナ〕

代表機器と同様に，フランジボルトは炭素鋼又は低合金鋼であり腐食が想定されるが，大気接触部は塗装が施されていることから，塗膜が健全であれば腐食が発生する可能性は小さく，点検時に塗膜のはく離等が認められた場合は必要に応じて補修塗装することにより機能を維持している。

また，これまでの各部の目視点検で有意な腐食がないことを確認している。

新たに設置される緊急用海水系ストレーナについても，今後，目視点検を行うことで健全性を維持できると考える。

したがって，フランジボルトの腐食（全面腐食）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

f. 埋込金物の腐食（全面腐食） [MSIV用アキュムレータ]

代表機器と同様に、埋込金物は炭素鋼であり腐食の可能性は否定できないが、外気接触部については塗装により腐食を防止しており、塗膜が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、点検時に目視により塗膜の状態を確認し、はく離等が認められた場合は、必要に応じて補修を実施することとしている。

なお、これまでの目視点検において有意な腐食は確認されておらず、今後も使用環境が変わらないことからこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、埋込金物の腐食（全面腐食）は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

g. 鏡板、胴板等の貫粒型応力腐食割れ [MSIV用アキュムレータ、SRV用アキュムレータ、原子炉冷却材浄化系ポンプシールパージフィルタ]

代表機器と同様に、鏡板、胴板等はステンレス鋼であり、大気中の海塩粒子に含まれる塩化物イオンに起因する貫粒型応力腐食割れの発生が想定される。

しかしながら、貫粒型応力腐食割れに対しては、代表箇所における定期的な目視点検及び付着塩分量測定を実施することとしており、目視点検で異常を認めた場合及び付着塩分量が基準値（70 mgCl/m<sup>2</sup>）を超えた箇所について、浸透探傷検査及び表面清掃を実施し、異常のないことを確認している。

また、東海第二では工事における副資材管理でステンレス鋼容器への塩分付着を防止している。

なお、これまでの各部の目視点検において有意な腐食は確認されておらず、今後も使用環境が変わらないことからこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、鏡板、胴板等の貫粒型応力腐食割れは高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

h. 鏡板、胴板の粒界型応力腐食割れ [MSIV用アキュムレータ、SRV用アキュムレータ]

代表機器と同様に、MSIV用アキュムレータ、SRV用アキュムレータの鏡板、胴板はステンレス鋼であり粒界型応力腐食割れが発生する可能性があるが、実際の運転温度は100℃以下であり、粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

なお、これまでの各部の目視点検において有意な腐食は確認されておらず、今後も使用環境が変わらないことからこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、鏡板、胴板の粒界型応力腐食割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

(2) 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（日常劣化管理事象以外）

a. 埋込金物の腐食（コンクリート埋設部）の腐食（全面腐食） [共通]

埋込金物（コンクリート埋設部）は炭素鋼又は低合金鋼であり腐食が想定されるが、コンクリート埋設部ではコンクリートの大気接触部表面からの中性化の進行により腐食環境となるため、コンクリートが中性化に至り埋込金物に有意な腐食が発生するまで長期間を要す。

したがって、埋込金物（コンクリート埋設部）の腐食（全面腐食）は、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でないと判断する。