

東海第二発電所  
炉内構造物の技術評価書

(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。）で使用している安全上重要な炉内構造物（重要度分類審査指針におけるPS-1, 2及びMS-1, 2に該当する機器）及び重大事故等対処設備に属する設備について、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に示す。

技術評価にあたっては炉内構造物の特殊性を考慮し、評価対象機器についてグループ化や代表機器の選定を行わずに全ての機器について評価を実施する。

なお、制御棒は「機械設備の技術評価書」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

また、本文中の単位の記載は、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 評価対象機器一覧

名称	重要度*1
炉心シュラウド	PS-1
シュラウドサポート	PS-1
上部格子板	PS-1
炉心支持板	PS-1
燃料支持金具（中央，周辺）	PS-1
制御棒案内管	PS-1
炉心スプレイ配管・スパージャ	MS-1
差圧検出・ほう酸水注入管	MS-1
ジェットポンプ	MS-1
中性子計測案内管	MS-1
残留熱除去系（低圧注水系）配管	MS-1

\*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

# 1. 炉内構造物

## [対象機器]

- ① 炉心シュラウド
- ② シュラウドサポート
- ③ 上部格子板
- ④ 炉心支持板
- ⑤ 燃料支持金具（中央，周辺）
- ⑥ 制御棒案内管
- ⑦ 炉心スプレイ配管・スパージャ
- ⑧ 差圧検出・ほう酸水注入管
- ⑨ ジェットポンプ
- ⑩ 中性子計測案内管
- ⑪ 残留熱除去系（低圧注水系）配管

## 目次

1. 対象機器 .....	1
2. 炉内構造物の技術評価.....	2
2.1 構造,材料及び使用条件.....	3
2.1.1 炉心シュラウド.....	3
2.1.2 シュラウドサポート.....	6
2.1.3 上部格子板.....	9
2.1.4 炉心支持板.....	12
2.1.5 燃料支持金具.....	15
2.1.6 制御棒案内管.....	18
2.1.7 炉心スプレイ配管・スパージャ.....	21
2.1.8 差圧検出・ほう酸水注入管.....	25
2.1.9 ジェットポンプ.....	28
2.1.10 中性子計測案内管.....	31
2.1.11 残留熱除去系(低圧注水系)配管.....	34
2.2 経年劣化事象の抽出.....	37
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	37
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	37
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.....	39
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	55

1. 対象機器

主要な炉内構造物の仕様を表 1-1 に示す。

表1-1 炉内構造物の主な仕様

機器名称	重要度*1	最高使用圧力*2 (MPa)	最高使用温度 (°C)
炉心シュラウド	PS-1	8.62	302
シュラウドサポート	PS-1		
上部格子板	PS-1		
炉心支持板	PS-1		
燃料支持金具（中央，周辺）	PS-1		
制御棒案内管	PS-1		
炉心スプレイ配管・スパージャ	MS-1		
差圧検出・ほう酸水注入管	MS-1		
ジェットポンプ	MS-1		
中性子計測案内管	MS-1		
残留熱除去系（低圧注水系）配管	MS-1		

\*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：環境の最高使用圧力を示す

## 2. 炉内構造物の技術評価

本章では、1章で評価対象機器とした炉内構造物について技術評価を実施する。

これらの評価対象機器を含む炉内構造物全体の組立図を図1に示す。

なお、東海第二の原子炉熱出力は、3,293 MW、原子炉冷却材全流量は、 $48.3 \times 10^6$  kg/hである。

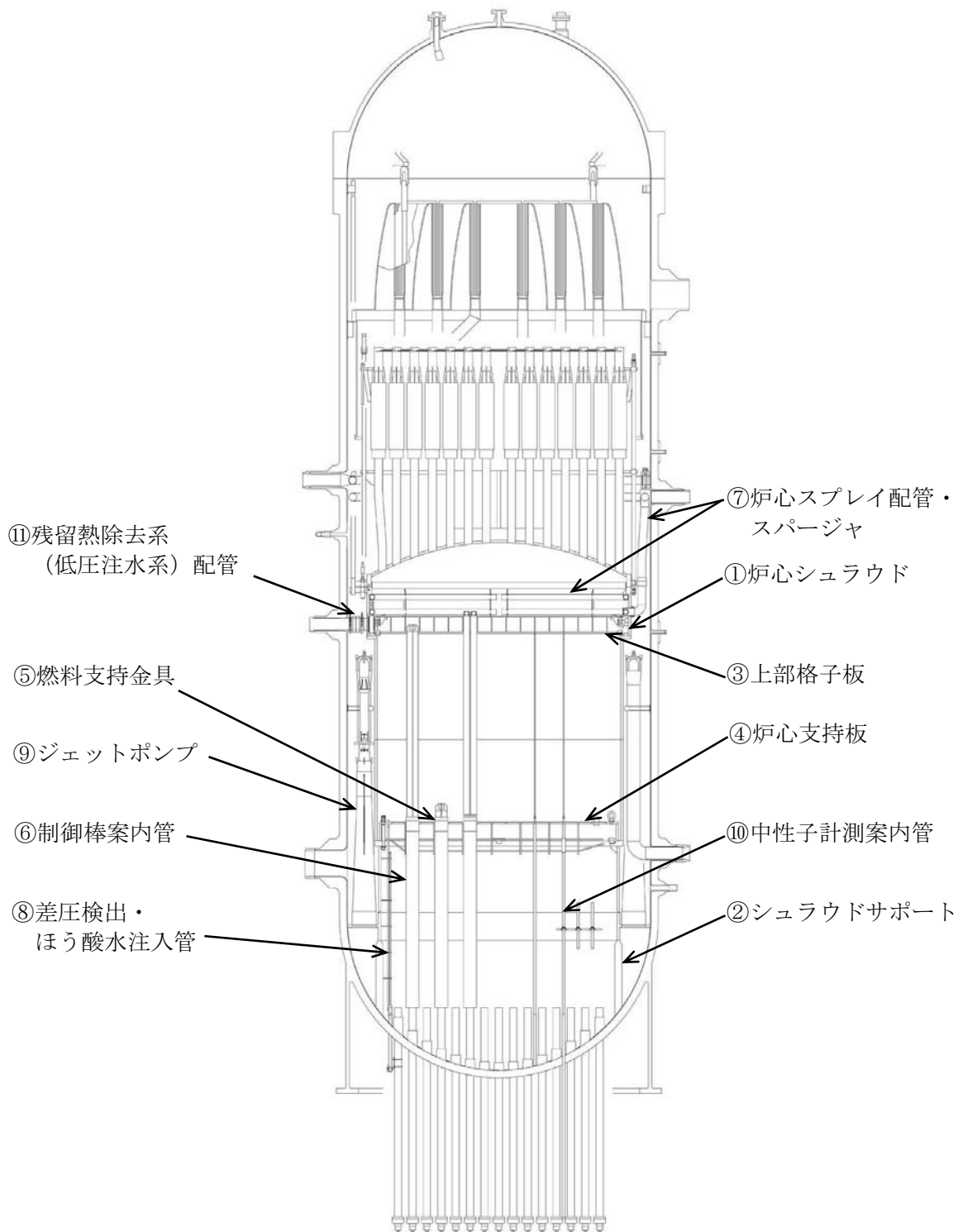


図1 炉内構造物組立図

## 2.1 構造, 材料及び使用条件

### 2.1.1 炉心シュラウド

#### (1) 構造

東海第二の炉心シュラウドは, 円筒形の構造物であり, 1 個設置されている。

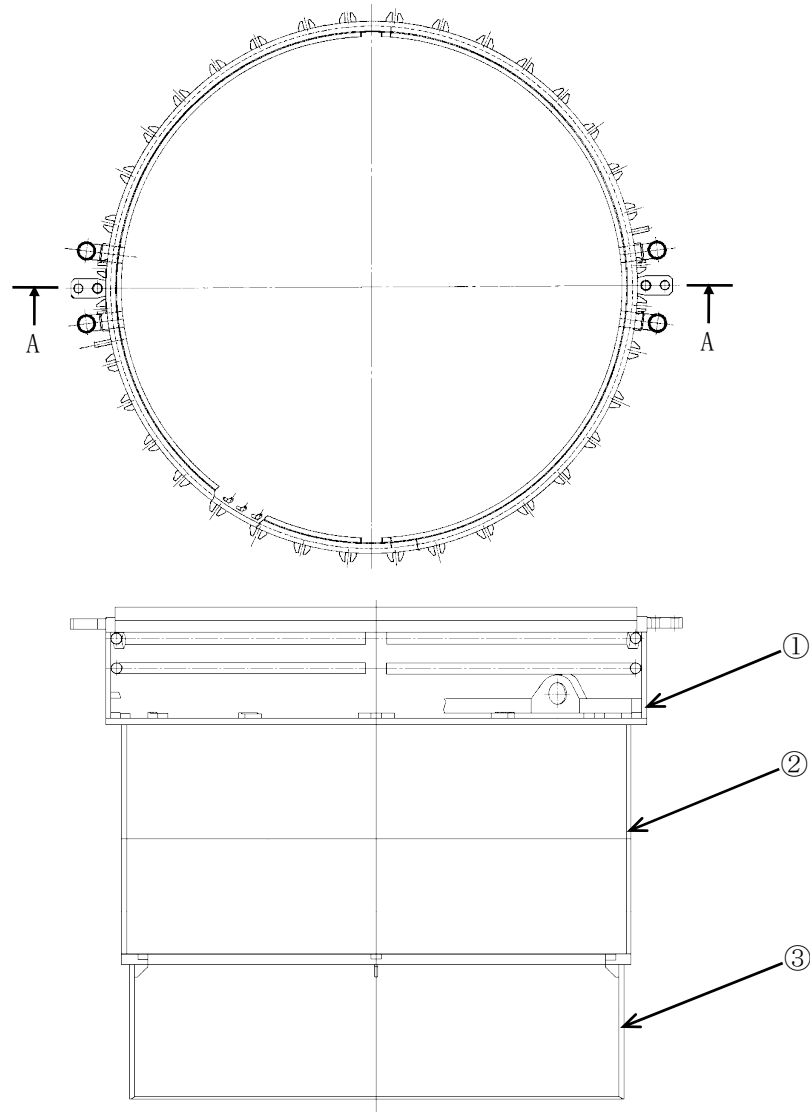
炉心シュラウドは, 耐食性の高いステンレス鋼が使用されており, 炉心内を上昇する原子炉冷却材の流れと炉心シュラウドと原子炉压力容器壁との間の環状部を下降する原子炉冷却材の流れを隔離する構造となっており, 下端はシュラウドサポートに溶接されている。

東海第二の炉心シュラウドの構造図を図 2.1-1 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の炉心シュラウド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	上部胴
②	中間胴
③	下部胴



A-A 断面

図 2.1-1 炉心シュラウド構造図



表 2.1-1 炉心シュラウド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
炉心の支持	支持	上部胴	ステンレス鋼
		中間胴	ステンレス鋼
		下部胴	ステンレス鋼

表 2.1-2 炉心シュラウドの使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.2 シュラウドサポート

### (1) 構造

東海第二のシュラウドサポートは、高ニッケル合金を使用した脚支持円筒形の構造物であり、1 個設置されている。

シュラウドサポートは、耐食性の高い高ニッケル合金が使用されており、上端で炉心シュラウドを支持し、レグ及びプレートで原子炉圧力容器に支えられている。

また、第 12 回定期検査（1992 年度）において、海外プラントでの応力腐食割れによる損傷事例に鑑み、マンホール蓋についてボルト締め構造に変更している。

東海第二のシュラウドサポートの構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二のシュラウドサポート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	シリンダ
②	プレート
③	レグ
④	マンホール蓋
⑤	取付ボルト

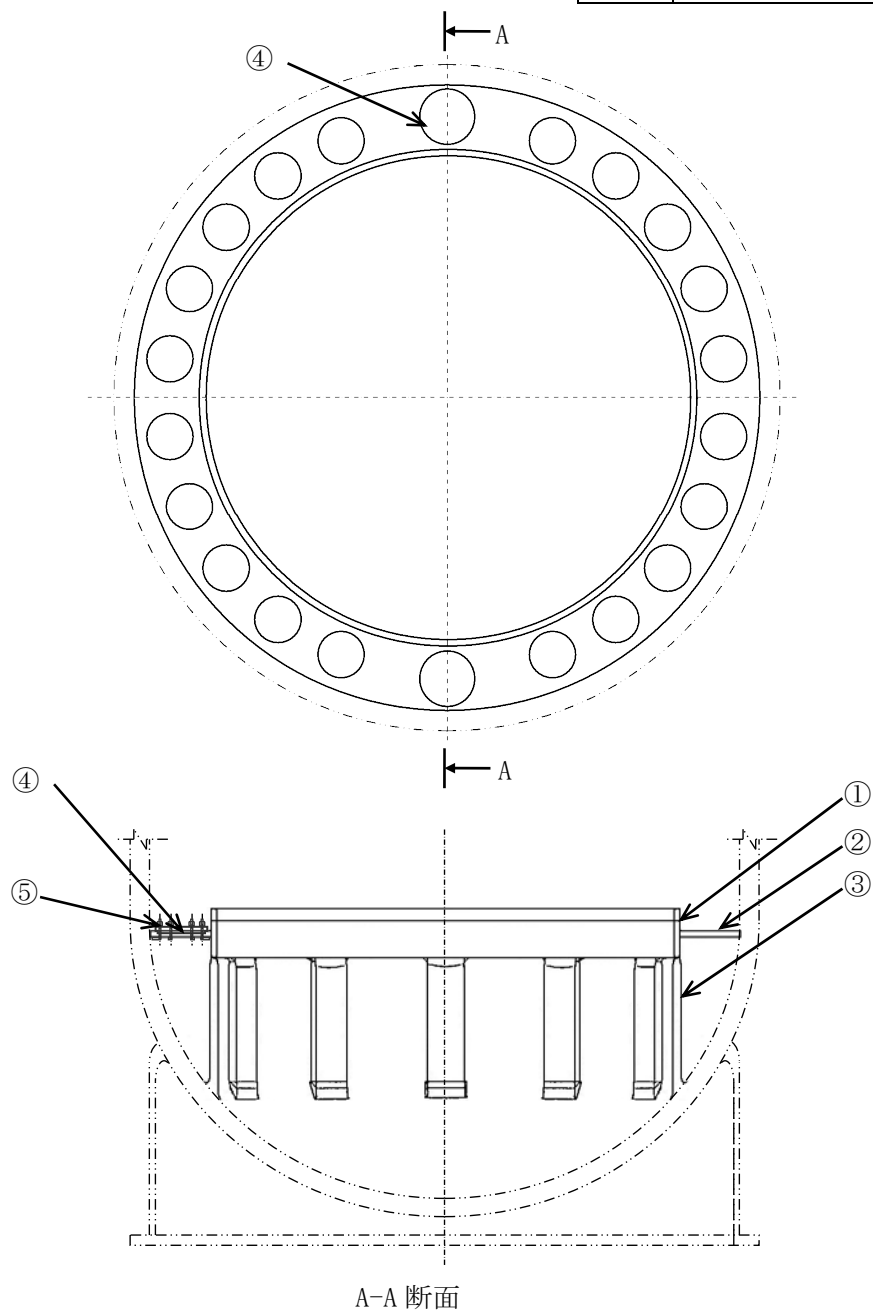


図 2.1-2 シュラウドサポート構造図

表 2.1-3 シュラウドサポート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
炉心の支持	支持	シリンダ	高ニッケル合金
		プレート	高ニッケル合金
		レグ	高ニッケル合金
炉心冷却材 流路の確保	その他	マンホール蓋	高ニッケル合金
		取付ボルト	高ニッケル合金

表 2.1-4 シュラウドサポートの使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 ℃
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

### 2.1.3 上部格子板

#### (1) 構造

東海第二の上部格子板は、格子状の構造物であり、1 個設置されている。

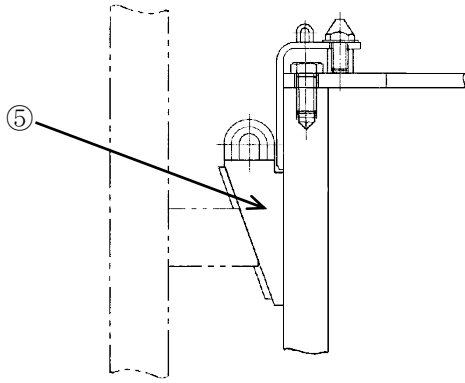
上部格子板は、耐食性の高いステンレス鋼が使用されており、燃料集合体上部の水平方向及び核計装装置の上端の支持をしており、炉心シュラウドにレストレイントで取付けられている。

東海第二の上部格子板の構造図を図 2.1-3 に示す。

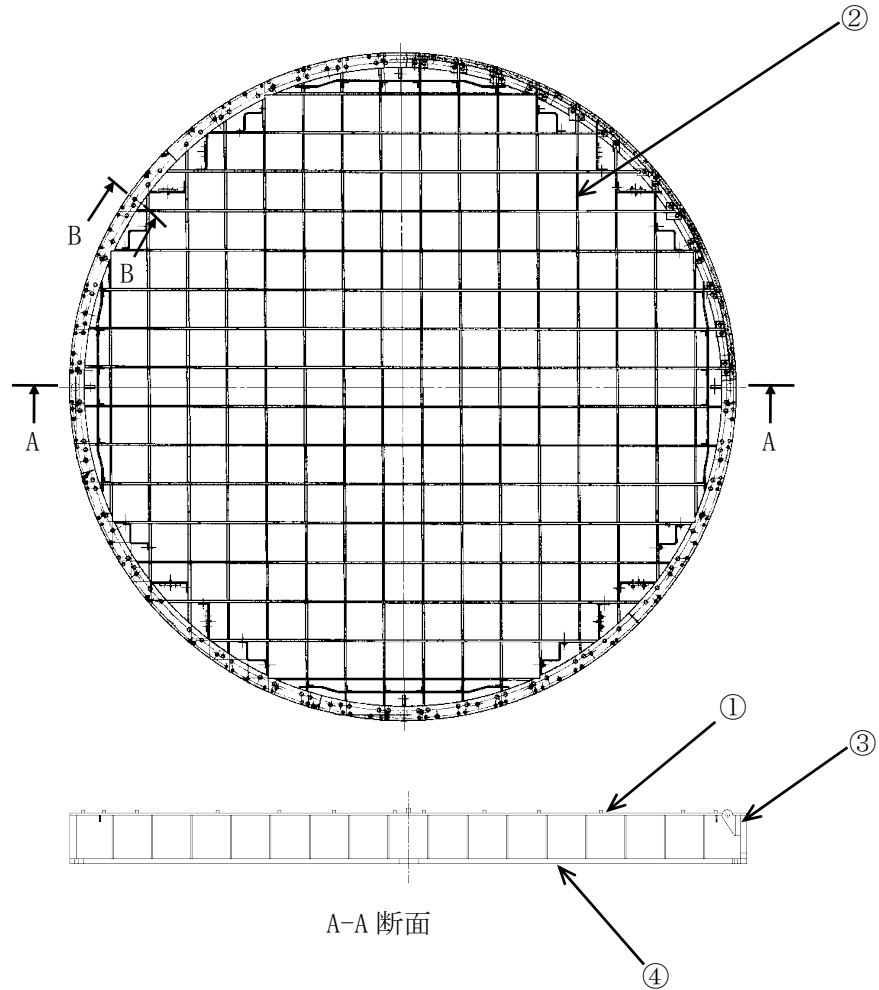
#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の上部格子板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	上部フランジ
②	グリッドプレート
③	リム胴
④	下部フランジ
⑤	レストレイント



B-B 断面



A-A 断面

図 2.1-3 上部格子板構造図

表 2.1-5 上部格子板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
炉心の支持	支持	上部フランジ	ステンレス鋼
		グリッドプレート	ステンレス鋼
		リム胴	ステンレス鋼
		下部フランジ	ステンレス鋼
機器の支持	支持	レストレイント	ステンレス鋼

表 2.1-6 上部格子板の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 ℃
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

#### 2.1.4 炉心支持板

##### (1) 構造

東海第二の炉心支持板は、多孔円板状の構造物であり、1 個設置されている。

炉心支持板は、耐食性の高いステンレス鋼が使用されており、制御棒案内管上部、燃料集合体及び中性子計測案内管等の水平方向及び周辺燃料の重量を支えており、シュラウドにスタッドで取付けられている。

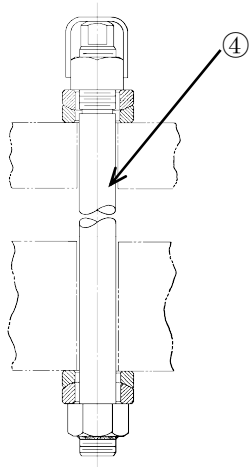
東海第二の炉心支持板の構造図を図 2.1-4 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

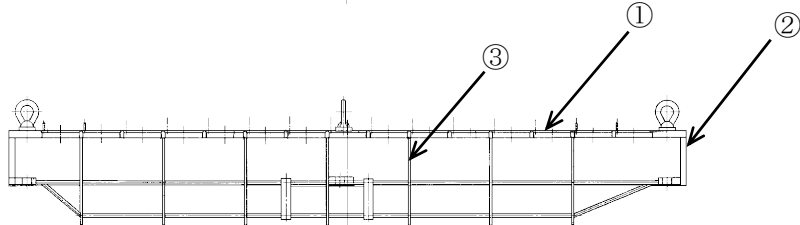
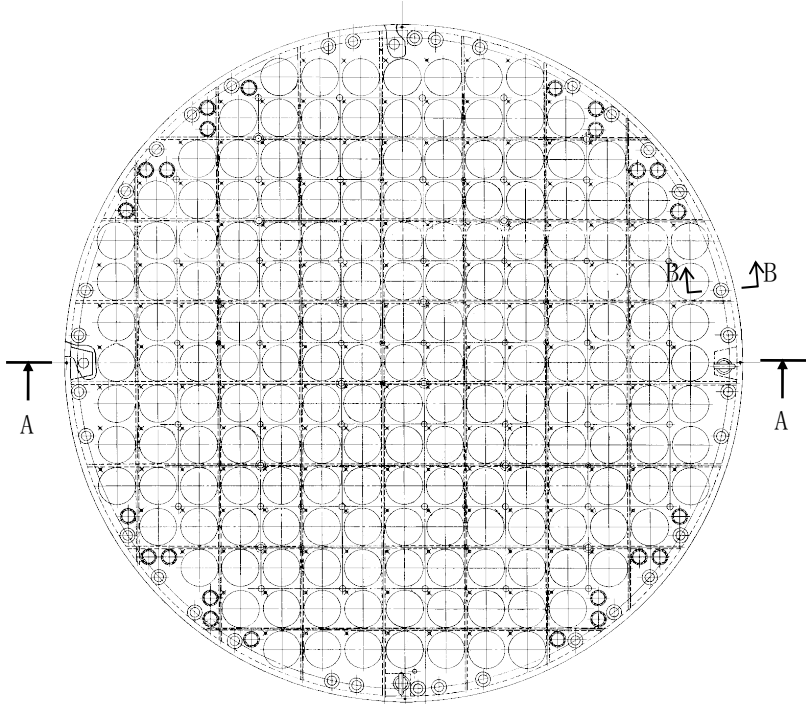
東海第二の炉心支持板主要部位の使用材料を表 2.1-7 に、使用条件を表 2.1-8 に示す。



No.	部位
①	支持板
②	リム胴
③	補強ビーム
④	スタッド



B-B 断面



A-A 断面

图 2.1-4 炉心支持板構造図

表 2.1-7 炉心支持板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
炉心の支持	支持	支持板	ステンレス鋼
		リム胴	ステンレス鋼
		補強ビーム	ステンレス鋼
機器の支持	支持	スタッド	ステンレス鋼

表 2.1-8 炉心支持板の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.5 燃料支持金具

### (1) 構造

東海第二の燃料支持金具は、中央燃料支持金具が 185 個、周辺燃料支持金具が 24 個設置されている。

燃料支持金具は、耐食性の高いステンレス鋼及びステンレス鋳鋼が使用されており、中央燃料支持金具は、制御棒案内管の上部に取付けられており、周辺燃料支持金具は、炉心支持板に取付けられている。燃料支持金具は燃料集合体を支持するとともに燃料集合体への原子炉冷却材の流路を形成している。

東海第二の燃料支持金具の構造図を図 2.1-5 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の燃料支持金具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	中央燃料支持金具
②	周边燃料支持金具

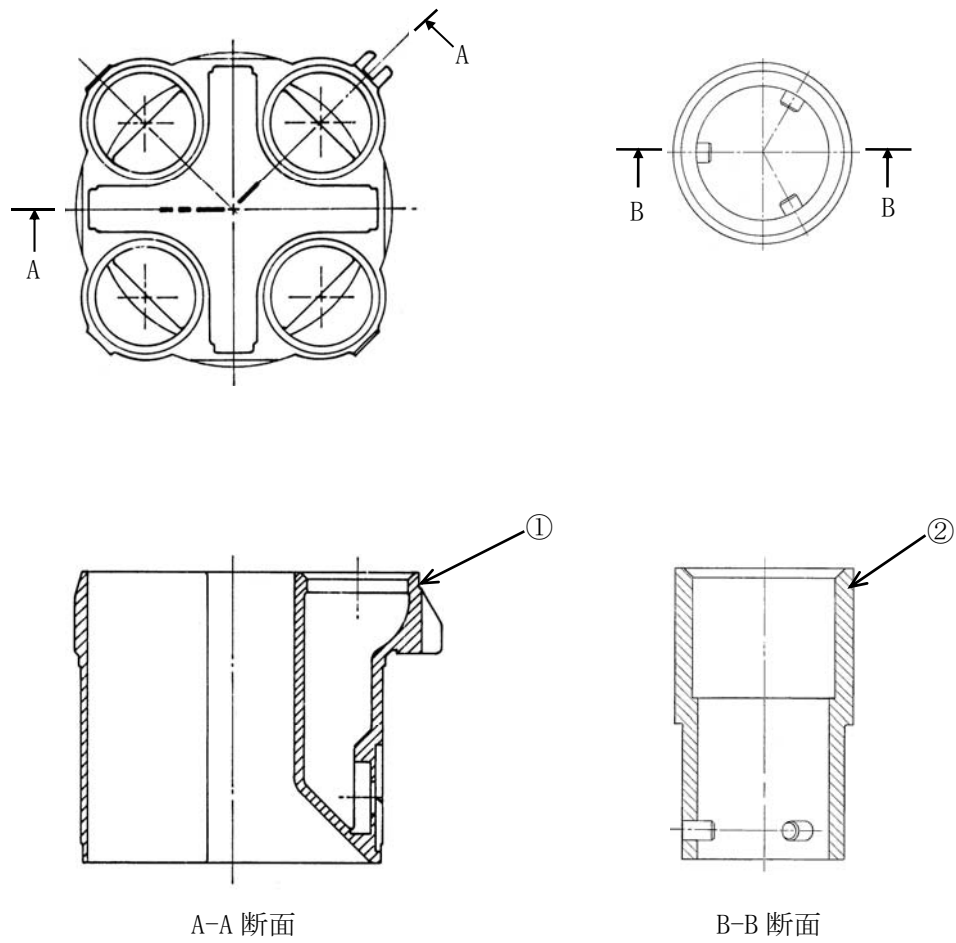


图 2.1-5 燃料支持金具構造図

表 2.1-9 燃料支持金具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
炉心の支持	支持	中央燃料支持金具	ステンレス鋳鋼
		周辺燃料支持金具	ステンレス鋼

表 2.1-10 燃料支持金具の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.6 制御棒案内管

### (1) 構造

東海第二の制御棒案内管は、円筒形状の構造物であり、185 個設置されている。

制御棒案内管は、耐食性の高いステンレス鋼及びステンレス鋳鋼が使用されており、制御棒の挿入・引抜の際のガイドとなるとともに、燃料集合体及び中央燃料支持金具の重量を支えている。また、上端は炉心支持板により水平方向を支持されており、下端は制御棒駆動機構ハウジングに取付けられている。

東海第二の制御棒案内管の構造図を図 2.1-6 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の制御棒案内管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	スリーブ
②	ボディ
③	ベース

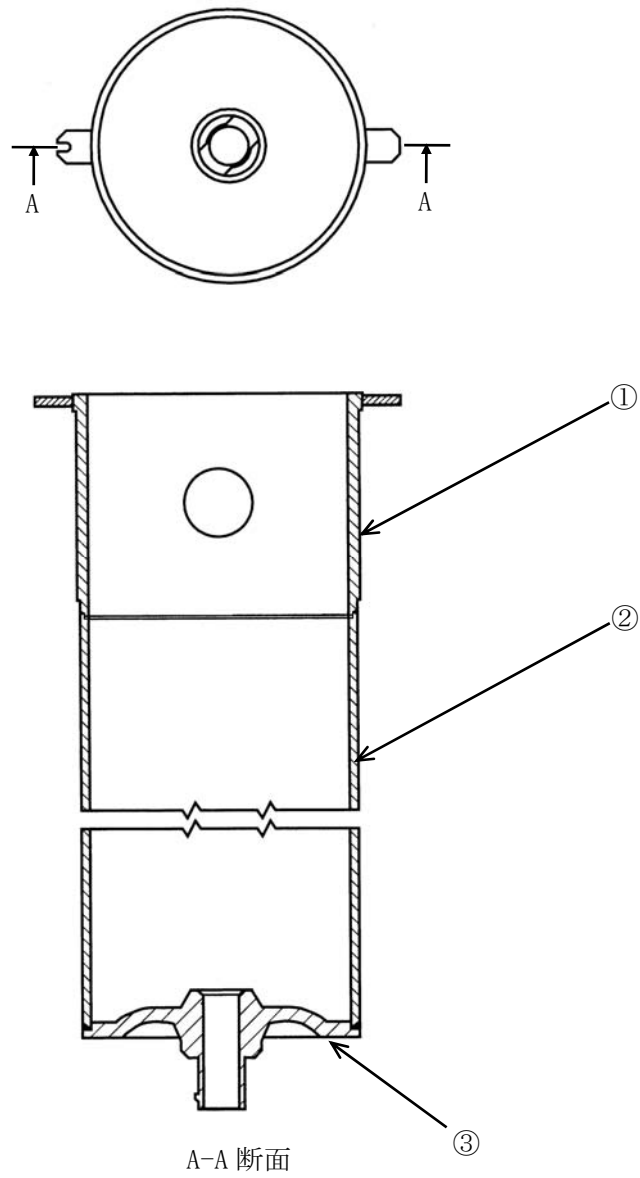


図 2.1-6 制御棒案内管構造図

表 2.1-11 制御棒案内管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
炉心の支持	支持	スリーブ	ステンレス鋼
		ボディ	ステンレス鋼
		ベース	ステンレス鋳鋼

表 2.1-12 制御棒案内管の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す



## 2.1.7 炉心スプレイ配管・スパージャ

### (1) 構造

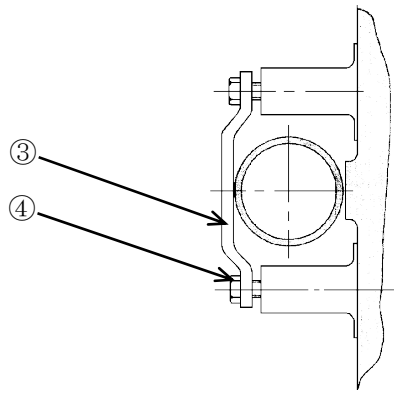
東海第二の炉心スプレイ配管・スパージャは、管状の構造物であり、2系統（配管2，スパージャ4）設置されている。

炉心スプレイ配管・スパージャは、耐食性の高いステンレス鋼及びステンレス鋳鋼が使用されており、冷却水を炉心に供給するためのものである。炉心スプレイ配管・スパージャはサーマルスリーブを介し炉心スプレイノズルセーフエンドに溶接されており、配管部は原子炉圧力容器内面のブラケットにより支持されている。

東海第二の炉心スプレイ配管・スパージャの構造図を図 2.1-7 及び図 2.1-8 に示す。

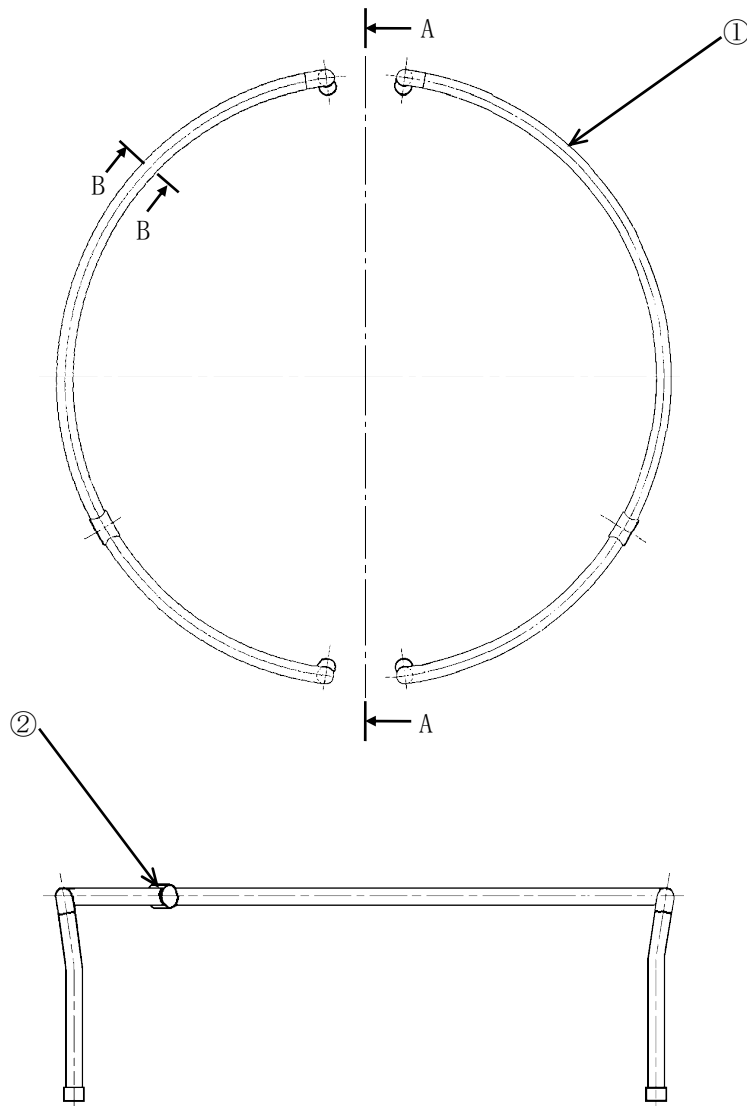
### (2) 材料及び使用条件

東海第二の炉心スプレイ配管・スパージャ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。



B-B 断面

No.	部位
①	パイプ
②	ティ (配管)
③	クランプ
④	取付ボルト



A-A 矢視

図 2.1-7 炉心スプレイ配管構造図

No.	部位
①	ティ (スパージャ)
②	ヘッド
③	ノズル
④	スパージャブラケット

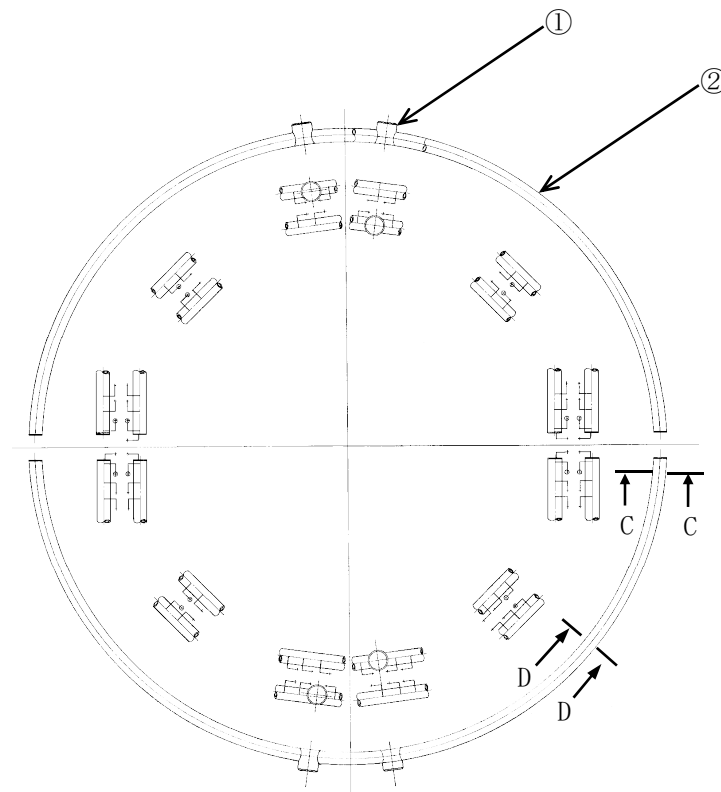
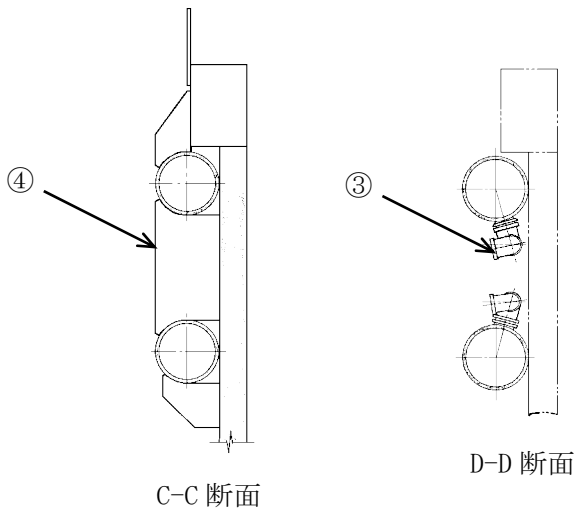


図 2.1-8 炉心スプレースパージャ構造図

表 2.1-13 炉心スプレイ配管・スパージャ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
炉心冷却材 流路の確保	流路形成	パイプ	ステンレス鋼
		ティ（配管）	ステンレス鋼
		ティ（スパージャ）	ステンレス鋼
		ヘッド	ステンレス鋼
		ノズル	ステンレス鋼, ステンレス鋳鋼
機器の支持	支持	スパージャブラケット	ステンレス鋼
		クランプ	ステンレス鋼
		取付ボルト	ステンレス鋼

表 2.1-14 炉心スプレイ配管・スパージャの使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.8 差圧検出・ほう酸水注入管

### (1) 構造

東海第二の差圧検出・ほう酸水注入管は、二重配管状の構造物であり、1個設置されている。

差圧検出・ほう酸水注入管は、耐食性の高いステンレス鋼が使用されており、差圧検出・ほう酸水注入ノズルからシュラウドサポート内側を經由し炉心支持板までの範囲に位置し、途中を炉心シュラウド及びシュラウドサポートに、上端を炉心支持板により支持されている。差圧検出・ほう酸水注入管は同心の二重管であり、炉内で内側配管と外側配管とに分離する。外側配管は、炉心支持板上部の圧力を検出している。また、内側配管は、原子炉圧力容器下部の圧力を検出するとともに、五ほう酸ナトリウム水を注入できる構造となっている。

東海第二の差圧検出・ほう酸水注入管の構造図を図 2.1-9 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の差圧検出・ほう酸水注入管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	パイプ
②	サポート

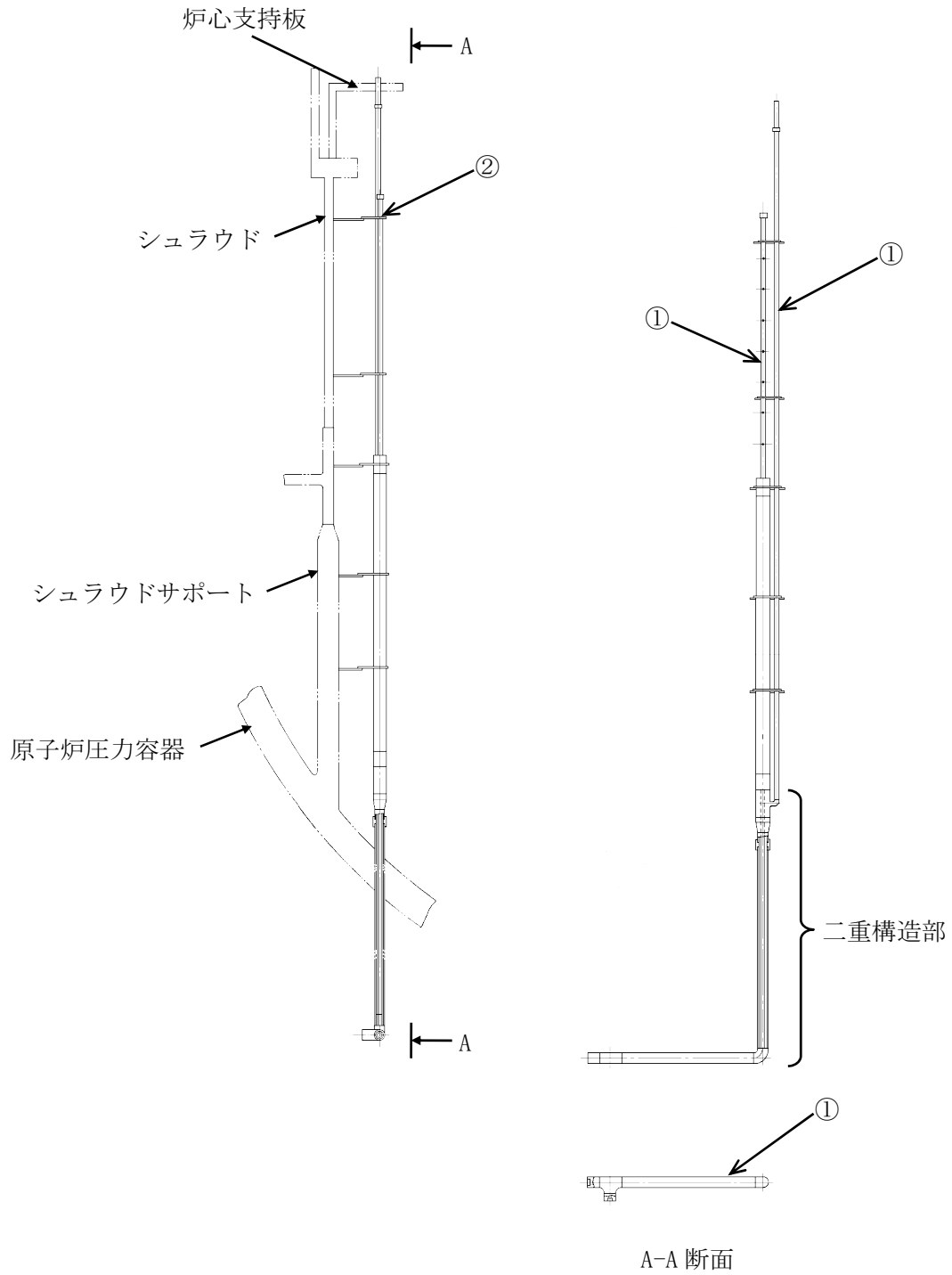


図 2.1-9 差圧検出・ほう酸水注入管構造図

表 2.1-15 差圧検出・ほう酸水注入管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
炉心冷却材 流路の確保	流路形成	パイプ	ステンレス鋼
機器の支持	支持	サポート	ステンレス鋼

表 2.1-16 差圧検出・ほう酸水注入管の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.9 ジェットポンプ

### (1) 構造

東海第二のジェットポンプは、流体噴射駆動式のポンプであり、20 個設置されている。

ジェットポンプは、耐食性の高いステンレス鋼及び高ニッケル合金が使用されており、原子炉圧力容器ノズル及びシュラウドサポートに固定されている。また、途中、ライザブレースにより原子炉圧力容器に支持されている。インレットミキサは、取外し可能な構造となっており、ビームにより固定されている。給水並びに気水分離器及び蒸気乾燥器で分離された水の一部が再循環ループに取出され、原子炉再循環ポンプにより昇圧された後、ジェットポンプのノズルから高速で噴出し、給水並びに気水分離器及び蒸気乾燥器で分離された水の残りをディフューザで圧力回復された後、炉心に供給される。

なお、ビームについては、海外プラントにおいて応力腐食割れが発生した事例があることから、第7回定期検査（1986年度）及び第18回定期検査（2001年度）において、耐応力腐食割れ性に優れたビーム（熱処理方法改善、ビーム締付力の低減、形状の変更による応力低減）に全数取替えている。

第22回定期検査（2006年度）において、ジェットポンプ計測配管に疲労割れと推定される割れが認められ、当該部を形状記憶合金を用いて修繕している。

第24回定期検査（2009年度）において、更なる共振対策としてTボルトクランプの追設及びCクランプからTボルトクランプへの一部取替を実施している。

東海第二のジェットポンプの構造図を図2.1-10に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二のジェットポンプ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。



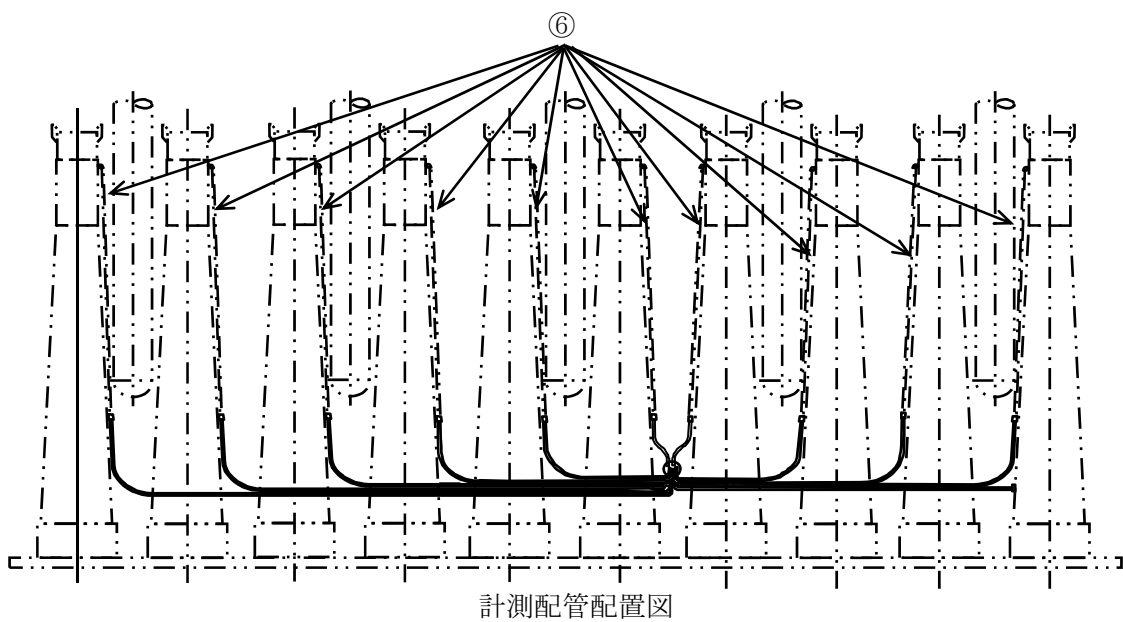
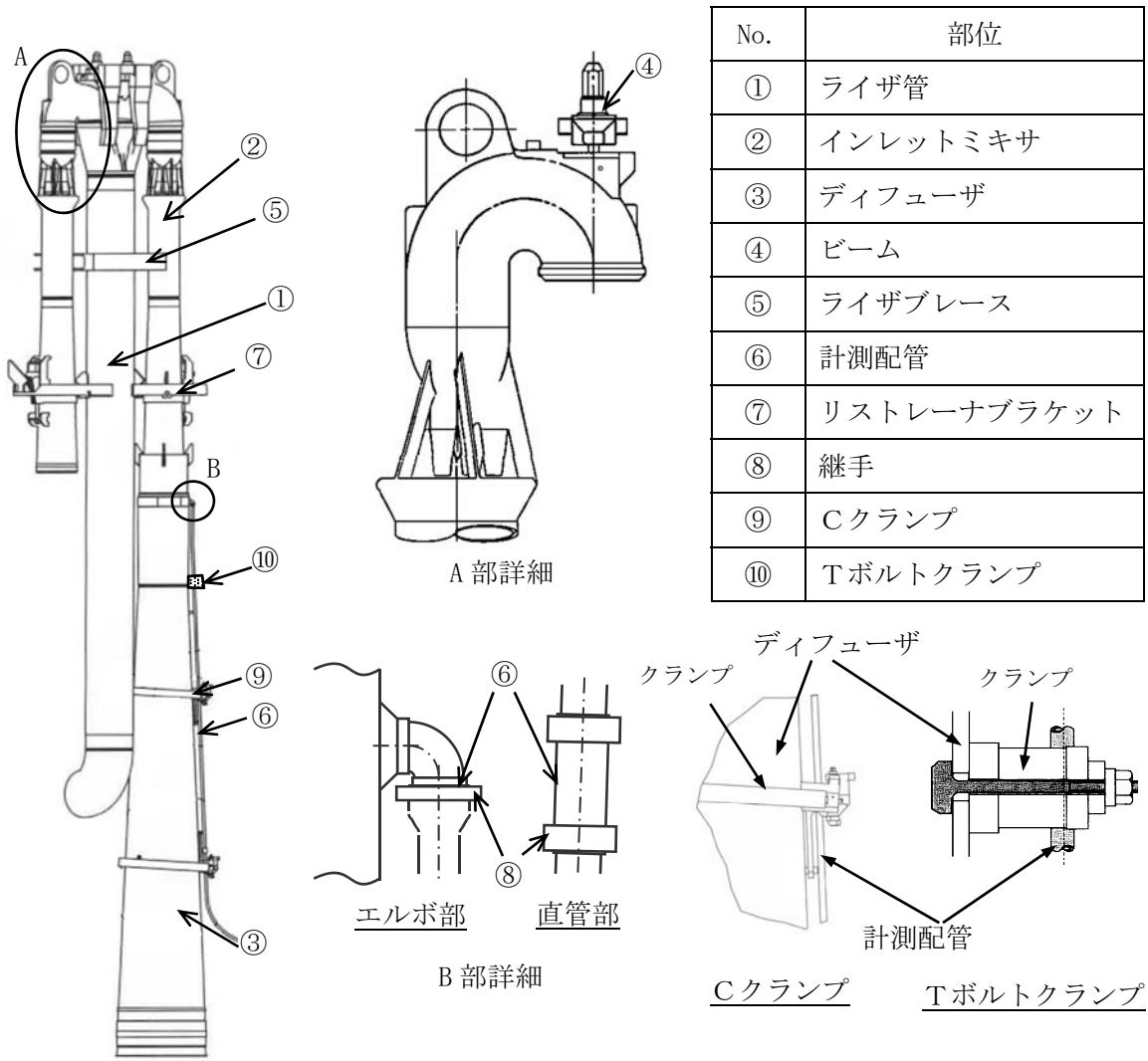


図 2.1-10 ジェットポンプ構造図

表 2.1-17 ジェットポンプ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
炉心冷却材 流路の確保	流路形成	ライザ管	ステンレス鋼
		インレットミキサ	ステンレス鋼, ステンレス鋳鋼
		ディフューザ	ステンレス鋼, ステンレス鋳鋼, 高ニッケル合金
機器の支持	支持	ビーム	高ニッケル合金
		ライザブレース	ステンレス鋼
		リストレーナブラケット	ステンレス鋳鋼
その他	その他	計測配管	ステンレス鋼
		継手	形状記憶合金：合金鋼 Cクランプ：ステンレス鋼 Tボルトクランプ：低合金鋼

表 2.1-18 ジェットポンプの使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.10 中性子計測案内管

### (1) 構造

東海第二の中性子計測案内管は、管状の構造物であり、55 個設置されている。

中性子計測案内管は、耐食性の高いステンレス鋼が使用されており、核計装装置のガイドをしており、上端は炉心支持板、中間部はスタビライザ、また下端は中性子計測ハウジングにより支持されている。

なお、55 個のうち 1 個は、第 18 回定期検査（2001 年度）において、中性子計測ハウジングの取替に伴い、中性子計測ハウジングとの溶接構造を変更している。

東海第二の中性子計測案内管の構造図を図 2.1-11 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の中性子計測案内管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	パイプ
②	スタビライザ

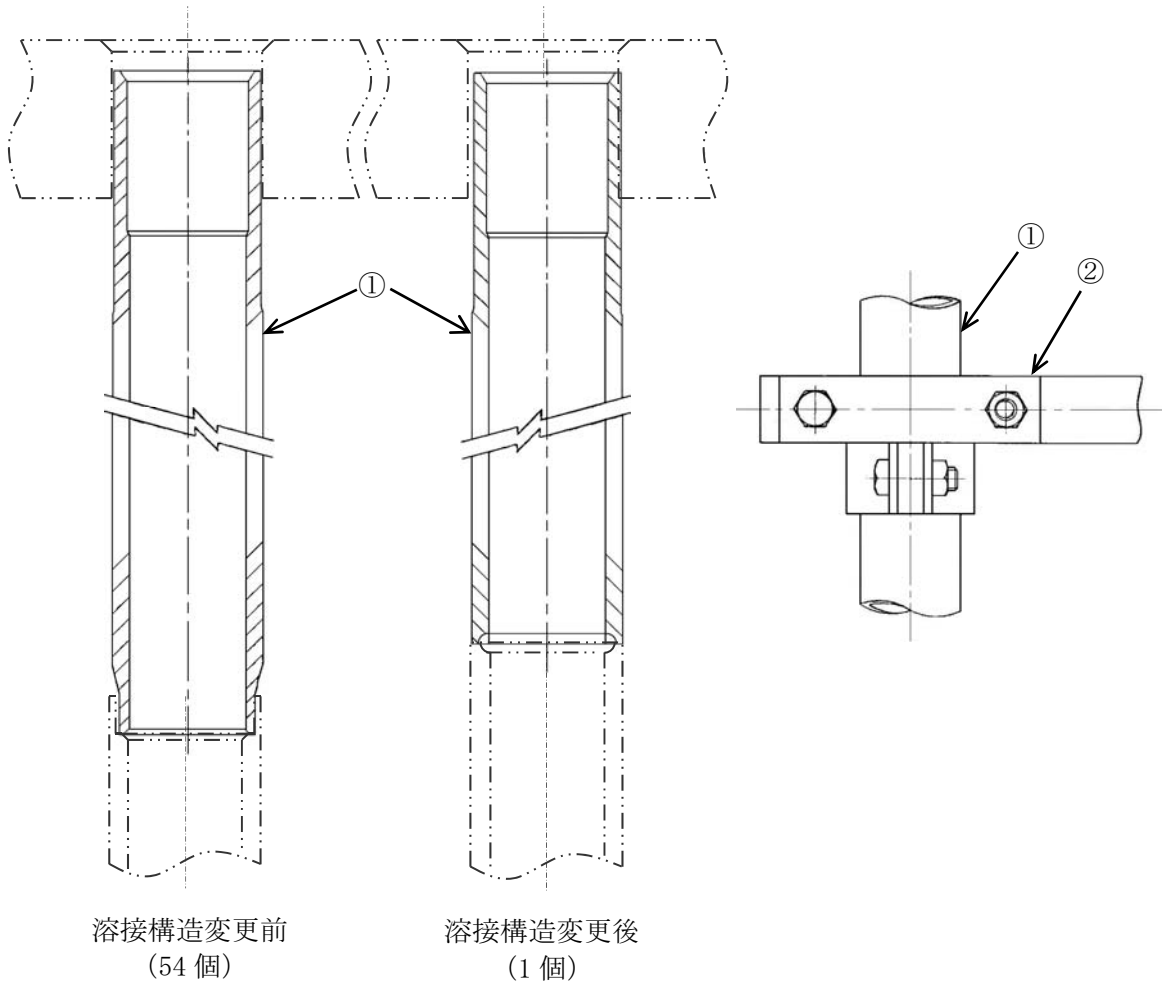


図 2.1-11 中性子計測案内管構造図

表 2.1-19 中性子計測案内管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
ガイド	支持	パイプ	ステンレス鋼
機器の支持	支持	スタビライザ	ステンレス鋼

表 2.1-20 中性子計測案内管の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す

## 2.1.11 残留熱除去系（低圧注水系）配管

### (1) 構造

東海第二の残留熱除去系（低圧注水系）配管は、管状の構造物であり、3 個設置されている。

残留熱除去系（低圧注水系）配管は、耐食性の高いステンレス鋼が使用されており、冷却水を炉心シュラウド内に供給するためのものである。残留熱除去系（低圧注水系）配管は、原子炉圧力容器の低圧注水ノズルと炉心シュラウドをサーマルスリーブ、フランジ、スリーブ等により繋いでいる。

東海第二の残留熱除去系（低圧注水系）配管の構造図を図 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系（低圧注水系）配管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	フランジネック
②	スリーブ
③	フランジ
④	カップリング
⑤	ボルト
⑥	ベローズ

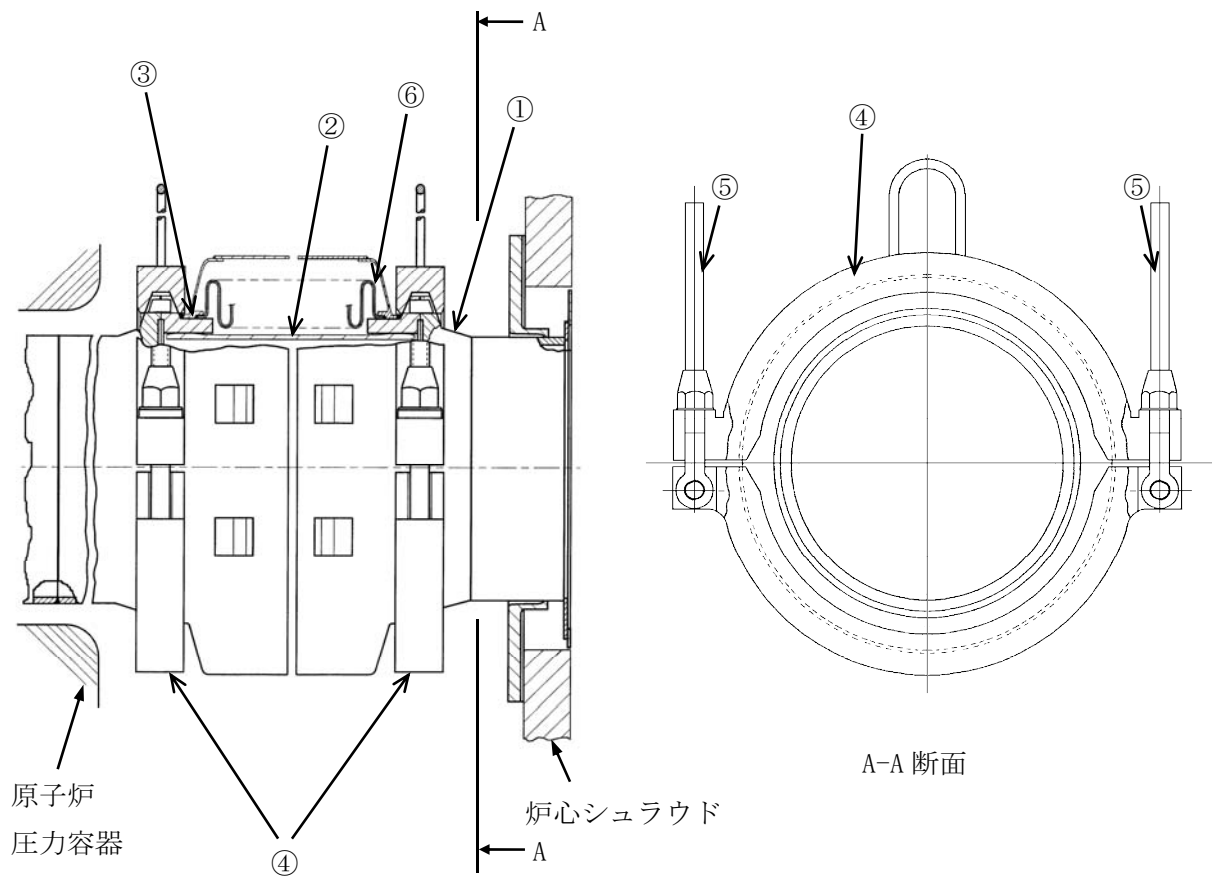


図 2.1-12 残留熱除去系（低圧注水系）配管構造図

表 2.1-21 残留熱除去系（低圧注水系）配管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
炉心冷却材 流路の確保	流路形成	フランジネック	ステンレス鋼
		スリーブ	ステンレス鋼
機器の支持	支持	フランジ	ステンレス鋼
		カップリング	ステンレス鋼
		ボルト	ステンレス鋼
その他	その他	ベローズ	ステンレス鋼

表 2.1-22 残留熱除去系（低圧注水系）配管の使用条件

最高使用圧力*1	8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	純水

\*1：環境の最高使用圧力を示す



## 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

炉内構造物の機能である炉心形状の維持及び炉外の機器・系統との連携による炉心冷却機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) 炉心の支持
- (2) 炉心冷却材流路の確保
- (3) 機器の支持
- (4) ガイド

### 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

炉内構造物について、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、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次項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

炉内構造物には、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

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. 疲労割れ [炉心シュラウド，シュラウドサポート]
- b. 照射誘起型応力腐食割れ [炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管]

### 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. 粒界型応力腐食割れ [炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，差圧検出・ほう酸水注入管，ジェットポンプ，中性子計測案内管，残留熱除去系（低圧注水系）配管]

炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，差圧検出・ほう酸水注入管，ジェットポンプ，中性子計測案内管，残留熱除去系（低圧注水系）配管は，ステンレス鋼及び高ニッケル合金であり高温の純水環境中にあるため，国内外の損傷事例から粒界型応力腐食割れが想定される。

炉心シュラウドーシュラウドサポートの周方向溶接部（H7）及びシュラウドサポートのシリンダ縦溶接部（V8）については，高温純水中の高ニッケル合金であり，粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが確認されている。

2010年3月に経済産業省に報告した「東海第二発電所におけるシュラウドサポート溶接部のひび割れに関する評価書」において， $S_2$ 地震荷重及び当時の基準地震動  $S_3$  を考慮し，ひびの進展評価及び破壊評価を実施しており，技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は所定の期間（2010年3月から30年間）を超える45年と評価されている。

炉心シュラウド及びシュラウドサポートについては，維持規格等に基づき計画的に水中テレビカメラによる目視点検及び超音波探傷検査を実施しており，上記の評価で用いた評価用寸法を上回るひびの進展は確認されておらず，また，現在ひびの確認されている溶接部以外においては，粒界型応力腐食割れと推定される欠陥がないことを確認している。

上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，差圧検出・ほう酸水注入管，ジェットポンプ，中性子計測案内管，残留熱除去系（低圧注水系）配管については，維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を実施しており，粒界型応力腐食割れと推定される欠陥がないことを確認している。

さらに，ステンレス鋼又は高ニッケル合金の粒界型応力腐食割れは，材料の感受性，腐食環境及び引張応力の3つの因子が同時に存在する条件下で発生するが，東海第二の炉内構造物については，水素注入による腐食環境改善や残留応力低減対策等を実施している。

したがって、炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管、炉心スプレイ配管・スパージャ、差圧検出・ほう酸水注入管、ジェットポンプ、中性子計測案内管、残留熱除去系（低圧注水系）配管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。

b. 摩耗 [ジェットポンプ]

ジェットポンプのリストレーナブラケットのウェッジ及びパッド部はインレットミキサ及びディフューザの振動により摩耗が発生する可能性がある。しかしながら、必要に応じ補助ウェッジを取付ける等の対策を実施している。

また、ジェットポンプのリストレーナブラケットについては計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており、これまでに有意な欠陥がないことを確認している。

したがって、ジェットポンプ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。

c. 中性子照射による靱性低下 [炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、中央・周辺燃料支持金具、制御棒案内管]

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管は炉心を取り囲む機器であり、評価対象機器のうち最も予想照射量が高い上部格子板のグリッドプレート部における運転開始後 60 年時点での照射量は約  $2.9 \times 10^{25}$  n/cm<sup>2</sup> であり、中性子照射による靱性低下が想定される。

しかしながら、中性子照射による靱性低下が進行した場合においても、有意な欠陥が存在しなければ不安定破壊は起こらない。

また、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については、日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」（以下、「ガイドライン」という）、「き裂の解釈」、又は「維持規格」に基づき計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており、これまでに有意な欠陥がないことを確認している。

したがって、炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、中央・周辺燃料支持金具、制御棒案内管の中性子照射による靱性低下は、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. 締付力の低下 [ジェットポンプ]

ジェットポンプの計測配管の一部は形状記憶合金製の継手及びクランプを用いて機械的に接続しており、温度変動等による締付力の低下が想定される。

しかしながら、ジェットポンプの計測配管で使用している継手は、電力共通研究「ICMハウジング取替工法の実機適用化研究」及び（財）原子力発電技術機構「溶接部等熱影響部信頼性実証試験等（原子力プラント保全技術信頼性実証試験（機器保全実証試験）」にて健全性が確認されている一方向性の形状記憶合金を使用している継手（Cクランプ）、Tボルト及びナットにてジェットポンプディフューザに計測管クランプを固定している緩み防止機能の付いた継手（Tボルトクランプ）であることから、取付け後に緩みが生じる可能性は極めて小さいと判断する。

また、形状記憶合金製の継手及びクランプについては第23回定期検査時（2008年度）及び第25回定期検査時（2011年度）に目視点検を実施しており、緩みがないことを確認している。

したがって、ジェットポンプの締付力の低下は、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. 熱時効 [中央燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，ジェットポンプ]

中央燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，ジェットポンプに使用しているステンレス鋳鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト層を含む2相組織であり、使用環境温度が250℃以上（最高使用温度302℃）であるため、熱時効による材料の靱性低下等の機械的特性が変化することが想定されるが、中央燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，ジェットポンプでステンレス鋳鋼である部位には、き裂の原因となる経年劣化事象は想定されていない。

なお、計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており、これまでに有意な欠陥は認められていない。

また、財団法人 発電設備技術検査協会「平成8年度プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」（平成9年3月）において、BWRの炉水温度（約280℃）における熱時効による材料への影響は大きくなく、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、中央燃料支持金具，制御棒案内管，炉心スプレイ配管・スパージャ，ジェットポンプの熱時効は、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. 高サイクル疲労割れ [制御棒案内管, ジェットポンプ, 中性子計測案内管]

制御棒案内管, ジェットポンプ, 中性子計測案内管は, 原子炉冷却材の流れによる流体振動を受けるため, 高サイクル疲労割れの発生が想定されるが, 流体振動による高サイクル疲労については, 設計段階において考慮されているため, 高サイクル疲労割れが発生する可能性は小さく, 今後もこれらの傾向が大きく変化する要因があるとは考え難い。

また, ジェットポンプについては, 第 22 回定期検査 (2006 年度) において計測配管に割れが確認され, 共振による疲労割れと推定された。当該部は同定検内に修繕され, 再発防止対策として, 共振の可能性が否定できない計測配管を C クランプにてディフューザに固定し, 固有振動数を高サイクル側に回避するとともに, 第 24 回定期検査 (2009 年度) において更なる共振対策として T ボルトクランプの追設及び C クランプから T ボルトクランプへの一部取替を実施している。

また, 共振を引き起こした可能性のある原子炉再循環ポンプの高速試運転を今後行わないこととし, 運転中はジェットポンプ流量にて異常のないことを監視している。

なお, 制御棒案内管, 中性子計測案内管については計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており, これまでに有意な欠陥は認められていない。

したがって, 制御棒案内管, ジェットポンプ, 中性子計測案内管の高サイクル疲労割れは, 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. 照射スウェリング [炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具, 制御棒案内管]

高照射領域で使用される炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については, 照射スウェリングの発生が想定されるが, BWR の温度環境 (約 280 °C) や照射量では発生の可能性は極めて小さく, 今後もこれらの傾向が大きく変化する要因があるとは考え難い。

なお, 炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており, これまでに有意な欠陥は認められていない。

したがって, 炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具, 制御棒案内管の照射スウェリングは, 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. 照射下クリープ [炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具, 制御棒案内管]

高照射領域で使用される炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については, 照射下クリープが生じる可能性がある。

しかしながら, BWR の高照射領域にある炉内構造物においては, 照射下クリープの影響が問題となる内圧等による荷重制御型の荷重はなく, 差圧等による応力も非常に小さく, 今後もこれらの傾向が大きく変化する要因があるとは考え難い。

なお, 炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については計画的に水中テレビカメラによる目視点検を実施しており, これまでに有意な欠陥は認められていない。

したがって, 炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具及び制御棒案内管の照射下クリープは, 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。

i. 疲労割れ [残留熱除去系 (低圧注水系) 配管]

残留熱除去系 (低圧注水系) 配管については, 炉心シュラウドと原子炉圧力容器との間に熱膨張差による相対変位が発生し, プラント起動停止時等の繰返しによる低サイクル疲労割れの発生が想定される。

しかしながら, ベローズにより伸縮可能な構造で相対変位に追従可能であり, 構造的に大きな荷重が作用しないため, 割れに至る疲労が蓄積される可能性は小さく, 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, 残留熱除去系 (低圧注水系) 配管については, 水中テレビカメラによる定期的な目視点検により健全性を確認している。

したがって, 残留熱除去系 (低圧注水系) 配管の疲労割れは, 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) 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. 摩耗 [残留熱除去系 (低圧注水系) 配管]

残留熱除去系 (低圧注水系) 配管のフランジは起動・停止時の温度変動によりスリーブとの相対変位が生じて擦れるが, スリーブとの接触面に表面固化処理をしており, また, 起動停止の温度変動による摩耗であり, 繰返し回数が少ないため, 有意な摩耗の発生する可能性は小さい。

今後もこれらの傾向が大きく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。

表 2.2-1 (1/11) 炉心シュラウド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		
炉心の支持	支持	上部胴		ステンレス鋼			○	△*1				*1:粒界型応力腐食割れ *2:照射誘起型応力腐食割れ *3:中性子照射による靱性低下 *4:照射スウェリング *5:照射下クリープ
		中間胴		ステンレス鋼			○	△*1○*2		△*3	△*4*5	
		下部胴		ステンレス鋼			○	△*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）



表 2.2-1 (2/11) シュラウドサポート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		
炉心の支持	支持	シリンダ		高ニッケル合金			○	△*1				*1:粒界型応力腐食割れ
		プレート		高ニッケル合金			○	△*1				
		レグ		高ニッケル合金			○	△*1				
炉心冷却材流路の確保	その他	マンホール蓋		高ニッケル合金			○					
		取付ボルト		高ニッケル合金			○					

○：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）

表 2.2-1 (3/11) 上部格子板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		
炉心の支持	支持	上部フランジ		ステンレス鋼				△*1			*1:粒界型応力腐食割れ *2:照射誘起型応力腐食割れ *3:中性子照射による靱性低下 *4:照射スウェリング *5:照射下クリープ	
		グリッドプレート		ステンレス鋼				△*1○*2		△*3		△*4*5
		リム胴		ステンレス鋼				△*1				
		下部フランジ		ステンレス鋼				△*1				
機器の支持	支持	レストレイント		ステンレス鋼				△*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）

表 2.2-1 (4/11) 炉心支持板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		
炉心の支持	支持	支持板		ステンレス鋼				△*1○*2		△*3	△*4*5	*1:粒界型応力腐食割れ *2:照射誘起型応力腐食割れ *3:中性子照射による靱性低下 *4:照射スウェリング *5:照射下クリープ
		リム胴		ステンレス鋼				△*1				
		補強ビーム		ステンレス鋼				△*1				
機器の支持	支持	スタッド		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）

表 2.2-1 (5/11) 燃料支持金具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		
炉心の支持	支持	中央燃料支持金具		ステンレス 鋳鋼					△	△*3	△*4*5	*1:粒界型応力腐食割れ *2:照射誘起型応力腐食割れ *3:中性子照射による靱性低下 *4:照射スウェリング *5:照射下クリープ
		周辺燃料支持金具		ステンレス鋼				△*1○*2		△*3	△*4*5	

○：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）

表 2.2-1 (6/11) 制御棒案内管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		
炉心の支持	支持	スリーブ		ステンレス鋼				△*1○*2		△*4	△*5*6	*1:粒界型応力腐食割れ *2:照射誘起型応力腐食割れ *3:高サイクル疲労割れ *4:中性子照射による靱性低下 *5:照射スウェリング *6:照射下クリープ
		ボディ		ステンレス鋼			△*3	△*1				
		ベース		ステンレス 鋳鋼						△		

○：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）

表 2.2-1 (7/11) 炉心スプレイ配管・スパージャ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		
炉心冷却材流路の確保	流路形成	パイプ		ステンレス鋼				△*1			*1:粒界型応力腐食割れ	
		ティ (配管)		ステンレス鋼				△*1				
		ティ (スパージャ)		ステンレス鋼				△*1				
		ヘッダ		ステンレス鋼				△*1				
		ノズル		ステンレス鋼					△*1			
	ステンレス 鋳鋼							△				
機器の支持	支持	スパージャブラケット		ステンレス鋼								
		クランプ		ステンレス鋼								
		取付ボルト		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）

表 2.2-1 (8/11) 差圧検出・ほう酸水注入管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		
炉心冷却材流路の確保	流路形成	パイプ		ステンレス鋼				△*1				*1:粒界型応力腐食割れ
機器の支持	支持	サポート		ステンレス鋼				△*1				

△：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 (9/11) ジェットポンプ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			
炉心冷却材流路の確保	流路形成	ライザ管		ステンレス鋼				△*1				*1:粒界型応力腐食割れ *2:高サイクル疲労割れ *3:締付力の低下	
		インレットミキサ		ステンレス鋼				△*1					
				ステンレス鋳鋼					△				
		ディフューザ		ステンレス鋳鋼						△			
				ステンレス鋼					△*1				
				高ニッケル合金					△*1				
機器の支持	支持	ビーム		高ニッケル合金				△*1					
		ライザブレース		ステンレス鋼			△*2	△*1					
		リストレーナブラケット		ステンレス鋳鋼	△				△				
その他	その他	計測配管		ステンレス鋼			△*2	△*1					
		継手		合金鋼 ステンレス鋼 低合金鋼							△*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 (10/11) 中性子計測案内管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		
機器の支持	支持	スタビライザ		ステンレス鋼			△*1	△*2				*1:高サイクル疲労割れ *2:粒界型応力腐食割れ
ガイド	支持	パイプ		ステンレス鋼			△*1	△*2				

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表 2.2-1 (11/11) 残留熱除去系（低圧注水系）配管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		
炉心冷却材流路の確保	流路形成	フランジ ネック		ステンレス鋼				△*1				*1:粒界型応力腐食割れ
		スリーブ		ステンレス鋼	▲							
機器の支持	支持	フランジ		ステンレス鋼	▲			△*1				
		カップリング		ステンレス鋼								
		ボルト		ステンレス鋼								
その他	その他	ベローズ		ステンレス鋼			△	△*1				

△：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）

## 2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

### (1) 疲労割れ [炉心シュラウド, シュラウドサポート]

#### a. 事象の説明

繰返し応力のもとでは、その材料の静的強度より低い応力によっても割れを起こす場合がある。

炉心シュラウド及びシュラウドサポートについては、プラントの起動・停止時等の熱過渡により、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

炉心シュラウド及びシュラウドサポートについて、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 (2007年追補版を含む)」(以下、「設計建設規格」という)に基づいて評価した。対象部位を図2.3-1に示す。

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月末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。

\*: 評価条件として、2011年3月から2019年8月末まで冷温停止状態、2019年8月以降の過渡回数発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

また、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」(以下、「環境疲労評価手法」という)に基づいて評価した。評価用過渡条件を表2.3-1に、評価結果を表2.3-2に示す。

その結果、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。

##### ② 現状保全

炉心シュラウド及びシュラウドサポートについては、維持規格及び原子力安全推進協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」(以下、「ガイドライン」という)に基づき計画的に水中テレビカメラによる代表部位の目視点検を実施しており、これまでの目視点検において、疲労割れによるものと推定される欠陥は認められていない。

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。

##### ③ 総合評価

健全性評価結果から、疲労割れ発生の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する必要がある。

c. 高経年化への対応

炉心シュラウド及びシュラウドサポートの疲労割れに対しては、維持規格及びガイドラインに基づく計画的な目視点検を継続していくとともに、継続的に実過渡回数を確認を行い、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。

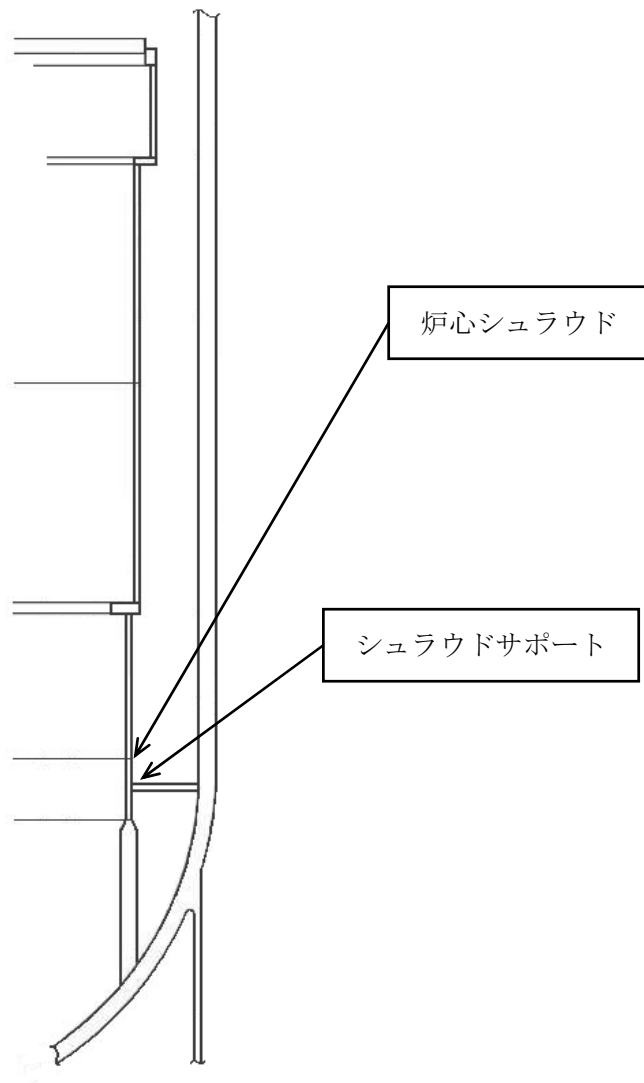


図 2.3-1 炉心シュラウド・シュラウドサポート疲労評価対象部位

表 2.3-1 炉心シュラウド・シュラウドサポート評価用過渡条件

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	135
起動（昇温）	65	113
起動（タービン起動）	65	113
給水加熱器機能喪失（発電機トリップ）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	23
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	114

表 2.3-2 炉心シュラウド・シュラウドサポートの疲労評価結果

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		環境疲労評価手法による解析 (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
炉心シュラウド	0.0008	0.0014	0.0351
シュラウドサポート	0.0132	0.0230	0.0647

(2) 照射誘起型応力腐食割れ [炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央・周辺燃料支持金具, 制御棒案内管]

a. 事象の説明

ステンレス鋼については、中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高まるとともに、材料周辺の腐食環境が水の放射線分解により厳しくなることが知られている。照射誘起型応力腐食割れは、この状況に引張応力場が重畳されると粒界型応力腐食割れを生じる現象である。

図 2.3-2 に示すように、BWR 環境下のステンレス鋼については、比較的高い累積照射量 ( $5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup> (以下, 「しきい照射量」という) を受けた場合に応力腐食割れの感受性への影響が現れると考えられている。

b. 技術評価

① 健全性評価

1. 中性子照射要因

炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 周辺燃料支持金具, 制御棒案内管は、炉心を取り囲む機器であり高い中性子照射を受けるため、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性がある。運転開始後 60 年時点の予想照射量の最大値は上部格子板の約  $2.9 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> であり、照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できない。

なお、運転開始後 60 年時点での照射量は以下の値と予想される。

・炉心シュラウド	: 約 $2.0 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>
・上部格子板	: 約 $2.9 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>
・炉心支持板	: 約 $2.1 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup>
・周辺燃料支持金具	: 約 $7.1 \times 10^{23}$ n/m <sup>2</sup>
・制御棒案内管	: 約 $2.1 \times 10^{24}$ n/m <sup>2</sup>

2. 応力要因

現状では、照射誘起型応力腐食割れの応力依存性に関するデータは少ないが、高い引張応力の存在が応力腐食割れ発生条件の一つとなると考えられる。この引張応力の発生要因を検討すると、差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力成分は低く、応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。

一方、溶接残留応力については、正確に把握することは困難であるが、過去の経験から比較的高い引張応力となり、応力腐食割れの主要因となる可能性がある。

上部格子板については、グリッドプレートにおいてしきい照射量を超えるものの、溶接部はなく、運転中の差圧, 熱, 自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れの主要因となる可能性は小さい。

炉心シュラウド（中間胴）には溶接部があり，外面の溶接熱影響部に対してはウォータージェットピーニング施工により残留応力の改善を行い，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性を低減している。

### 3. 環境要因

評価対象機器は炉心近傍に位置していることから，照射による水の放射線分解の影響が顕著となる可能性がある。

なお，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。

また，炉心シュラウド（中間胴）の内面の溶接部及び熱影響部に対しては水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングすることにより，局部的に腐食環境の改善効果を向上させている。

### 4. 評価結果

#### ① 健全性評価

上部格子板のグリッドプレートには溶接部はなく，運転中の差圧，熱，自重等に起因する引張応力成分は低いことから，しきい照射量を超えるものの照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

炉心シュラウド（中間胴）の溶接熱影響部には，ウォータージェットピーニング施工により残留応力の改善を図るとともに，溶接部及び熱影響部には水素注入に対して触媒効果のある貴金属をコーティングして，局部的に腐食環境の改善効果を向上させているため，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

また，炉心支持板，周辺燃料支持金具及び制御棒案内管については，しきい照射量を超えないことから，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性はない。

#### ② 現状保全

炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管については，維持規格及びガイドラインに基づき計画的に水中テレビカメラによる目視点検並びに長期保守管理方針に基づき MVT-1 による目視点検を実施しており，これまでの目視点検において，有意な欠陥は確認されていない。

#### ③ 総合評価

炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管については，しきい照射量を超えないことから，照射誘起型応力腐食割れは発生しないものと評価する。

炉心シュラウド，上部格子板については，維持規格及びガイドライン等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確認は可能であると判断する。

c. 高経年化への対応

炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れに対しては，高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく，今後も現状保全を継続していく。



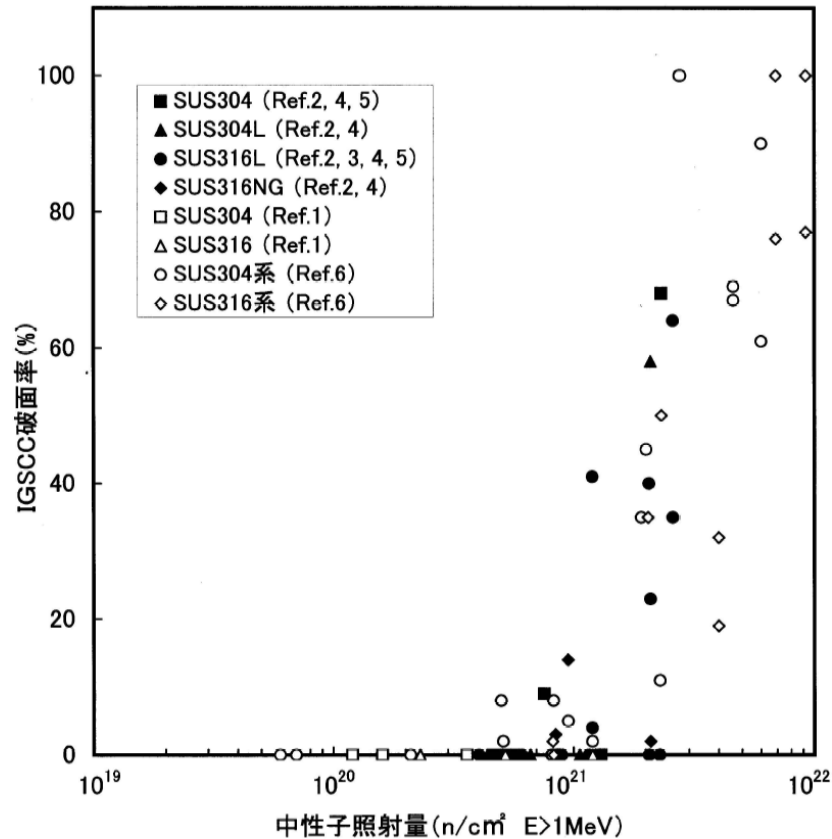


図 2.3-2 304, 316 ステンレス鋼の粒界割れ破面率に及ぼす中性子量の影響 (参考)

[図で引用されている参考文献]

- Ref.1: K. Chatani et al, "Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Core Component Materials" Proceedings of 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, 2005.
- Ref.2: 「平成 16 年度照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術調査研究に関する報告書」独立行政法人 原子力安全基盤機構
- Ref.3: K. Chatani et al, "IASCC Susceptibility of Thermal Treated Type 316L Stainless Steel" Proceedings of 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, 2003.
- Ref.4: Y. Tanaka et al, "IASCC Susceptibility of Type 304, 304L, and 316L Stainless Steel" Proceedings of 8th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, 1997.
- Ref.5: K. Fukuya et al, "Mechanical Properties and IASCC Susceptibility in Irradiated Austenitic Steels" Proceedings of 6th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, 1993.
- Ref.6: S. Suzuki, M. Kodama, S. Shima, M. Yamamoto; Fifth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors(1991). Effects of Fluence and Dissolved Oxygen on IASCC in Austenitic Stainless Steels.

東海第二発電所  
ケーブルの技術評価書

(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）で使用している安全上重要なケーブル（重要度分類審査指針におけるクラス 1 及びクラス 2 のケーブル）、高温・高圧の環境下にあるクラス 3 のケーブル及び重大事故等対処設備に属するケーブルについて、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。

なお、高温・高圧の環境下にあるクラス 3 のケーブルはない。

評価対象機器の一覧を表 1 に示す。

評価対象機器を絶縁体材料等でグループ化し、それぞれのグループから、用途、重要度、設置場所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。

本評価書はケーブルの種別、ケーブルトレイ、電線管及びケーブル接続部毎に、以下の 5 章で構成されている。

1. 高圧ケーブル
2. 低圧ケーブル
3. 同軸ケーブル
4. ケーブルトレイ，電線管
5. ケーブル接続部

表1 評価対象機器一覧

種別	絶縁体材料	名称	仕様	重要度*1
高圧ケーブル	架橋ポリエチレン	高圧難燃CVケーブル	架橋ポリエチレン絶縁×難燃性特殊耐熱ビニルシース	MS-1重*2
低圧ケーブル	架橋ポリエチレン	CVケーブル	架橋ポリエチレン絶縁×ビニルシース	MS-1重*2
	難燃架橋ポリエチレン	難燃CVケーブル	難燃架橋ポリエチレン絶縁×難燃性特殊耐熱ビニルシース	MS-1重*2
	シリコーンゴム	KGBケーブル	シリコーンゴム絶縁×ガラスシース	MS-1
	難燃エチレンプロピレンゴム	難燃PNケーブル	難燃エチレンプロピレンゴム絶縁×特殊クロロプレンゴムシース	MS-1重*2
同軸ケーブル	架橋ポリエチレン	難燃一重同軸ケーブル	架橋ポリエチレン絶縁×難燃架橋ポリエチレンシース	MS-1重*2
		難燃二重同軸ケーブル	架橋ポリエチレン絶縁×難燃架橋ポリエチレンシース	MS-2重*2
	架橋発泡ポリエチレン	難燃六重同軸ケーブル	架橋発泡ポリエチレン絶縁×難燃架橋ポリエチレンシース	MS-1重*2
	架橋ポリオレフィン	難燃一重同軸ケーブル	架橋ポリオレフィン絶縁×難燃架橋ポリオレフィンシース	MS-1重*2
	架橋発泡ポリオレフィン	難燃三重同軸ケーブル	架橋発泡ポリオレフィン絶縁×難燃架橋ポリオレフィンシース	MS-1重*2
ケーブルトレイ、電線管	—	ケーブルトレイ	炭素鋼	MS-1重*2
	—	電線管	炭素鋼	MS-1重*2
ケーブル接続部	ジアリルフタレート樹脂	端子台接続	ジアリルフタレート樹脂	MS-1重*2
	ポリカーボネイト		ポリカーボネイト	MS-1重*2
	ポリフェニレンエーテル樹脂		ポリフェニレンエーテル樹脂	MS-1重*2
	ビニル	端子接続	ビニル	MS-1重*2
	ジアリルフタレート樹脂	電動弁コネクタ接続	ジアリルフタレート樹脂	MS-1重*2
	ポリエーテルエーテルケトン	同軸コネクタ接続 (中性子束計測用)	ポリエーテルエーテルケトン	MS-1重*2
	架橋ポリスチレン		架橋ポリスチレン	MS-1重*2
	架橋ポリスチレン	同軸コネクタ接続 (放射線計測用)	架橋ポリスチレン	MS-2重*2
	テフロン	同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (放射線計測用)	テフロン	MS-1重*2
架橋ポリオレフィン	スプライス接続	架橋ポリオレフィン	MS-1重*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：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

# 1. 高圧ケーブル

[対象高圧ケーブル]

- ① 高圧難燃 CV ケーブル

## 目次

1. 対象機器 .....	1-1
2. 高圧ケーブルの技術評価.....	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.....	1-5
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	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.....	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.....	1-6
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	1-8

## 1. 対象機器

東海第二で使用している高圧ケーブルの主な仕様を表 1-1 に示す。

表 1-1 高圧ケーブルの主な仕様

名称	用途	重要度*1	仕様 (電圧)	設置場所	使用開始時期
高圧難燃 CV ケーブル	動力	MS-1 重*2	AC 7,000 V 以下	原子炉格納 容器外	運転開始後*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：新規制基準対応に伴い、長期停止期間中に高圧ケーブルは高圧難燃 CV ケーブルに更新

## 2. 高圧ケーブルの技術評価

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### (1) 構造

東海第二の高圧難燃 CV ケーブルは，大別すると導体，内部半導電層，絶縁体，外部半導電層，遮蔽銅テープ，押えテープ及びシースで構成され，このうちケーブルの絶縁機能は，絶縁体で保たれている。

遮蔽銅テープは，導体からの静電誘導による影響を低減するため，内部半導電層及び外部半導電層はケーブル内の空隙の発生を防止して電界強度のバラツキを抑えるため，押えテープはケーブルを整形するため，シースはケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

東海第二の高圧難燃 CV ケーブルの構造図を図 2.1-1 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の高圧難燃 CV ケーブル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	導体
②	内部半導電層
③	絶縁体
④	外部半導電層
⑤	遮蔽銅テープ
⑥	押えテープ
⑦	シース

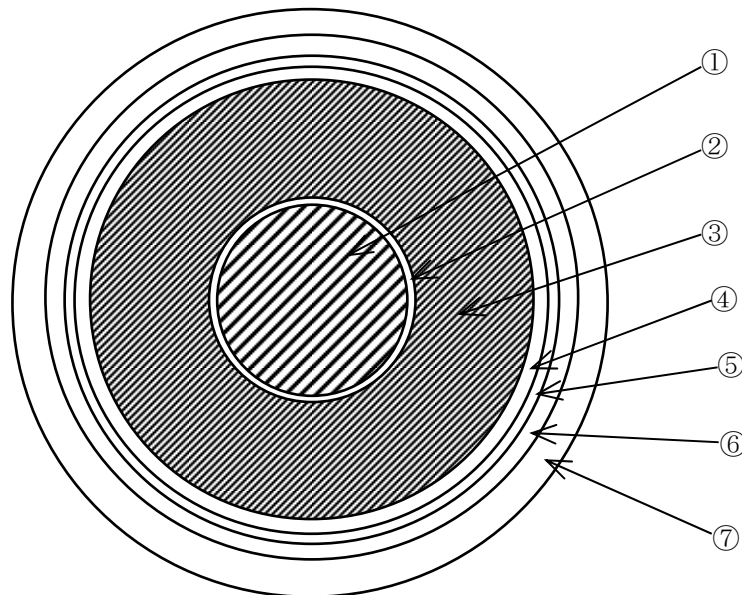


図 2.1-1 高圧難燃 CV ケーブル構造図

表 2.1-1 高圧難燃 CV ケーブ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
電力伝達機能の確保 (絶縁機能の確保)	エネルギー伝達	導体	銅
	絶縁	絶縁体	架橋ポリエチレン
	遮蔽	遮蔽銅テープ	軟銅テープ
	整形	内部半導電層	半導電性混和物
		外部半導電層	半導電性混和物
		押えテープ	難燃テープ
	保護	シース	難燃性特殊耐熱ビニル

表 2.1-2 高圧難燃 CV ケーブルの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*	40.0 °C (最高)	100 °C (最高)	56 °C (最高)
最高圧力*	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線*	0.00015 Gy/h (最大)	0.45 kGy (最大積算値)	84.6 kGy (最大積算値)

\*: 原子炉格納容器外で高圧難燃 CV ケーブルが布設されている区域における設計値

## 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

高圧ケーブルの機能である通電機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) 電力伝達機能の確保（絶縁機能の確保）

### 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

高圧ケーブルについて、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（設置場所、電圧）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

高圧ケーブルには、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. 絶縁体の絶縁特性低下
- b. 絶縁体の絶縁特性低下（水トリー劣化）

### 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. シースの硬化

高圧難燃 CV ケーブルのシースは、有機物であるため、熱及び放射線により硬化する可能性がある。

しかし、シースは主にケーブル布設時に生ずる外的な力からケーブルを保護するためのものであり、ケーブルに要求される絶縁機能の確保に対するシースの役割は極めて低い。

したがって、シース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。

表 2.2-1 高圧難燃 CV ケーブ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	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			
電力伝達機能の確保 (絶縁機能の確保)	エネルギー伝達	導体		銅									*1:熱・放射線による絶縁特性低下 *2:水トリー劣化 *3:熱・放射線による硬化	
	絶縁	絶縁体		架橋ポリエチレン					○*1,*2					
	遮蔽	遮蔽銅テープ		軟銅テープ										
	整形	内部半導電層		半導電性混和物										
		外部半導電層		半導電性混和物										
		押えテープ		難燃テープ										
保護	シース		難燃性特殊耐熱ビニル								▲*3			

○：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) 絶縁体の絶縁特性低下

#### a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の架橋ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化、絶縁物の異物や空隙での放電による電氣的劣化により、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。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-1 に示す。

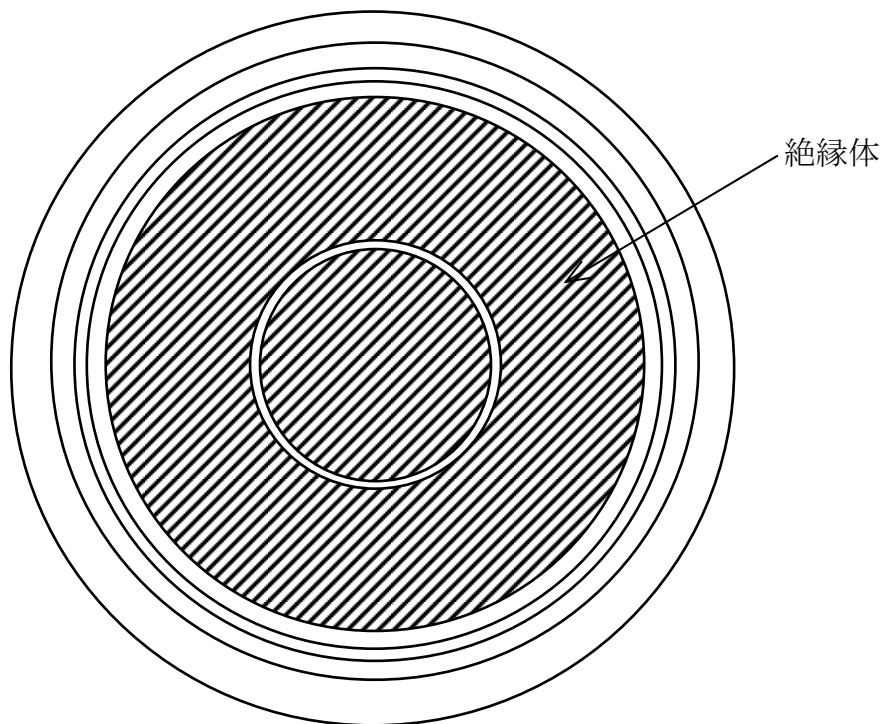


図 2.3-1 高圧難燃 CV ケーブルの絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 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」の規格を根幹に電気学会において我が国のケーブル耐環境試験方法推奨案『電気学会技術報告（Ⅱ部）第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案』（以下、「電気学会推奨案」という）としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順で高圧難燃 CV ケーブルの長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間のケーブル健全性を評価した。

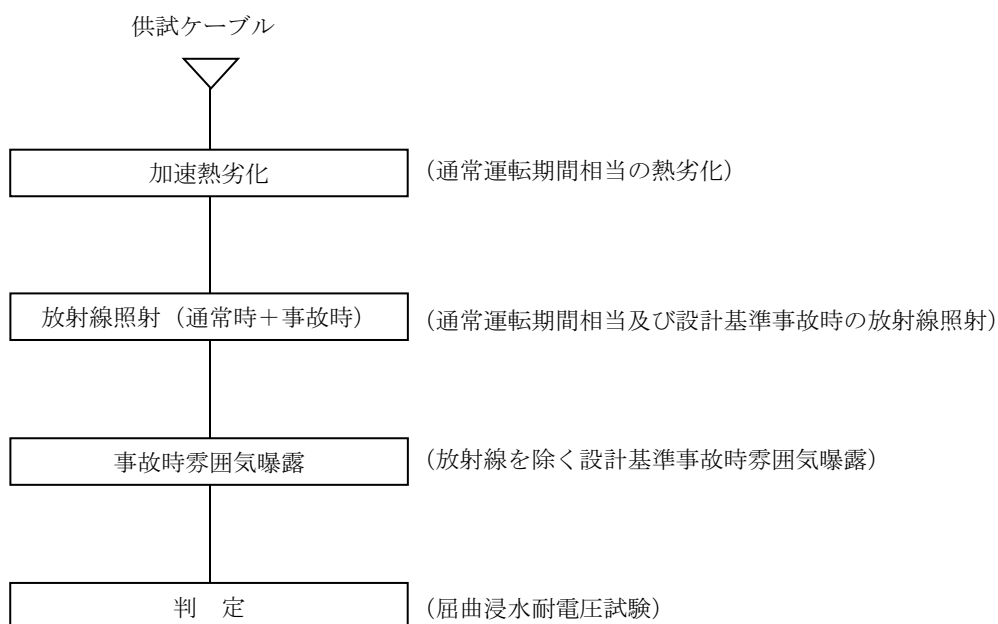


図 2.3-2 高圧難燃 CV ケーブル長期健全性試験手順（電気学会推奨案）

高圧難燃 CV ケーブルについては、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、代表ケーブルの 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を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-2 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験の判定基準を満足しており、高圧難燃 CV ケーブルの絶縁体は 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を維持できると評価する。

また、電動機用ケーブルについては点検時に『電気学会技術報告（Ⅱ部）第 182 号 絶縁劣化診断試験方法にある直流漏れ電流試験』（以下、「絶縁診断試験」という）等を実施しており、これまでの点検では有意な絶縁特性低下は認められていない。

表 2.3-1 高圧難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 ℃×168 時間	原子炉建屋の周囲最高温度 40.0 ℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される線量 約 0.53 kGy（60 年間の通常運転期間相当の線量 約 0.080 kGy に設計基準事故時の最大積算値 0.45 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 84.7 kGy（60 年間の通常運転期間相当の線量 約 0.080 kGy に重大事故等時の最大積算値 84.6 kGy を加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 ℃ 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：25 時間	東海第二で想定される設計基準事故時の最高温度 100 ℃，最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 56 ℃，最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 2.3-2 高圧難燃 CV ケーブル長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径（約 33.0 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと	良



## ② 現状保全

絶縁体の絶縁特性低下に対して、電動機用ケーブルについては点検時に絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験、その他負荷用ケーブルについては絶縁抵抗測定を行い許容範囲に収まっていることの確認を行うとともに、傾向管理を行っている。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替を行うこととしている。

なお、東海第二に布設されている高圧ケーブルについては、新規制基準の火災防護に係わる対応として、長期停止期間中に非難燃ケーブルより高圧難燃 CV ケーブルへ全数引替えを実施することとしている。

## ③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は低く、また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると考ええる。

## c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。今後も点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

## (2) 絶縁体の絶縁特性低下（水トリー劣化）

### a. 事象の説明

絶縁体の架橋ポリエチレンは、長時間にわたって水が存在する状態で高い電界にさらされると、水トリーと称される種々の樹枝状の微細な通路あるいは空隙が発生して絶縁特性低下に至る。

水トリー劣化を生ずる可能性のある部位を図 2.3-1 に示す。

### b. 技術評価

#### ① 健全性評価

絶縁体の架橋ポリエチレンは、雨水等によるケーブル浸水により水トリーが発生する可能性がある。このため、屋外布設ケーブルに発生する可能性があるが、屋内布設ケーブルに発生する可能性は極めて小さい。

屋外布設ケーブルは、トレンチ及びピット内部に架空化されたケーブルトレイ、電線管により布設されている。仮にトレンチ及びピット内に水が溜まった場合は排水ポンプ、排水口により排水され、ケーブルが長時間浸水する可能性は極めて小さいと考える。

さらに、点検時にケーブルの絶縁診断試験を実施しており、これまでの点検結果では有意な絶縁特性の低下は認められていない。

これらのことから、今後も水トリー劣化による絶縁特性低下の可能性は小さいと考える。

#### ② 現状保全

絶縁体の架橋ポリエチレンの水トリー劣化に対して、点検時にケーブルの絶縁抵抗測定及び絶縁診断試験を行い許容範囲に収まっていることの確認、傾向管理を行うとともに、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの健全性を確認している。

また、トレンチ及びピット内部の点検を行い、浸水の有無を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替を行うこととしている。

なお、東海第二に布設されている高圧ケーブルについては、新規制基準の火災防護に係わる対応として、長期停止期間中に非難燃ケーブルより高圧難燃 CV ケーブルへ全数引替えを実施することとしている。

### ③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、水トリー劣化による絶縁体の絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も、点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断試験及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下（水トリー劣化）は把握可能であり、現状の保全は点検手法としては適切であると考えられる。

#### c. 高経年化への対応

絶縁特性低下（水トリー劣化）に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はないと考える。今後も、点検時の絶縁抵抗測定、絶縁診断及び系統機器の動作試験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、必要に応じて取替を行うこととする。

## 2. 低圧ケーブル

[対象低圧ケーブル]

- ① CV ケーブル
- ② 難燃 CV ケーブル
- ③ KGB ケーブル
- ④ 難燃 PN ケーブル

## 目次

1. 対象機器及び代表機器の選定.....	2-1
1.1 グループ化の考え方及び結果.....	2-1
1.2 代表機器の選定.....	2-1
2. 代表機器の技術評価.....	2-3
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	2-3
2.1.1 CV ケーブル.....	2-3
2.1.2 難燃 CV ケーブル.....	2-6
2.1.3 KGB ケーブル (原子炉格納容器内) .....	2-9
2.1.4 難燃 PN ケーブル.....	2-12
2.2 経年劣化事象の抽出.....	2-15
2.2.1 機能達成に必要な項目.....	2-15
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	2-15
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.....	2-16
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	2-21
3. 代表機器以外への展開.....	2-42
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	2-42
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.....	2-42

## 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主要な低圧ケーブルの主な仕様を表 1-1 に示す。

これらの低圧ケーブルをグループ化し、それぞれのグループによ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

絶縁体材料及びシース材料を分類基準として、低圧ケーブルを表 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、重要度及び設置場所の観点から、代表機器を選定する。

#### (1) 絶縁体材料及びシース材料：架橋ポリエチレン及びビニル

このグループには、CV ケーブルのみが属するため、代表機器は CV ケーブルとする。

#### (2) 絶縁体材料及びシース材料：難燃架橋ポリエチレン及び難燃性特殊耐熱ビニル

このグループには、難燃 CV ケーブルのみが属するため、代表機器は難燃 CV ケーブルとする。

#### (3) 絶縁体材料及びシース材料：シリコーンゴム及びガラス

このグループには、KGB ケーブルのみが属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の KGB ケーブルを代表機器とする。

#### (4) 絶縁体材料及びシース材料：難燃エチレンプロピレンゴム及び特殊クロロprenゴム

このグループには、難燃 PN ケーブルのみが属するため、代表機器は難燃 PN ケーブルとする。

表 1-1 低圧ケーブルのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		名称	用途	使用開始時期		選定基準			選定	選定理由
絶縁体材料	シース材料			建設時	運転開始後	重要度*1	設置場所			
							原子炉格納容器内	原子炉格納容器外		
架橋ポリエチレン	ビニル	CV ケーブル	動力制御・計測	○		MS-1重*2		○	◎	
難燃架橋ポリエチレン	難燃性特殊耐熱ビニル	難燃 CV ケーブル	動力制御・計測		○	MS-1重*2		○	◎	
シリコーンゴム	ガラス	KGB ケーブル	動力制御	○		MS-1	○		◎	重要度設置場所
				○			○			
難燃エチレンプロピレンゴム	特殊クロロプレンゴム	難燃 PN ケーブル	動力制御・計測		○	MS-1重*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：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. 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ケーブルについて技術評価を実施する。

- ① CV ケーブル
- ② 難燃 CV ケーブル
- ③ KGB ケーブル（原子炉格納容器内）
- ④ 難燃 PN ケーブル

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### 2.1.1 CV ケーブル

##### (1) 構造

東海第二の CV ケーブルは、大別すると導体，セパレータ層，絶縁体，介在物，押えテープ及びシースで構成され，このうちケーブルの絶縁機能は，絶縁体で保たれている。

セパレータ層，介在物及び押えテープはケーブルを整形するため，シースはケーブルを外力的な力から保護するために設けられている。

東海第二の CV ケーブルの構造図を図 2.1-1 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の CV ケーブル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	導体
②	セパレータ層
③	絶縁体
④	介在物
⑤	押えテープ
⑥	シース

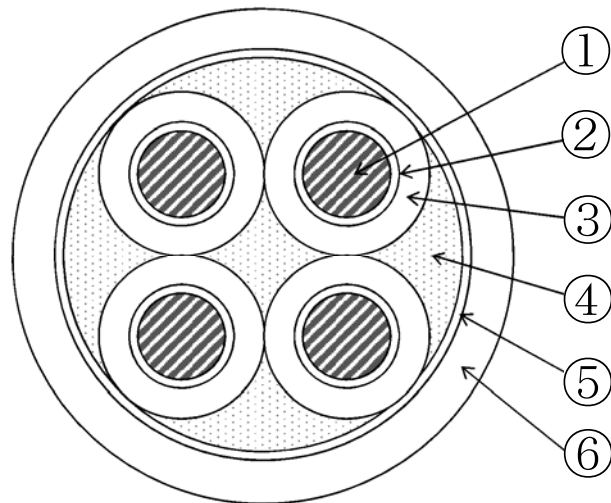


図 2.1-1 CV ケーブル構造図

表 2.1-1 CV ケーブ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
電力・信号伝達機能の維持	エネルギー・信号伝達	導体	銅
	絶縁	絶縁体	架橋ポリエチレン
	整形	セパレータ層	プラスチックテープ
		介在物	ポリプロピレン
		押えテープ	ポリプロピレン
	保護	シース	ビニル

表 2.1-2 CV ケーブルの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*	40.0 °C (最高)	171.1 °C (最高)	105 °C (最高)
最高圧力*	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線*	0.00015 Gy/h (最大)	7.0 kGy (最大積算値)	116.0 kGy (最大積算値)

\*:原子炉格納容器外で CV ケーブルが布設されている区域における設計値

## 2.1.2 難燃 CV ケーブル

### (1) 構造

東海第二の難燃 CV ケーブルは、大別すると導体、セパレータ層、絶縁体、介在物、押えテープ及びシースで構成され、このうちケーブルの絶縁機能は、絶縁体で保たれている。

セパレータ層、介在物及び押えテープはケーブルを整形するため、シースはケーブルを外力的な力から保護するために設けられている。

東海第二の難燃 CV ケーブルの構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の難燃 CV ケーブル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	導体
②	セパレータ層
③	絶縁体
④	介在物
⑤	押えテープ
⑥	シース

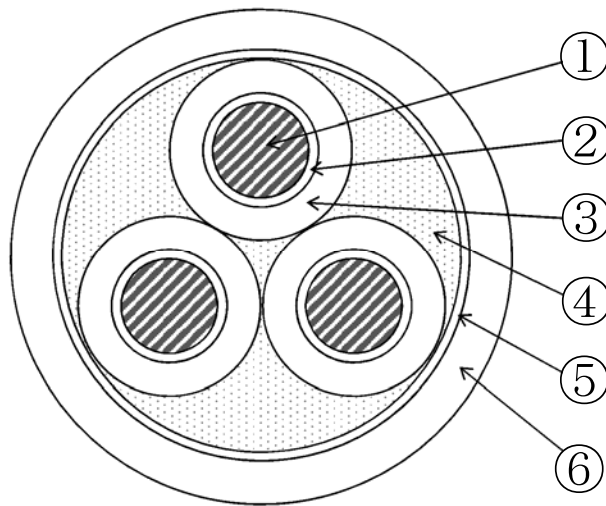


図 2.1-2 難燃 CV ケーブル構造図

表 2.1-3 難燃 CV ケーブ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
電力・信号伝達機能の維持	エネルギー・信号伝達	導体	銅
	絶縁	絶縁体	難燃架橋ポリエチレン
	整形	セパレータ層	プラスチックテープ
		介在物	難燃ジュート
		押えテープ	難燃ゴム引き布テープ
	保護	シース	難燃性特殊耐熱ビニル

表 2.1-4 難燃 CV ケーブルの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*	40.0 °C (最高)	171.1 °C (最高)	105 °C (最高)
最高圧力*	大気圧	0.001744 MPa	0.0069 MPa
放射線*	0.00015 Gy/h (最大)	7.0 kGy (最大積算値)	116.0 kGy (最大積算値)

\*:原子炉格納容器外で難燃 CV ケーブルが布設されている区域における設計値

### 2.1.3 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）

#### (1) 構造

東海第二の KGB ケーブル（原子炉格納容器内）は、大別すると導体、絶縁体、編組、介在物及び押えテープで構成され、このうちケーブルの絶縁機能は、絶縁体で保たれている。

編組、介在物及び押えテープはケーブルを整形又はケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

東海第二の KGB ケーブル（原子炉格納容器内）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 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）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	導体
②	絶縁体
③	編組
④	介在物
⑤	押えテープ
⑥	編組

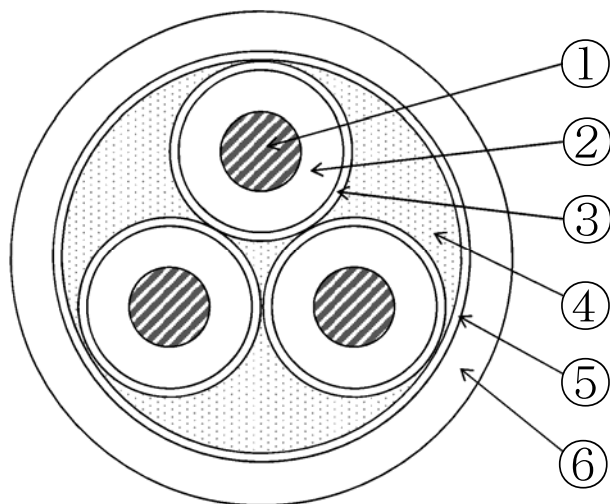


図 2.1-3 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）構造図

表 2.1-5 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）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
信号伝達機能の維持	信号伝達	導体	すずメッキ軟銅
	絶縁	絶縁体	シリコーンゴム
	整形	編組	ガラス
		介在物	ガラス
		押えテープ	ガラス
	保護	編組	ガラス

表 2.1-6 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時
設置場所	原子炉格納容器内	
周囲温度*	65.6 °C（最高）	171.1 °C（最高）
最高圧力*	0.0138 MPa	0.31 MPa
放射線*	0.5 Gy/h（最大）	2.6×10 <sup>2</sup> kGy （最大積算値）

\*:原子炉格納容器内における設計値



#### 2.1.4 難燃 PN ケーブル

##### (1) 構造

東海第二の難燃 PN ケーブルは、大別すると導体、絶縁体、介在物、押えテープ及びシースで構成され、このうちケーブルの絶縁機能は、絶縁体で保たれている。

介在物及び押えテープはケーブルを整形するため、シースはケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

また、難燃 PN ケーブルの制御用については、ケーブル保護のためジャケットを装着している。

東海第二の難燃 PN ケーブルの構造図を図 2.1-4 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の難燃 PN ケーブ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	導体
②	絶縁体
③	介在物
④	押えテープ
⑤	シース
⑥	ジャケット*

\*:難燃 PN ケーブルの制御用のみ装着

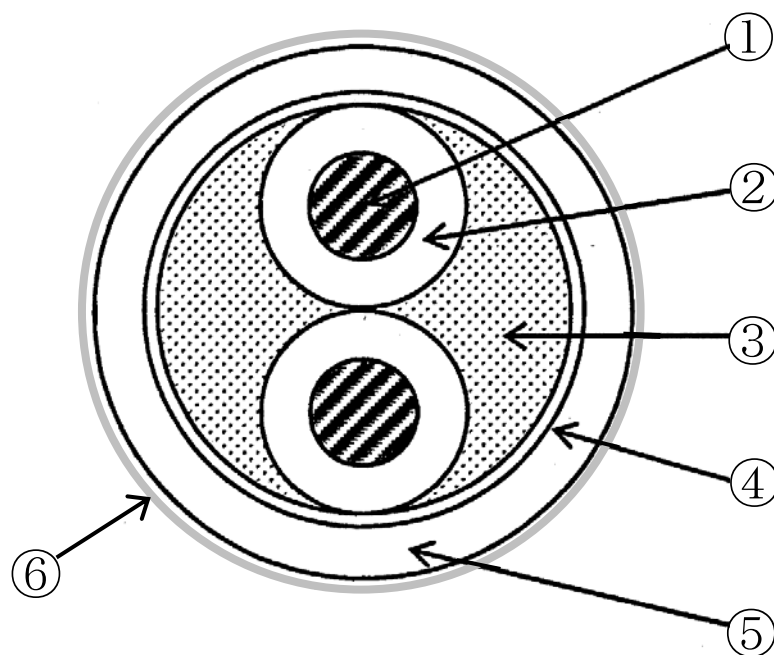


図 2.1-4 難燃 PN ケーブル構造図

表 2.1-7 難燃 PN ケーブ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
電力・信号伝達機能の維持	エネルギー・信号伝達	導体	すずメッキ軟銅
	絶縁	絶縁体	難燃エチレンプロピレンゴム
	整形	介在物	難燃性介在物
		押えテープ	難燃テープ
	保護	シース	特殊クロロprenゴム
		ジャケット*	ガラス

\*:難燃 PN ケーブルの制御用のみ装着

表 2.1-8 難燃 PN ケーブルの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
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*	0.250 Gy/h (最大)	2.6×10 <sup>2</sup> 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 機能達成に必要な項目

低圧ケーブルの機能である通電機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

#### (1) 電力・信号伝達機能の維持

### 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

低圧ケーブルについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（設置場所）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

低圧ケーブルには、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. 絶縁体の絶縁特性低下 [CV ケーブル]
- b. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃 CV ケーブル]
- c. 絶縁体の絶縁特性低下 [KGB ケーブル（原子炉格納容器内）]
- d. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃 PN ケーブル]

### 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. シースの硬化 [CV ケーブル, 難燃 CV ケーブル, 難燃 PN ケーブル]

CV ケーブルのビニルシース, 難燃 CV ケーブルの難燃性特殊耐熱ビニルシース及び難燃 PN ケーブルの特殊クロロプレンゴムシースは有機物であるため, 熱及び放射線により硬化する可能性がある。

しかし, シースは主にケーブル布設時に生ずる外的な力からケーブルを保護するためのものであり, ケーブルに要求される絶縁機能の確保に対するシースの役割は極めて低い。

したがって, 熱・放射線によるシース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。

表 2.2-1(1/4) CV ケーブ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	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			
電力・信号伝達機能の維持	エネルギー・信号伝達	導体		銅									*1:熱・放射線による硬化	
	絶縁	絶縁体		架橋ポリエチレン					○					
	整形	セパレータ層		プラスチックテープ										
		介在物		ポリプロピレン										
		押えテープ		ポリプロピレン										
保護	シース		ビニル								▲*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 (2/4) 難燃 CV ケーブ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	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			
電力・信号伝達機能の維持	エネルギー・信号伝達	導体		銅									*1:熱・放射線による硬化	
	絶縁	絶縁体		難燃架橋ポリエチレン					○					
	整形	セパレータ層		プラスチックテープ										
		介在物		難燃ジュート										
		押えテープ		難燃ゴム引き布テープ										
保護	シース		難燃性特殊耐熱ビニル								▲*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(3/4) KGB ケーブル（原子炉格納容器内）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				
信号伝達機能の維持	信号伝達	導体		すずメッキ軟銅											
	絶縁	絶縁体		シリコーンゴム					○						
	整形	編組		ガラス											
		介在物		ガラス											
		押えテープ		ガラス											
保護	編組		ガラス												

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象



表 2.2-1(4/4) 難燃 PN ケーブ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	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			
電力・信号伝達機能の維持	エネルギー・信号伝達	導体		すずメッキ軟銅									*1:熱・放射線による硬化 *2:難燃 PN ケーブルの制御用のみに装着	
	絶縁	絶縁体		難燃エチレンプロピレンゴム					○					
	整形	介在物		難燃性介在物										
		押えテープ		難燃テープ										
	保護	シース		特殊クロロprenゴム										▲*1
		ジャケット*2		ガラス										

○：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) 絶縁体の絶縁特性低下 [CV ケーブル]

#### a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の架橋ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を起こす可能性のある部位を図 2.3-1 に示す。

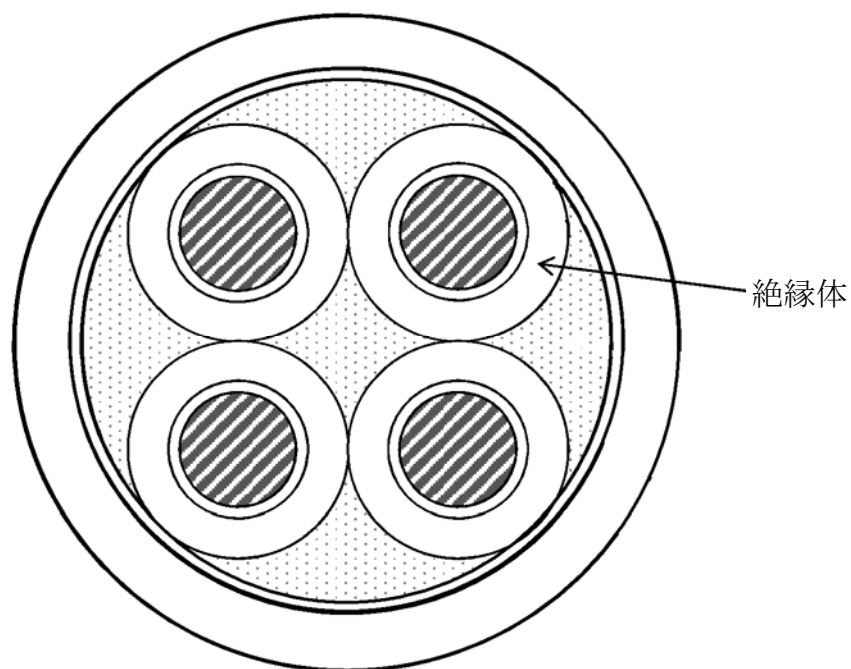


図 2.3-1 CV ケーブルの絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」(以下「IEEE Std. 323-1974」という)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」(以下「IEEE Std. 383-1974」という)の規格を根幹に、電気学会において我が国のケーブル耐環境試験方法推奨案『電気学会技術報告(Ⅱ部)第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案』(以下、「電気学会推奨案」という)としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順により東海第二で使用しているケーブルと同仕様の他社製ケーブルにて長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」(以下、「ACAガイド」という)に取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるCVケーブルについては、実機同等品によるACAガイドに従った長期健全性についても評価した。

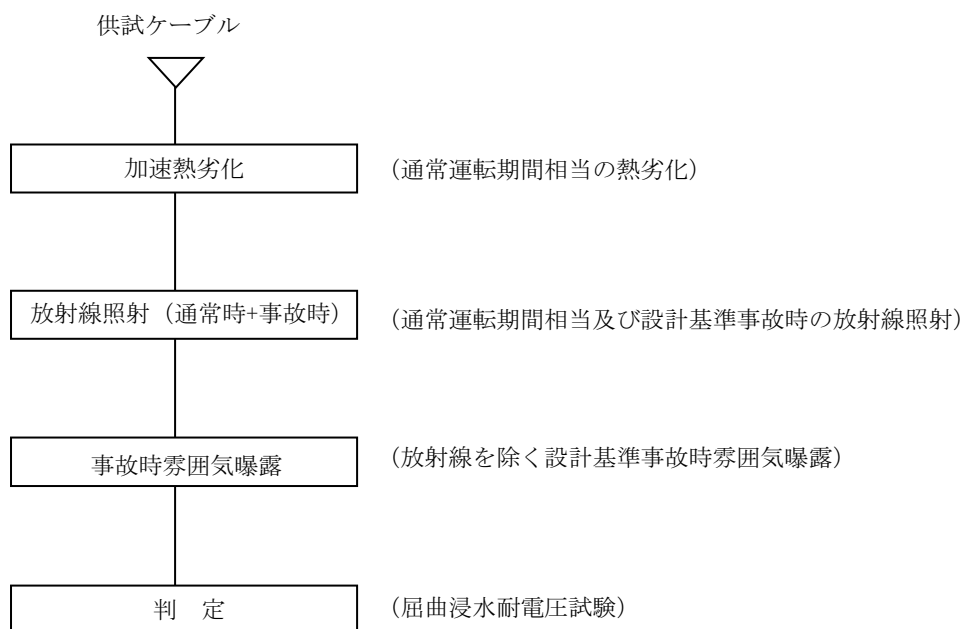


図 2.3-2 CV ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)

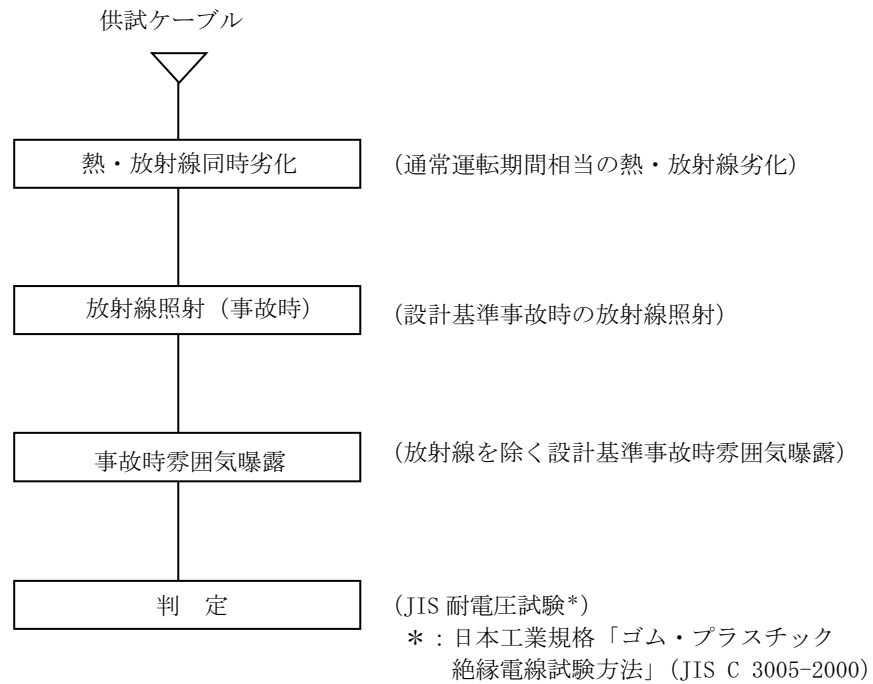


図 2.3-3 CV ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

CV ケーブルについては、図 2.3-2 及び図 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 2.3-1 及び表 2.3-3 に示すとおり、CV ケーブルの 60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-2 及び表 2.3-4 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験及び JIS 耐電圧試験の判定基準を満足しており、CV ケーブルの絶縁体は 60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

表 2.3-1 CV ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	135℃×149 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 760 kGy	東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 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 116.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値約 116.0 kGy を加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ (171℃×1 時間, 121℃×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1℃, 最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 105℃, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 2.3-2 CV ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (14.5 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 2.3-3 CV ケーブル長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100℃-89.3 Gy/h-805 時間	「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)」(以下、「ACA 研究」という)の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 260 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ (171℃×9 時間, 121℃×312 時間) 最高圧力 : 0.427 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℃, 最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。

表 2.3-4 CV ケーブル長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

② 現状保全

CV ケーブルの絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替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、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考えられる。

c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

(2) 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃 CV ケーブル]

a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の難燃架橋ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を起こす可能性のある部位を図 2.3-4 に示す。

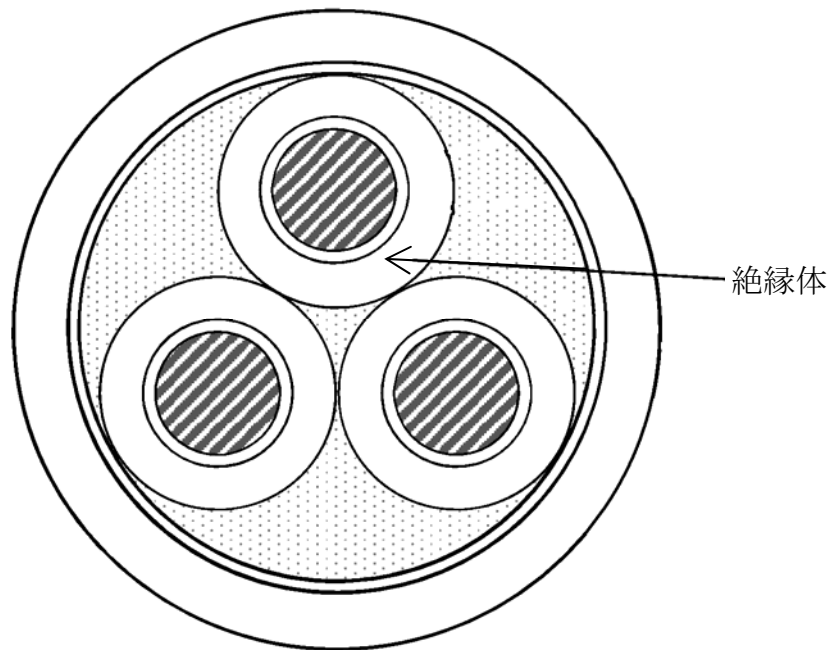


図 2.3-4 難燃 CV ケーブルの絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹に、電気学会推奨案としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順で実機同等品による長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間のケーブル健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が ACA ガイドに取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある難燃 CV ケーブルについては、実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性についても評価した。

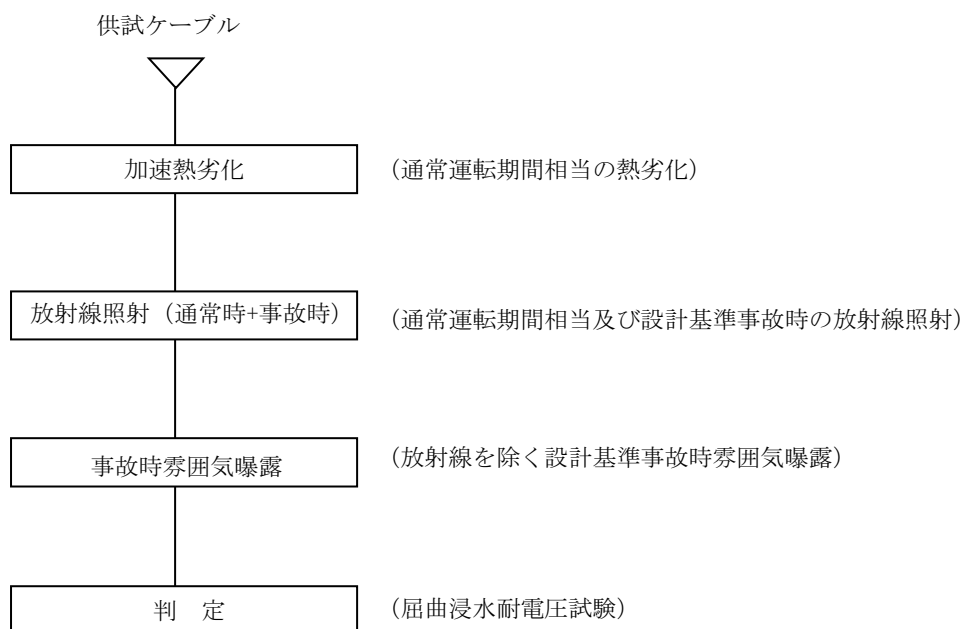


図 2.3-5 難燃 CV ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)



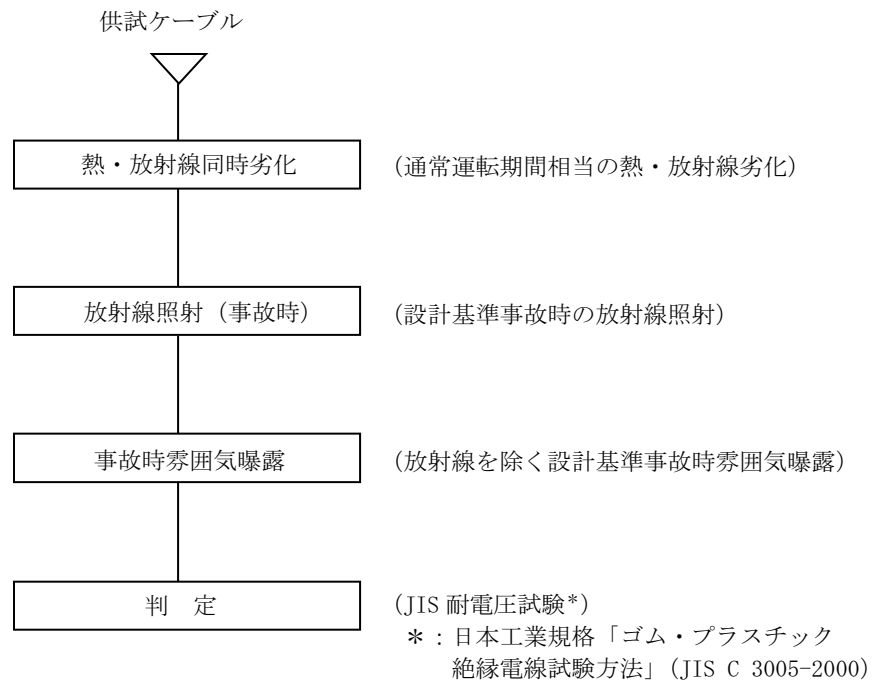


図 2.3-6 難燃 CV ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

難燃 CV ケーブルについては、図 2.3-5 及び図 2.3-6 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 及び表 2.3-7 に示すとおり、難燃 CV ケーブルの 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を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-6 及び表 2.3-8 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験及び JIS 耐電圧試験の判定基準を満足しており、難燃 CV ケーブルの絶縁体は 60 年の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

表 2.3-5 難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 °C×168 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40 °Cでは、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約80 Gyに設計基準事故時の最大積算値約 7.0 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 116.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約80 Gyに重大事故等時の最大積算値 116.0 kGy を加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C (171 °C×1 時間, 121 °C×24 時間) 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C, 最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 105 °C, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 2.3-6 難燃 CV ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (26.7 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mmを 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 2.3-7 難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C-99.3 Gy/h-2,500 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：100 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 7.0 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C (171 °C×1 時間, 121 °C×24 時間) 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C, 最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。

表 2.3-8 難燃 CV ケーブル長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

② 現状保全

難燃 CV ケーブルの絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替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、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考ええる。

c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

(3) 絶縁体の絶縁特性低下 [KGB ケーブル (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

絶縁体は、有機物のシリコーンゴムであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を起こす可能性のある部位を図 2.3-7 に示す。

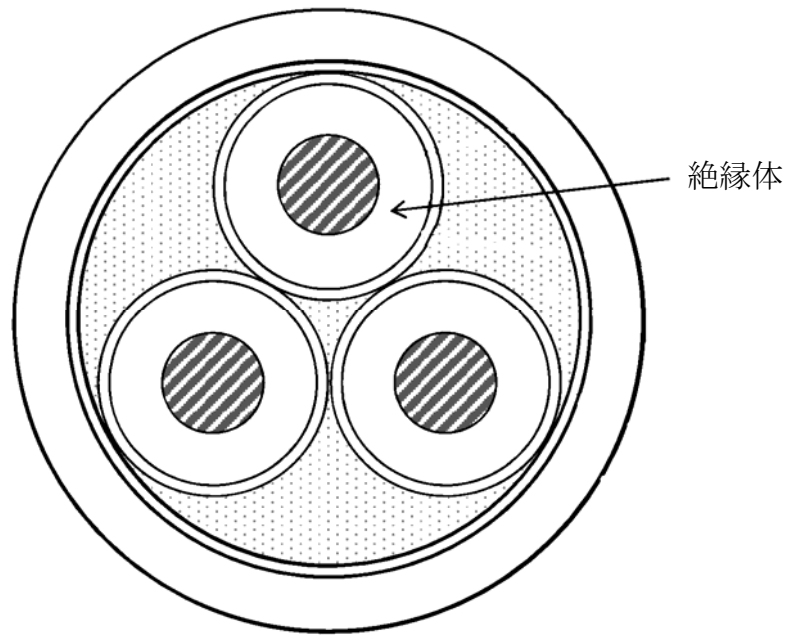


図 2.3-7 KGB ケーブル (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹に、電気学会推奨案としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順で実機同等品による長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間のケーブル健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が ACA ガイドに取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある KGB ケーブル（原子炉格納容器内）については、実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性についても評価した。

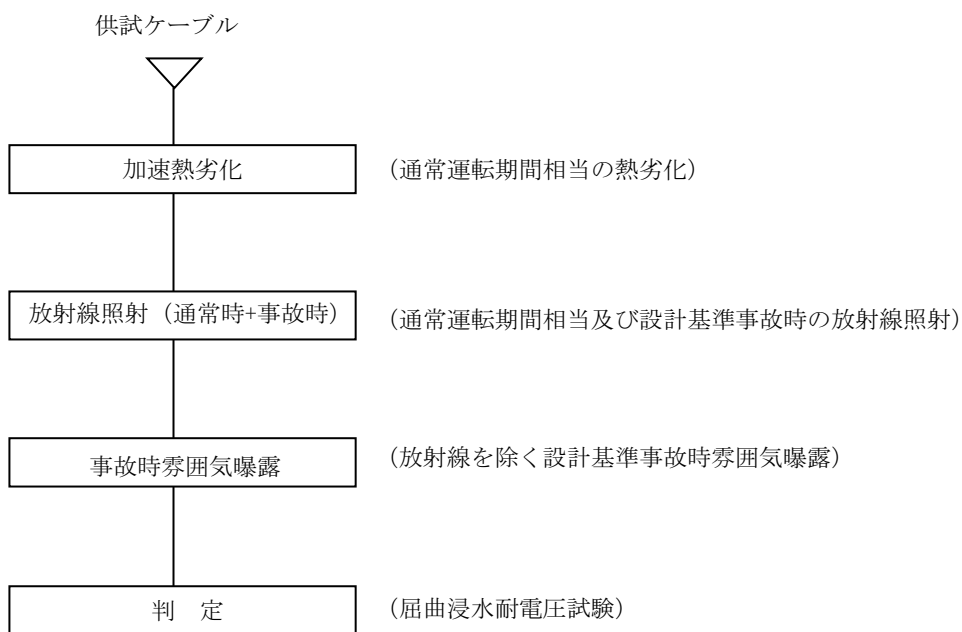


図 2.3-8 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順（電気学会推奨案）

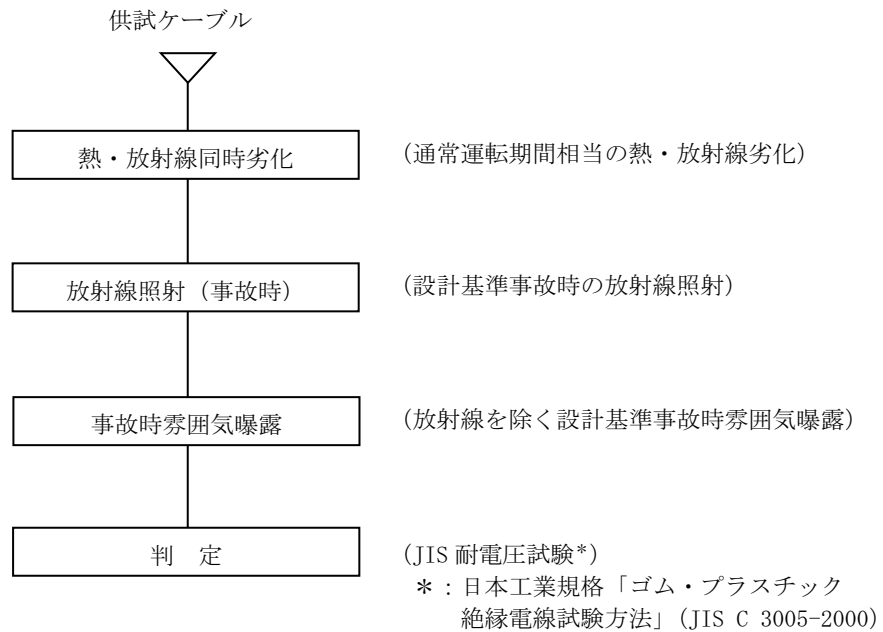


図 2.3-9 KGB ケーブル (原子炉格納容器内) 長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

KGB ケーブル (原子炉格納容器内) については、図 2.3-8 及び図 2.3-9 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 2.3-9 及び表 2.3-11 に示すとおり、KGB ケーブル (原子炉格納容器内) の 60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-10 及び表 2.3-12 に示すとおり屈曲浸水耐電圧試験及び JIS 耐電圧試験の判定基準を満足しており、KGB ケーブル (原子炉格納容器内) の絶縁体は 60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

表 2.3-9 KGB ケーブル (原子炉格納容器内) 長期健全性試験条件 (電気学会推奨案)

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 °C×168 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °Cでは、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：760 kGy	東海第二で想定される線量 約 530 kGy (約 60 年間の通常運転期間相当の線量 約 270 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。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C (171 °C×5 時間 50 分, 160 °C×3 時間, 150 °C×4 時間, 121 °C×297 時間) 最高圧力：0.427 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, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-10 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後，試料外径（14.0 mm）の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

表 2.3-11 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C－99.7 Gy/h－6,241 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射（事故時）	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 約 $2.6 \times 10^2$ kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C (171 °C×9 時間，121 °C×312 時間) 最高圧力：0.427 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，最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-12 KGB ケーブル（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果（ACA ガイド）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V－1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

## ② 現状保全

KGB ケーブル（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替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、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考えられる。

## c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。



(4) 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃 PN ケーブル]

a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の難燃エチレンプロピレンゴムであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を起こす可能性のある部位を図 2.3-10 に示す。

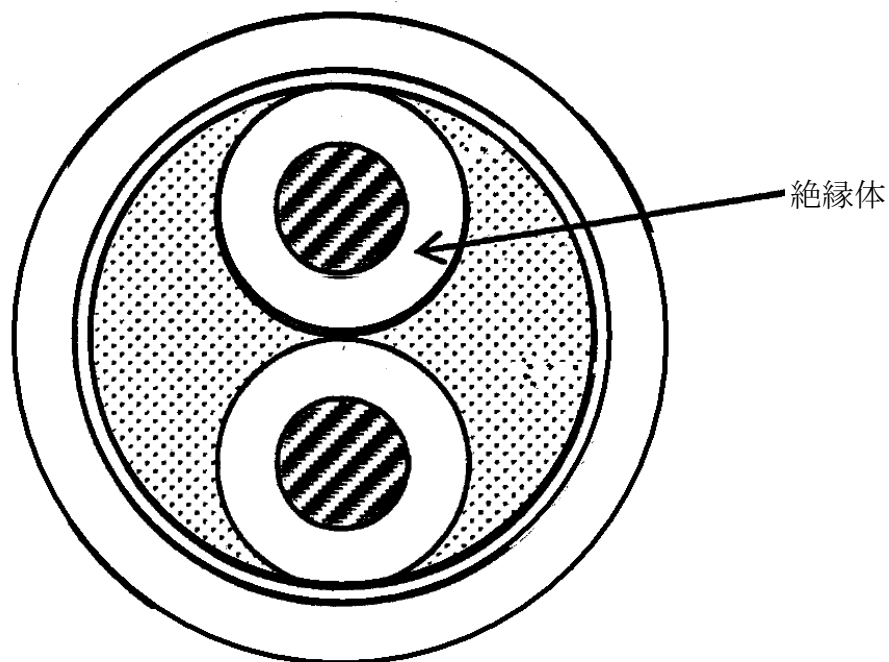


図 2.3-10 難燃 PN ケーブルの絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 383-1974 の規格を根幹に、電気学会推奨案としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順で実機同等品による長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間のケーブル健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が ACA ガイドに取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある難燃 PN ケーブルについては、実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性についても評価した。

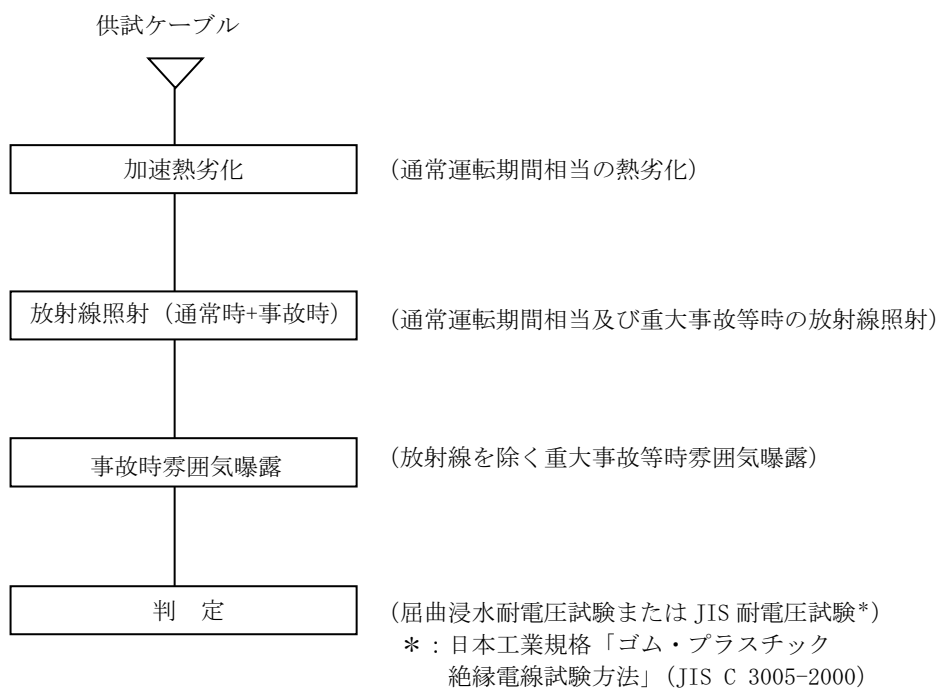


図 2.3-11 難燃 PN ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)

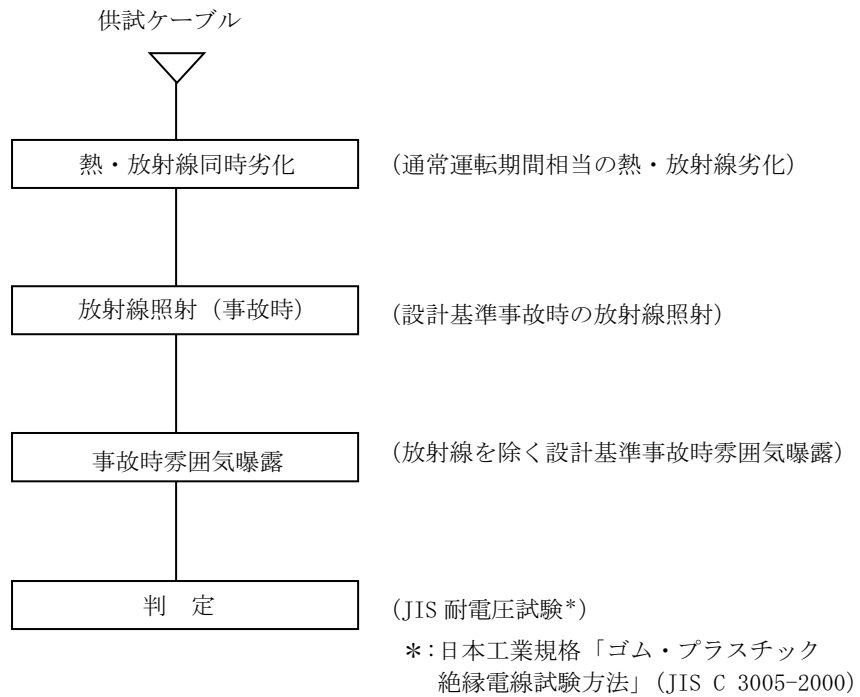


図 2.3-12 難燃 PN ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

難燃 PN ケーブルについては、図 2.3-11 及び図 2.3-12 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 2.3-13 に示すとおり、難燃 PN ケーブルの制御用 (ジャケット付) は、電気学会推奨案に従った長期健全性試験で 15 年間、制御用以外の難燃 PN ケーブルは 30 年間の通常運転期間を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

また、表 2.3-15 に示すとおり、難燃 PN ケーブルは、ACA ガイドに従った長期健全性試験で 28 年間の通常運転期間を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-14 及び表 2.3-16 に示すとおり 屈曲浸水耐電圧試験または JIS 耐電圧試験の判定基準を満足しており、難燃 PN ケーブルの絶縁体は制御用 (ジャケット付) で 15 年間、制御用以外の難燃 PN ケーブルは 28 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を維持できると評価する

なお、「原子炉格納容器内の安全機能を有するケーブルの布設環境等の調査」に基づいて布設環境を調査した結果、原子炉格納容器内 4 階レベルに布設されている難燃 PN ケーブルの一部に格納容器内設計最高温度の 65.6°C を上回る部分が確認されていることから、難燃 PN ケーブル毎に実施した長期健全性試験にて得られた評価期間内に難燃 PN ケーブルの取替を実施する。

したがって、難燃 PN ケーブルは、評価期間を迎える前にケーブルを引替えることで 60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

表 2.3-13 難燃 PN ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121℃×126 時間(制御用/ジャケット付) 121℃×251 時間(制御用以外)	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6℃では、制御用難燃 PN ケーブルは 15 年、制御用以外の難燃 PN ケーブルは 30 年の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：1,175 kGy	東海第二で想定される線量 約 326 kGy (30 年間の通常運転期間相当の線量 約 66 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 706 kGy (30 年間の通常運転期間相当の線量 約 66 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。
事故時雰囲気曝露	最高温度：235℃ (200℃×168 時間、その内 5 分間は 235℃) 最高圧力：0.62 MPa 曝露時間：7 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 171.1℃、最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度 235℃、最高圧力 0.62 MPa を包絡する。

表 2.3-14 難燃 PN ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (10.5 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良
JIS 耐電圧試験	AC 2,000 V-1 分間		良

表 2.3-15 難燃 PN ケーブル長期健全性試験条件 (ACA ガイド)

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C－94.7 Gy/h－6,990 時間	「ACA 研究」の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器内の環境条件に展開し評価した結果、28 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 500 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値 $2.6 \times 10^2$ kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C (171 °C×9 時間, 121 °C×312 時間) 最高圧力 : 0.427 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, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-16 難燃 PN ケーブル長期健全性試験結果 (ACA ガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V－1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

## ② 現状保全

難燃 PN ケーブルの絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替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、絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考えられる。今後も、点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、異常の有無は把握可能であり、点検手法としては適切であると考えられる。

c. 高経年化への対応

絶縁体の絶縁特性低下に対しては、今後も点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

なお、難燃 PN ケーブルについては、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。

これにより、運転を延長しようとする期間において、絶縁体の絶縁特性低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと判断する。

### 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 KGB ケーブル（原子炉格納容外）

#### 3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

##### a. 絶縁体の絶縁特性低下

代表機器と同様、絶縁体は、有機物のシリコンゴムであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

しかし、代表機器と同様に絶縁体の絶縁特性低下は、KGB ケーブル（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果より、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁特性を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施しており、今後この保全方法を継続し、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

#### 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）

日常劣化管理事象以外に該当する事象は抽出されなかった。

### 3. 同軸ケーブル

[対象同軸ケーブル]

- ① 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）
- ② 難燃二重同軸ケーブル
- ③ 難燃六重同軸ケーブル
- ④ 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）
- ⑤ 難燃三重同軸ケーブル



## 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.....	3-3
2.1 構造, 材料及び使用条件.....	3-4
2.1.1 難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン) .....	3-4
2.1.2 難燃六重同軸ケーブル.....	3-6
2.1.3 難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン) .....	3-8
2.1.4 難燃三重同軸ケーブル.....	3-10
2.2 経年劣化事象の抽出.....	3-12
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	3-12
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	3-12
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.....	3-14
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	3-19
3. 代表機器以外への展開.....	3-39
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	3-39
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.....	3-42

## 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主要な同軸ケーブルの主な仕様を表 1-1 に示す。

これらの同軸ケーブルを絶縁体材料の観点からグループ化し、それぞれのグループよ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

絶縁体材料及びシース材料を分類基準とし、同軸ケーブルを表 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、重要度、設置場所及び使用開始時期の観点から代表機器を選定する。

#### (1) 絶縁体材料：架橋ポリエチレン

このグループには、難燃一重同軸ケーブル及び難燃二重同軸ケーブルが属するが、重要度が高く、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の難燃一重同軸ケーブルを代表機器とする。

#### (2) 絶縁体材料：架橋発泡ポリエチレン

このグループには、難燃六重同軸ケーブルのみが属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の難燃六重同軸ケーブルを代表機器とする。

#### (3) 絶縁体材料：架橋ポリオレフィン

このグループには、難燃一重同軸ケーブルのみが属するため、難燃一重同軸ケーブルを代表機器とする。

#### (4) 絶縁体材料：架橋発泡ポリオレフィン

このグループには、難燃三重同軸ケーブルのみが属するため、難燃三重同軸ケーブルを代表機器とする。

表 1-1 同軸ケーブルのグループ化及び代表機器の選定

分類基準		名称	仕様 電圧	用途	選定基準				選定	選定理由	
					重要度*1	設置場所		使用開始時期			
絶縁体材料	シース材料					原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	建設時	運転開始後		
架橋ポリエチレン	難燃架橋ポリエチレン	難燃一重同軸ケーブル	DC 100V	計測	MS-1 重*2	○			○	◎	重要度 設置場所
	難燃架橋ポリエチレン	難燃二重同軸ケーブル	DC 240V	計測	MS-2 重*2		○		○		
架橋発泡ポリエチレン	難燃架橋ポリエチレン	難燃六重同軸ケーブル	DC 140V	計測	MS-1 重*2	○			○	◎	重要度 設置場所
架橋ポリオレフィン	難燃架橋ポリオレフィン	難燃一重同軸ケーブル	DC 100V	計測	MS-1 重*2		○	○		◎	
架橋発泡ポリオレフィン	難燃架橋ポリオレフィン	難燃三重同軸ケーブル	DC 140V	計測	MS-1 重*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 : 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. 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同軸ケーブルについて技術評価を実施する。

- ① 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）
- ② 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）
- ③ 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）
- ④ 難燃三重同軸ケーブル

## 2.1 構造，材料及び使用条件

### 2.1.1 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）

#### (1) 構造

東海第二の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）は，大別すると内部導体，絶縁体，遮蔽体，外部導体，セパレータ及びシースで構成され，このうち，ケーブルの絶縁機能は，絶縁体で保たれている。

遮蔽体は導体の静電誘導を低減するため，セパレータはケーブルを整形するため，シースはケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

東海第二の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-1 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）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。

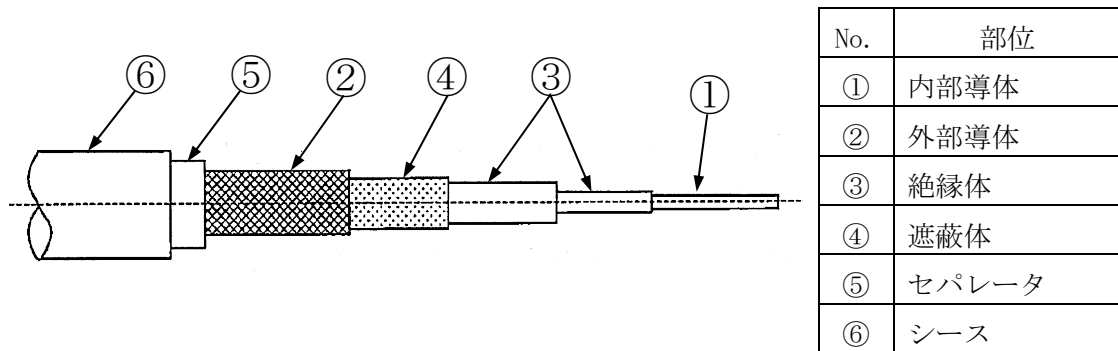


図 2.1-1 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）  
（原子炉格納容器内）構造図

表 2.1-1 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）  
（原子炉格納容器内）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
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体	すずメッキ軟銅より線
		外部導体	すずメッキ軟銅線編組
	絶縁	絶縁体	架橋ポリエチレン
	遮蔽	遮蔽体	カーボンブラック
	整形	セパレータ	難燃テープ
	保護	シース	難燃架橋ポリエチレン

表 2.1-2 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）  
（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
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*	0.500 Gy/h （最大）	$2.6 \times 10^2$ kGy （最大積算値）	640 kGy （最大積算値）

\*：原子炉格納容器内で難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）が布設されている区域における設計値

## 2.1.2 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）

### (1) 構造

東海第二の難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）は、大別すると内部導体、絶縁体、外部導体、遮蔽体及びシースで構成され、このうち、ケーブルの絶縁機能は、絶縁体で保たれている。

遮蔽体は導体の静電誘導を低減するため、シースはケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

東海第二の難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）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。

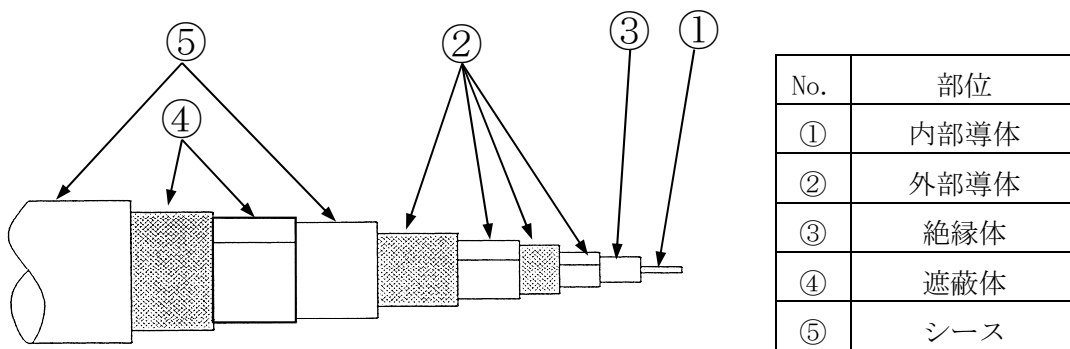


図 2.1-2 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）構造図

表 2.1-3 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）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
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体	すずメッキ軟銅より線
		外部導体	アルミ箔貼付プラスチックテープ すずメッキ軟銅線編組
	絶縁	絶縁体	架橋発泡ポリエチレン
	遮蔽	遮蔽体	アルミ箔貼付プラスチックテープ すずメッキ軟銅線編組
	保護	シース	難燃架橋ポリエチレン

表 2.1-4 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
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*	0.500 Gy/h （最大）	$2.6 \times 10^2$ kGy （最大積算値）	640 kGy （最大積算値）

\*：原子炉格納容器内で難燃六重同軸ケーブルが布設されている区域における設計値



### 2.1.3 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）

#### (1) 構造

東海第二の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）は、大別すると内部導体、絶縁体、外部導体及びシースで構成され、このうち、ケーブルの絶縁機能は、絶縁体で保たれている。

シースはケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

東海第二の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の構造図を図 2.1-3 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）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。

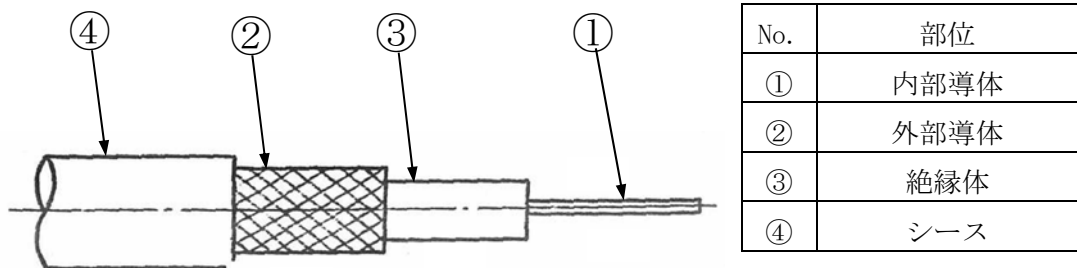


図 2.1-3 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）構造図

表 2.1-5 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）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
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体	すずメッキ軟銅より線
		外部導体	軟銅線編組
	絶縁	絶縁体	架橋ポリオレフィン
	保護	シース	難燃架橋ポリオレフィン

表 2.1-6 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*1	40.0 °C (最高)	100 °C (最高)	85 °C (最高)
最高圧力*1	大気圧	0.001744 MPa	0.015 MPa
放射線	1×10 <sup>-5</sup> Gy/h*1 (最大)	1.7 kGy*1 (最大積算値)	約 1.1 kGy*2 (最大積算値)

\*1：原子炉格納容器外で難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）が布設されている区域における設計値

\*2：重大事故等時動作が要求されるまでの時間に余裕を加えた時間（2時間）の積算値

## 2.1.4 難燃三重同軸ケーブル

### (1) 構造

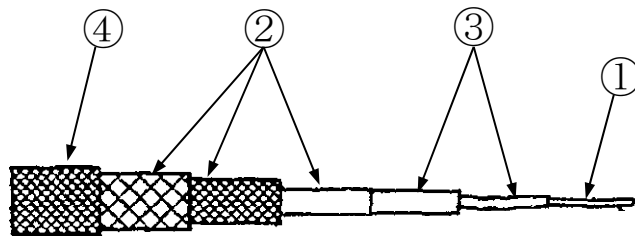
東海第二の難燃三重同軸ケーブルは、大別すると内部導体、絶縁体、外部導体及びシースで構成され、このうち、ケーブルの絶縁機能は、絶縁体で保たれている。

シースはケーブルを外的な力から保護するために設けられている。

東海第二の難燃三重同軸ケーブルの構造図を図 2.1-4 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の難燃三重同軸ケーブ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	内部導体
②	外部導体
③	絶縁体
④	シース

図 2.1-4 難燃三重同軸ケーブル構造図

表 2.1-7 難燃三重同軸ケーブ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
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体	すずメッキ軟銅より線
		外部導体	すずメッキ軟銅線編組
	絶縁	絶縁体	架橋発泡ポリオレフィン
	保護	シース	難燃架橋ポリオレフィン

表 2.1-8 難燃三重同軸ケーブルの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*1	40.0 °C (最高)	100 °C (最高)	85 °C (最高)
最高圧力*1	大気圧	0.001744 MPa	0.015 MPa
放射線	1×10 <sup>-5</sup> Gy/h*1 (最大)	1.7 kGy*1 (最大積算値)	約 1.1 kGy*2 (最大積算値)

\*1：原子炉格納容器外で難燃三重同軸ケーブルが布設されている区域における設計値

\*2：重大事故等時動作が要求されるまでの時間に余裕を加えた時間（2時間）の積算値

## 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

同軸ケーブルの機能である通電機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

#### (1) 信号伝達機能の維持

### 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

同軸ケーブルについて、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（設置場所、電圧）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

同軸ケーブルには、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. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリエチレン) (原子炉格納容器内)]
- b. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)]
- c. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)]
- d. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃三重同軸ケーブル]

### 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. 熱・放射線によるシースの硬化 [共通]

難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）及び難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）の難燃架橋ポリエチレンシース、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）及び難燃三重ケーブルの難燃架橋ポリオレフィンシースは有機物であるため、熱及び放射線により硬化する可能性がある。

しかし、シースは主にケーブル布設時に生ずる外的な力からケーブルを保護するためのものであり、ケーブルに要求される絶縁機能の確保に対するシースの役割は極めて低い。

したがって、熱・放射線によるシースの劣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。

表 2.2-1(1/4) 難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリエチレン) (原子炉格納容器内) 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		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		
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体		すずメッキ軟銅より線									*:熱・放射線によるシースの硬化
		外部導体		すずメッキ軟銅線編組									
	絶縁	絶縁体		架橋ポリエチレン					○				
	遮蔽	遮蔽体		カーボンブラック									
	整形	セパレータ		難燃テープ									
	保護	シース		難燃架橋ポリエチレン								▲*	

○: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 (2/4) 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）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		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		
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体		すずメッキ軟銅より線									*:熱・放射線によるシースの硬化
		外部導体		アルミ箔貼付プラスチックテープ すずメッキ軟銅線編組									
	絶縁	絶縁体		架橋発泡ポリエチレン					○				
	遮蔽	遮蔽体		アルミ箔貼付プラスチックテープ すずメッキ軟銅線編組									
	保護	シース		難燃架橋ポリエチレン								▲*	

○: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(3/4) 難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)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		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		
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体		すずメッキ軟銅より線									*:熱・放射線によるシースの硬化
		外部導体		軟銅線編組									
	絶縁	絶縁体		架橋ポリオレフィン					○				
	保護	シース		難燃架橋ポリオレフィン								▲*	

○: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(4/4) 難燃三重同軸ケーブ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		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		
信号伝達機能の維持	信号伝達	内部導体		すずメッキ軟銅より線									*:熱・放射線によるシースの硬化
		外部導体		すずメッキ軟銅線編組									
	絶縁	絶縁体		架橋発泡ポリオレフィン					○				
	保護	シース		難燃架橋ポリオレフィン							▲*		

○: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) 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン) (原子炉格納容器内)]

#### a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の架橋ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-1 に示す。

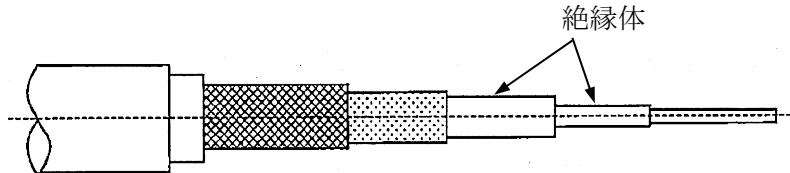


図 2.3-1 難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリエチレン) の絶縁部位

#### b. 技術評価

##### ① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323 (1974)「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」(以下、「IEEE Std. 323 (1974)」という)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」(以下、「IEEE Std. 383 (1974)」という)の規格を根幹に、電気学会において我が国のケーブル耐環境試験方法推奨案(電気学会技術報告(Ⅱ部)第139号「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼試験方法に関する推奨案」、以下「電気学会推奨案」という)としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順で実機相当品(架橋ポリエチレンの絶縁体を有する難燃二重同軸ケーブル)による長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-2013-2049)」(以下、「ACAガイド」という)に取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある難燃一重同軸ケーブル(絶縁体材料が架橋ポリエチレン)(原子炉格納容器内)については、実機同等品によるACAガイドに従った長期健全性についても評価した。

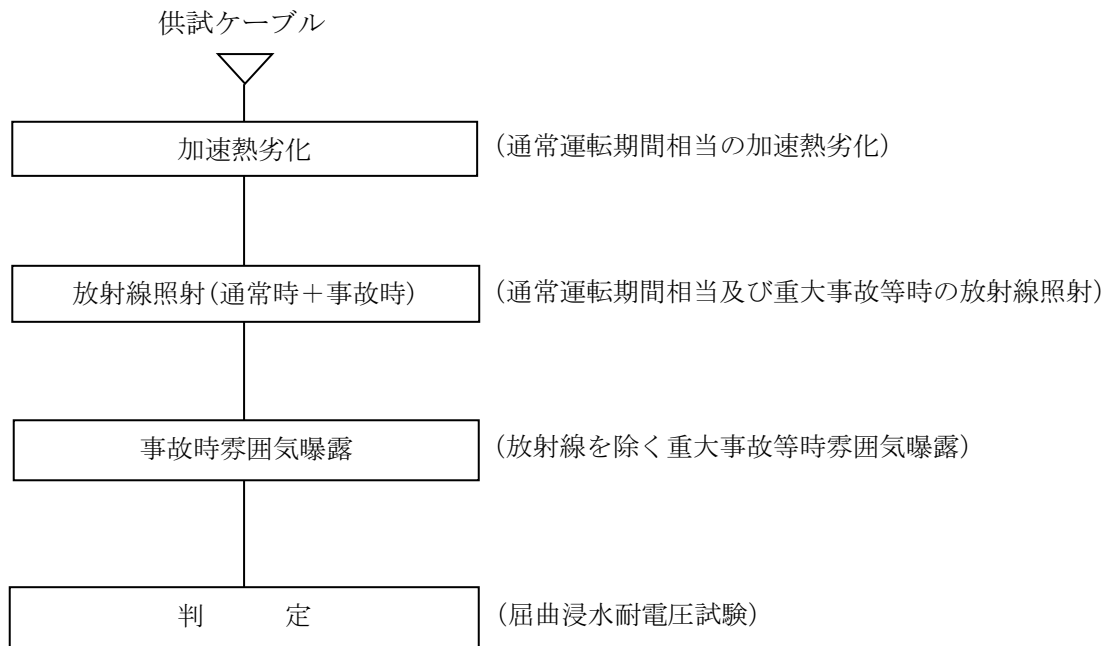


図 2.3-2 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)

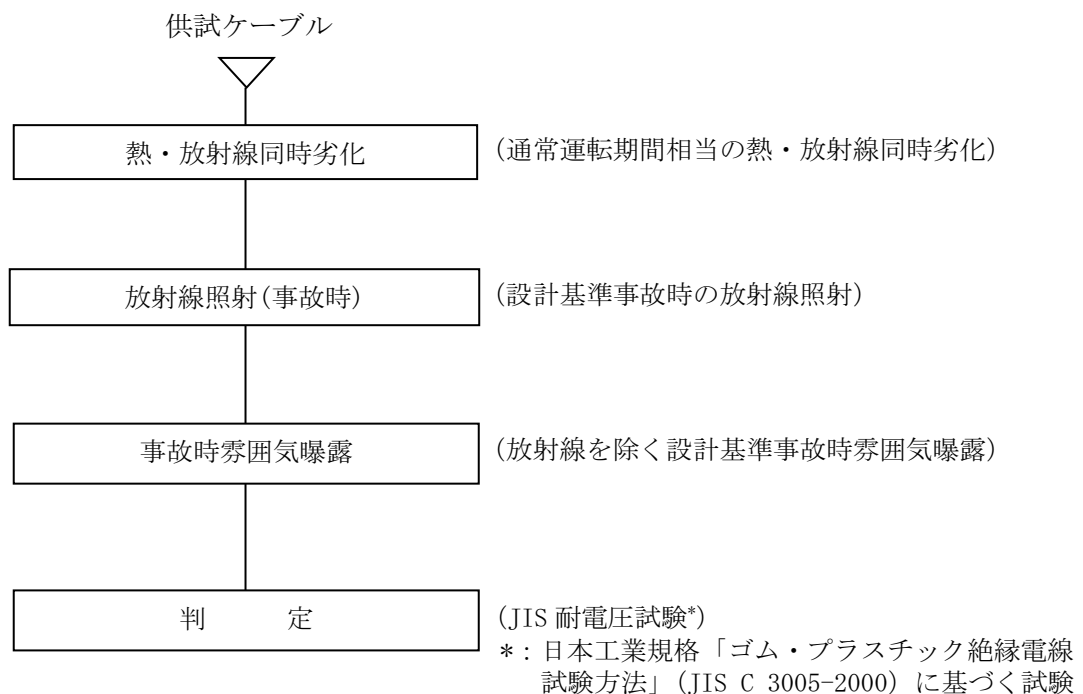


図 2.3-3 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

図 2.3-2 及び図 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 2.3-1 及び表 2.3-3 に示すとおり、電気学会推奨案に従った長期健全性試験条件にて 39 年間、ACA ガイドに従った長期健全性試験条件にて 30 年間の運転期間を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡し、表 2.3-2 及び表 2.3-4 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験、JIS 耐電圧試験の判定基準を満足している。

難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）は、平成 21 年（運転開始後 31 年）にケーブルの取替を実施しており、ACA ガイドに従った長期健全性の評価で確認がとれている 30 年間の通常運転期間を加えると、運転開始後 60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気並びに重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。

表 2.3-1 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121 °C × 168 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度（65.6 °C）では、39 年間の運転期間に相当する。
放射線照射 (通常時 + 事故時)	放射線照射線量：1,300 kGy	東海第二で想定される照射線量約 $5.3 \times 10^2$ kGy（60 年間の通常運転期間約 $2.7 \times 10^2$ kGy に設計基準事故時線量 $2.6 \times 10^2$ kGy を加えた線量）を包絡する。また、東海第二で想定される照射線量約 910 kGy（60 年間の通常運転期間約 $2.7 \times 10^2$ kGy に重大事故等時線量 640 kGy を加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：235 °C (200°C × 168 時間, 当該期間のうち 5 分間は 235 °C) 最高圧力：0.62 MPa 曝露時間：7 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), 最高圧力 (0.31 MPa), 及び重大事故等時の最高温度 (235 °C), 最高圧力 (0.62 MPa) を包絡する。

表 2.3-2 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

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

表 2.3-3 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100℃-98.1Gy/h-7,024 時間	原子炉格納容器内の布設されている区域における設計値（最高温度 65.6℃，最大線量率 0.500 Gy/h）について等価簡易損傷手法により評価した結果，30 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射（事故時）	放射線照射線量：500kGy	東海第二で想定される事故時線量約 $2.6 \times 10^2$ kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171℃ (171℃×9時間, 121℃×13日間) 最高圧力：0.427MPa 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℃），最高圧力（0.31MPa）を包絡する。 なお，実試験における最高温度は，171.1℃以上を保持している。

表 2.3-4 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験結果（ACA ガイド）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 7,000V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

② 現状保全

難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下に対しては，系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また，系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに，点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には，ケーブルの取替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、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、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は適切であると考えている。

c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。



(2) 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の架橋発泡ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-4 に示す。

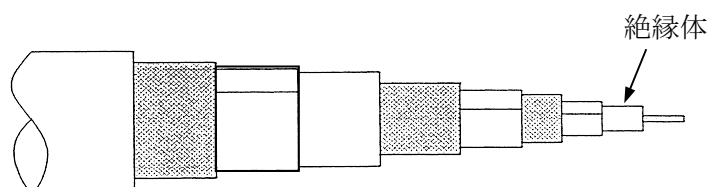


図 2.3-4 難燃六重同軸ケーブルの絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323 (1974) 及び IEEE Std. 383 (1974) の規格を根幹に、電気学会推奨案としてまとめられており、この電気学会推奨案と同じ手順で実機相当品 (架橋ポリエチレンの絶縁体を有する難燃二重同軸ケーブル) による長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が ACA ガイドに取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある難燃六重同軸ケーブルについては、実機相当品 (架橋ポリエチレンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル) による ACA ガイドに従った長期健全性についても評価した。

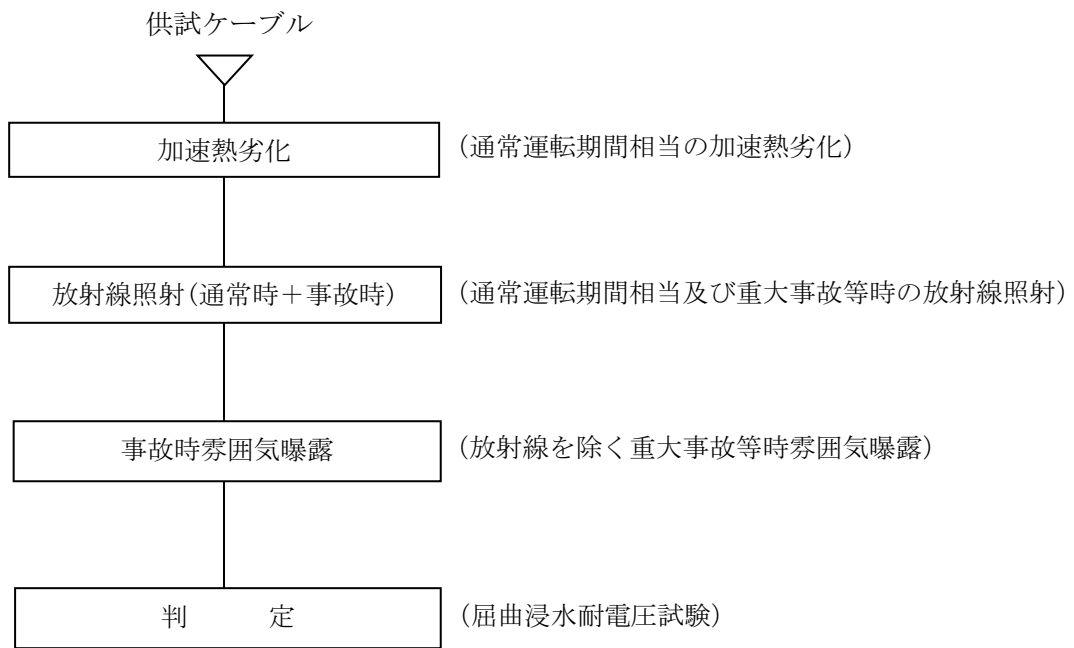


図 2.3-5 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)

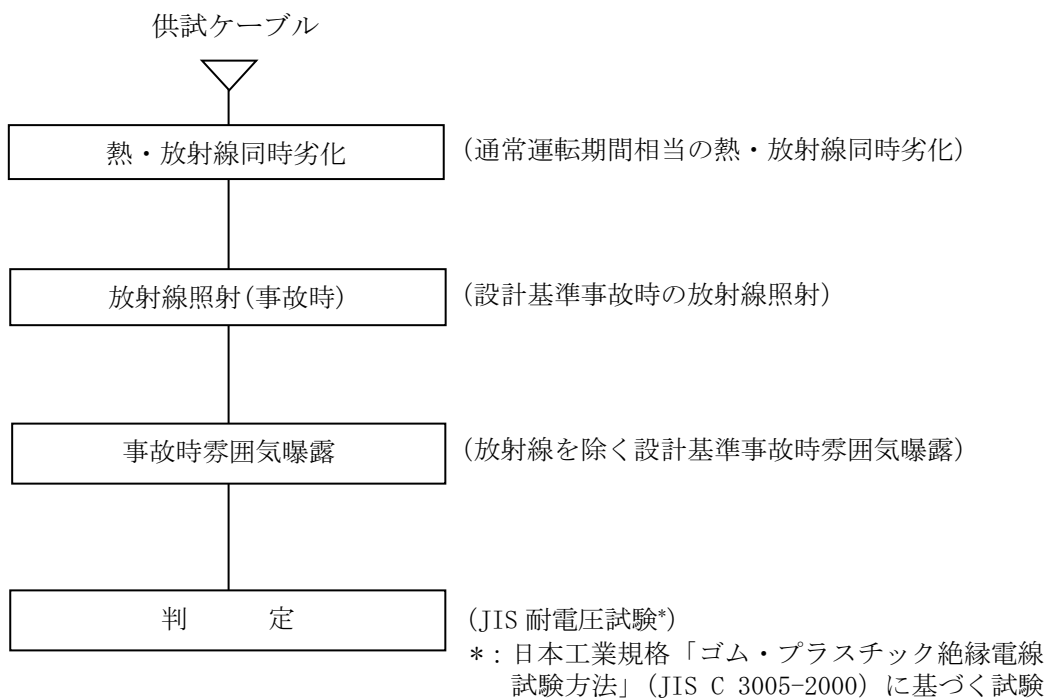


図 2.3-6 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

図 2.3-5 及び図 2.3-6 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 及び表 2.3-7 に示すとおり、電気学会推奨案に従った長期健全性試験条件にて 39 年間、ACA ガイドに従った長期健全性試験条件にて 30 年間の運転期間を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡し、表 2.3-6 及び表 2.3-8 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験、JIS 耐電圧試験の判定基準を満足している。

難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）は、平成 11 年（運転開始後 21 年）にケーブルの取替を実施しており、ACA ガイドに従った長期健全性の評価で確認がとれている 30 年間の通常運転期間を加えると、運転開始後 51 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気並びに重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。

表 2.3-5 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121℃×168 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度（65.6℃）では、39 年間の運転期間を包絡する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：1,300kGy	東海第二で想定される照射線量約 $5.3 \times 10^2$ kGy（60 年間の通常運転期間約 $2.7 \times 10^2$ kGy に設計基準事故時線量 $2.6 \times 10^2$ kGy を加えた線量）を包絡する。また、東海第二で想定される照射線量約 910 kGy（60 年間の通常運転期間約 $2.7 \times 10^2$ kGy に重大事故等時線量 640 kGy を加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：235℃ (200℃×168 時間、当該期間のうち 5 分間は 235℃) 最高圧力：0.62 MPa 曝露時間：7 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（171.1℃）、最高圧力（0.31 MPa）、及び重大事故等時の最高温度（235℃）、最高圧力（0.62 MPa）を包絡する。

表 2.3-6 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

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

表 2.3-7 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100 °C－98.1 Gy/h－7,024 時間	原子炉格納容器内の布設されている区域における設計値（最高温度 65.6 °C，最大線量率 0.500 Gy/h）について等価簡易損傷手法により評価した結果，30 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射（事故時）	放射線照射線量：500 kGy	東海第二で想定される事故時線量約 $2.6 \times 10^2$ kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C （171 °C×9 時間，121 °C×13 日間） 最高圧力：0.427 kPa 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），最高圧力（0.31 MPa）を包絡する。 なお，実試験における最高温度は，171.1 °C 以上を保持している。

表 2.3-8 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験結果（ACA ガイド）

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 7,000 V－1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

② 現状保全

難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下に対しては，系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また，系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに，点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には，ケーブルの取替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、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、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は適切であると考ええる。

#### c. 高経年化への対応

絶縁体の絶縁特性低下に対しては、今後も系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

なお、難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器内）については、追加保全項目として、健全性評価から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。

これにより、運転を延長しようとする期間において、絶縁体の絶縁特性低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと判断する。

(3) 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン)  
(原子炉格納容器外)]

a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の架橋ポリオレフィンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-7 に示す。

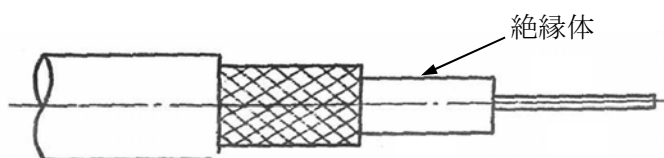


図 2.3-7 難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323 (1974) 及び IEEE Std. 383 (1974) の規格を根幹に、電気学会推奨案としてまとめられており、この電気学会推奨案に基づき実機相当品 (架橋発泡ポリオレフィンの絶縁体を有する難燃三重同軸ケーブル) による長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が ACA ガイドに取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある難燃一重同軸ケーブル (絶縁体材料が架橋ポリオレフィン) については、実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性についても評価した。

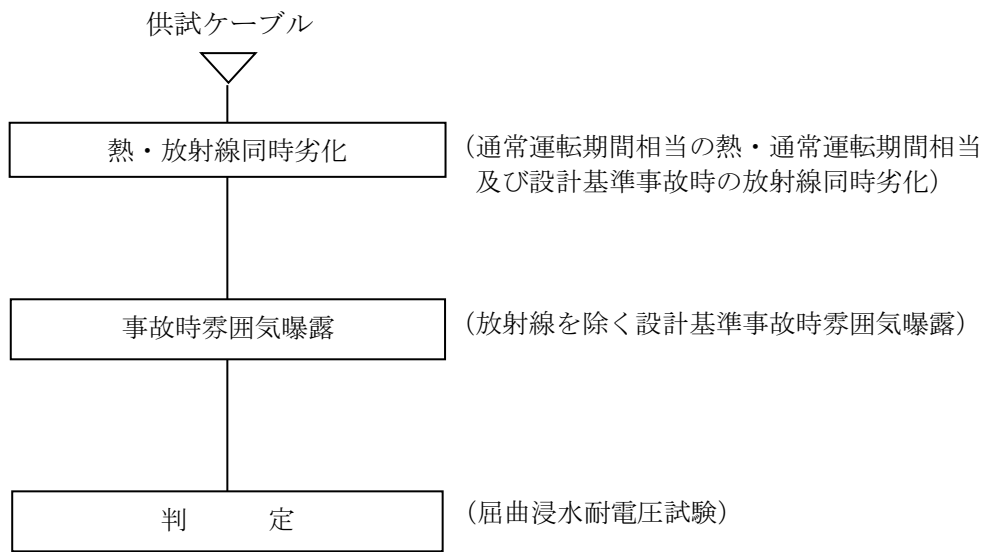


図 2.3-8 難燃三重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)

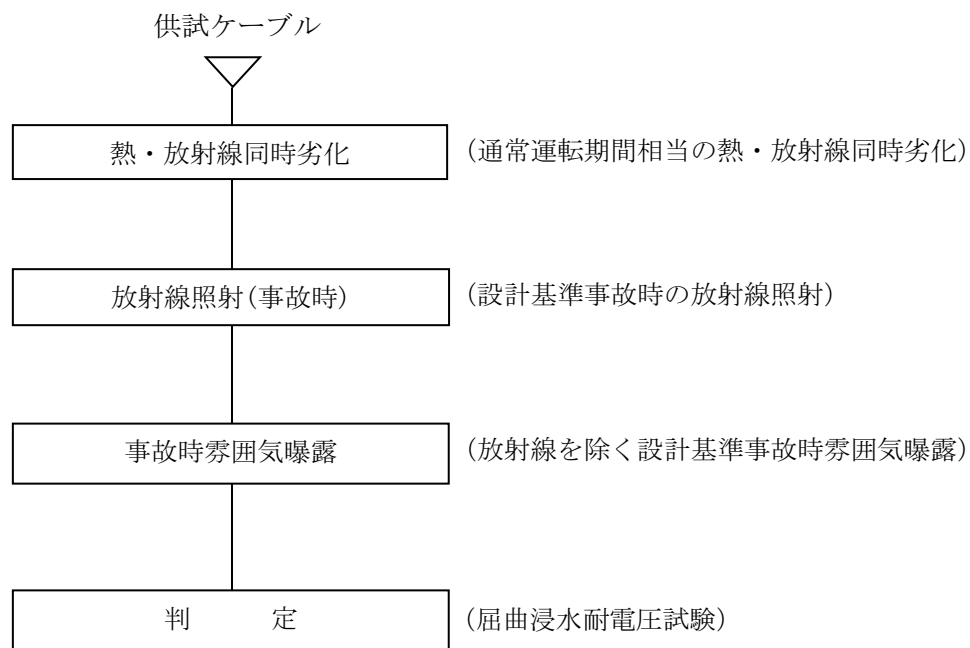


図 2.3-9 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

図 2.3-8 及び図 2.3-9 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 2.3-9 及び表 2.3-11 に示すとおり、電気学会推奨案に従った長期健全性試験にて 60 年間以上、ACA ガイドに従った長期健全性試験条件にて 23 年間の運転期間を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡し、表 2.3-10 及び表 2.3-12 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験の判定基準を満足している。

難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）（原子炉格納容器外）は、表 2.3-11 に示すとおり 37 年間実機環境下で使用した実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性試験で、23 年間の健全性が確認できていることから、運転開始後 60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気並びに重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。

表 2.3-9 難燃三重同軸ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
熱・放射線 同時劣化	120 °C×2,000 時間 放射線照射線量：220.3 kGy	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 °C）では、60 年間以上の運転期間に相当する。 東海第二で想定される照射線量約 1.8 kGy（60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に設計基準事故時線量 1.7 kGy を加えた線量）を包絡する。 また、東海第二で想定される照射線量約 1.2 kGy（60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に重大事故等時線量約 1.1 kGy を加えた線量）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：約 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100 °C）、最高圧力（0.001744 MPa）、及び重大事故等時の最高温度（85 °C）、最高圧力（0.015 MPa）を包絡する。



表 2.3-10 難燃三重同軸ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

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

表 2.3-11 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線 同時劣化	110 °C×2,472 時間 放射線照射なし	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 °C）では，23 年間の運転期間に相当する。 供試ケーブルは 37 年間実機環境下にて使用したものであり，長期健全性試験で確認がとれている 23 年間の通常運転期間を加えると，60 年間の運転期間に相当する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 260 kGy	東海第二で想定される事故時線量約 1.7 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171 °C (171 °C×1 時間, 121°C×24 時間) 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100 °C），最高圧力（0.001744 MPa）を包絡する。

表 2.3-12 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験結果（ACA ガイド）

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

## ② 現状保全

難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリオレフィン）（原子炉格納容器外）の絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替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、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、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は適切であると考えている。

## c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

(4) 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃三重同軸ケーブル (原子炉格納容器外)]

a. 事象の説明

絶縁体は、有機物の架橋発泡ポリオレフィンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-10 に示す。

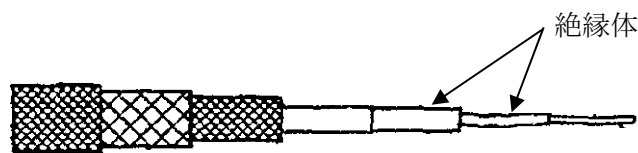


図 2.3-10 難燃三重同軸ケーブルの絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323 (1974) 及び IEEE Std. 383 (1974) の規格を根幹に、電気学会推奨案としてまとめられており、この電気学会推奨案に基づき実機同等品による長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の健全性を評価した。

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討され、その結果が ACA ガイドに取りまとめられている。

このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある難燃三重同軸ケーブルについては、実機相当品 (架橋ポリオレフィンの絶縁体を有する難燃一重同軸ケーブル) による ACA ガイドに従った長期健全性についても評価した。

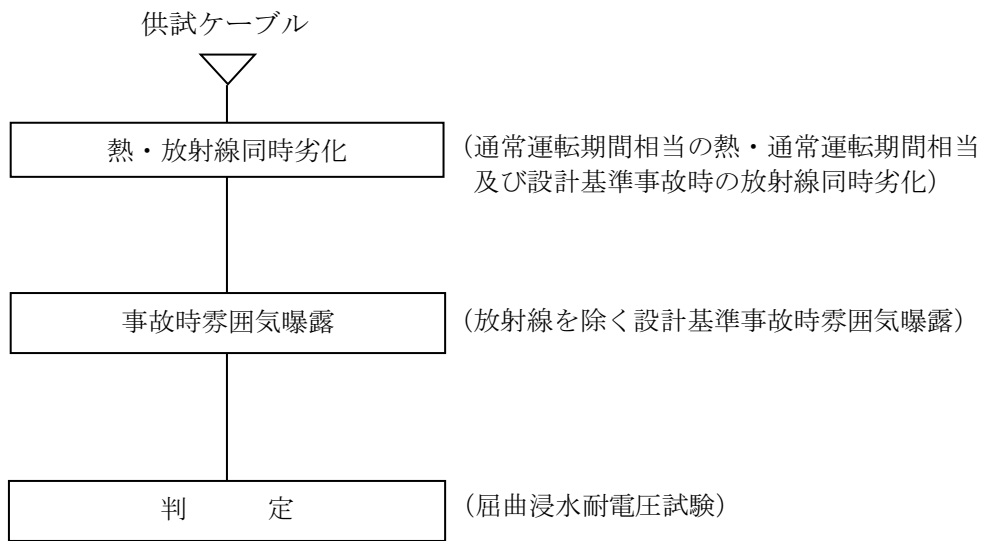


図 2.3-11 難燃三重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (電気学会推奨案)

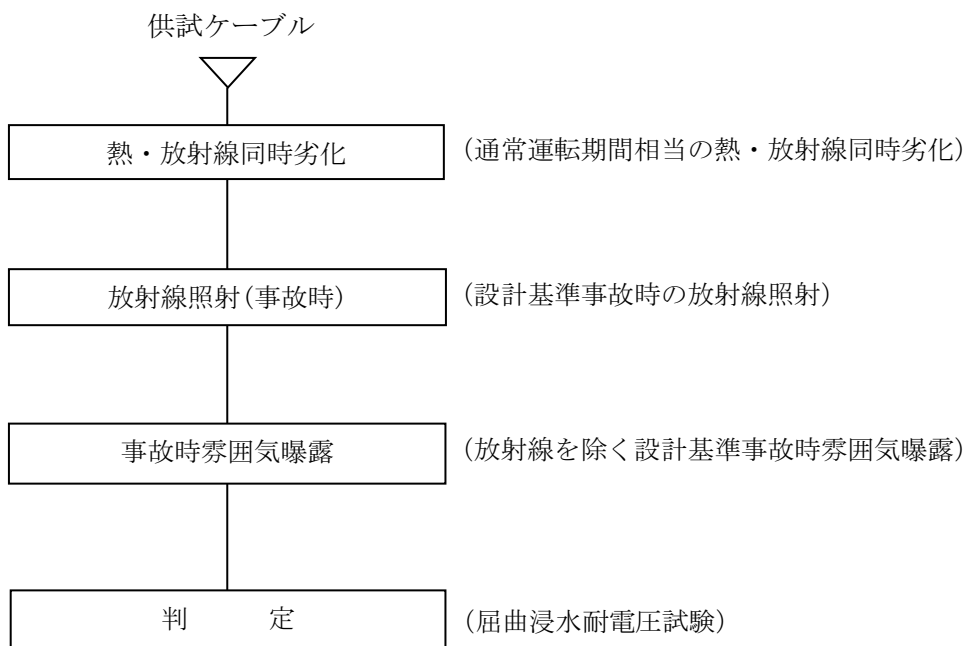


図 2.3-12 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験手順 (ACA ガイド)

図 2.3-11 及び図 2.3-12 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 2.3-13 及び表 2.3-15 に示すとおり、電気学会推奨案に従った長期健全性試験にて 60 年間以上、ACA ガイドに従った長期健全性試験条件にて 23 年間の運転期間を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡し、表 2.3-14 及び表 2.3-16 に示すとおり、屈曲浸水耐電圧試験の判定基準を満足している。

難燃三重同軸ケーブル（原子炉格納容器外）は、表 2.3-15 に示すとおり 37 年間実機環境下で使用した実機同等品による ACA ガイドに従った長期健全性試験で、23 年間の健全性が確認できていることから、運転開始後 60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気並びに重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。

表 2.3-13 難燃三重同軸ケーブル長期健全性試験条件（電気学会推奨案）

	試験条件	説明
熱・放射線 同時劣化	120 °C×2,000 時間 放射線照射線量：220.3 kGy	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 °C）では、60 年間以上の運転期間に相当する。 東海第二で想定される照射線量約 1.8 kGy（60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に設計基準事故時線量 1.7 kGy を加えた線量）を包絡する。 また、東海第二で想定される照射線量約 1.2 kGy（60 年間の通常運転期間約 5.3 Gy に重大事故等時線量約 1.1 kGy を加えた線量）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（100 °C）、最高圧力（0.001744 MPa）、及び重大事故等時の最高温度（85 °C）、最高圧力（0.015 MPa）を包絡する。

表 2.3-14 難燃三重同軸ケーブル長期健全性試験結果（電気学会推奨案）

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

表 2.3-15 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験条件（ACA ガイド）

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	110 °C×2, 472 時間 放射線照射なし	原子炉格納容器外の周囲最高温度（40.0 °C）では，23 年間の運転期間に相当する。 供試ケーブルは 37 年間実機環境下にて使用したものであり，長期健全性試験で確認がとれている 23 年間の通常運転期間を加えると，60 年間の運転期間に相当する。
放射線照射（事故時）	放射線照射線量 : 260 kGy	東海第二で想定される事故時線量約 1.7 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171°C (171 °C×1 時間, 121 °C×24 時間) 最高圧力 : 0.427M Pa 曝露時間 : 25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度（100 °C），最高圧力（0.001744 MPa）を包絡する。

表 2.3-16 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験結果（ACA ガイド）

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

## ② 現状保全

難燃三重同軸ケーブル（原子炉格納容器外）の絶縁特性低下に対しては、系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。

また、系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、ケーブルの取替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、絶縁体の急激な絶縁特性低下の可能性は小さく、また、絶縁特性低下は系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験で把握可能と考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、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は適切であると考ええる。

## c. 高経年化への対応

絶縁体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内容に対して追加すべき項目はないと考える。

今後も、系統機器点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

### 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。

[対象同軸ケーブル]

- ① 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）
- ② 難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器外）
- ③ 難燃二重同軸ケーブル

#### 3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

- a. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）、難燃二重同軸ケーブル]

代表機器である難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）と同様に絶縁体材料が架橋ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）及び難燃二重同軸ケーブルは、原子炉格納容器外に設置され、設計基準事故時動作及び重大事故等時動作が要求される。

これより、代表機器である原子炉格納容器内の難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器内）の健全性評価方法を用いて、表 3.1-1 に記載の使用条件における難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）及び難燃二重同軸ケーブルの長期健全性を評価した。

その結果、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）及び難燃二重同軸ケーブルは、電気学会推奨案に従った長期健全性試験条件については60年間以上、ACAガイドに従った長期健全性の評価については60年間の運転期間を想定した劣化条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験の判定基準を満足していることを確認した。

これらのことから、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）及び難燃二重同軸ケーブルは、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気並びに重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施しており、今後もこの保全方法を継続し、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。



表 3.1-1 難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）  
及び難燃二重同軸ケーブルの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*	40.0 °C（最高）	100 °C（最高）	85 °C（最高）
最高圧力*	大気圧	0.001744 MPa	0.015 MPa
放射線*	$1 \times 10^{-5}$ Gy/h* <sup>1</sup> （最大）	1.7 kGy （最大積算値）	88 kGy （最大積算値）

\*：原子炉格納容器外で難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）及び難燃二重同軸ケーブルが布設されている区域における設計値

b. 絶縁体の絶縁特性低下 [難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外)]

代表機器である難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器内) と同様に絶縁体は架橋発泡ポリエチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外) は、原子炉格納容器外に設置され、設計基準事故時動作及び重大事故等時動作が要求される。

これより、代表機器が設置されている原子炉格納容器内の難燃六重同軸ケーブルの健全性評価方法を用いて、表 3.1-2 に記載の使用条件における難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外) の長期健全性を評価した。

その結果、難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外) は、電気学会推奨案に従った長期健全性試験条件については 60 年間以上、ACA ガイドに従った長期健全性試験条件については 60 年間以上の運転期間を想定した劣化条件を包絡し、事故時雰囲気曝露試験の判定基準を満足していることを確認した。

これらのことから、難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外) の絶縁体は、60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気並びに重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を実施しており、今後この保全方法を継続し、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

表 3.1-2 難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外) の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器外		
周囲温度*1	40.0 °C (最高)	100 °C (最高)	85 °C (最高)
最高圧力*1	大気圧	0.001744 MPa	0.015 MPa
放射線	$1 \times 10^{-5}$ Gy/h*1 (最大)	1.7 kGy*1 (最大積算値)	約 1.1 kGy*2 (最大積算値)

\*1：原子炉格納容器外で難燃六重同軸ケーブル (原子炉格納容器外) が布設されている区域における設計値

\*2：重大事故等時動作が要求されるまでの時間に余裕を加えた時間 (2 時間) の積算値

### 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. 熱・放射線によるシースの劣化 [共通]

代表機器と同様、難燃一重同軸ケーブル（絶縁体材料が架橋ポリエチレン）（原子炉格納容器外）、難燃二重同軸ケーブル及び難燃六重同軸ケーブル（原子炉格納容器外）の難燃架橋ポリエチレンシースは有機物であるため、熱及び放射線により硬化する可能性がある。

しかし、シースは主にケーブル布設時に生ずる外的な力からケーブルを保護するためのものであり、ケーブルに要求される絶縁機能の確保に対するシースの役割は極めて低い。

したがって、熱・放射線によるシースの劣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。

## 4. ケーブルトレイ，電線管

[対象機器]

- ① ケーブルトレイ
- ② 電線管

## 目次

1. 対象機器 .....	4-1
2. ケーブルトレイ，電線管の技術評価.....	4-2
2.1 構造，材料及び使用条件.....	4-2
2.1.1 ケーブルトレイ.....	4-2
2.1.2 電線管 .....	4-5
2.2 経年劣化事象の抽出.....	4-8
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	4-8
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	4-8
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.....	4-9

1. 対象機器

東海第二で使用しているケーブルトレイ，電線管の主な機能を表 1-1 に示す。

表 1-1 ケーブルトレイ，電線管の主な機能

機器名称	機能
ケーブルトレイ	ケーブルを収納して支持する
電線管	ケーブルを収納して支持する

## 2. ケーブルトレイ，電線管の技術評価

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### 2.1.1 ケーブルトレイ

##### (1) 構造

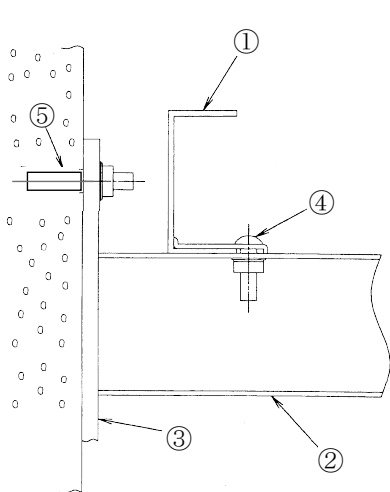
東海第二のケーブルトレイは，ベースプレート又は埋込金物にサポートを溶接により架台状に固定し，その上にケーブルトレイをボルトナットで固定する構造となっている。

なお，ケーブルトレイ上に非難燃ケーブルが布設されている場合には防火シートで覆うこととしている。

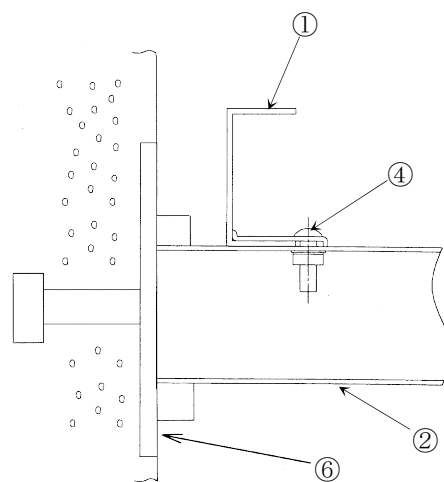
東海第二のケーブルトレイの代表的な構造図を図 2.1-1 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

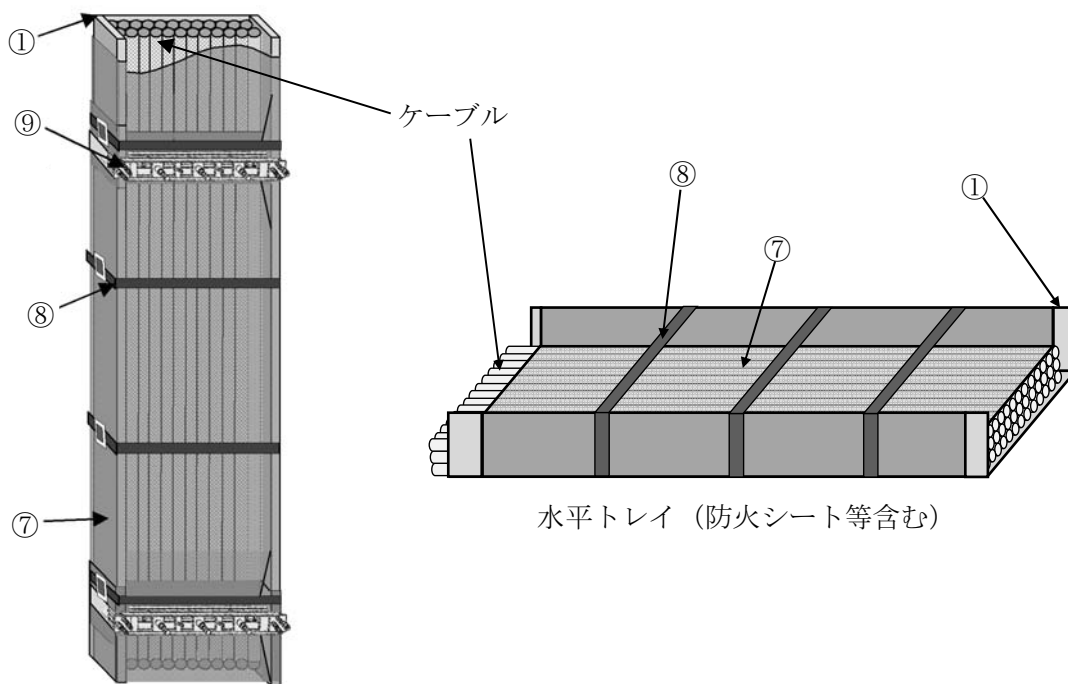
東海第二のケーブルトレイ主要部位の使用材料を表 2.1-1 に，使用条件を表 2.1-2 に示す。



基礎ボルトの例



埋込金物の例



垂直トレイ (防火シート等含む)

No.	部位	No.	部位
①	ケーブルトレイ	⑥	埋込金物
②	サポート	⑦	防火シート
③	ベースプレート	⑧	結束ベルト
④	サポート取付ボルト・ナット	⑨	ファイアストップ
⑤	基礎ボルト*1		

\*1：後打ちケミカルアンカ，後打ちメカニカルアンカ

図 2.1-1 ケーブルトレイ構造図



表 2.1-1 ケーブルトレイ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
機器の支持	支持	ケーブルトレイ	炭素鋼
		サポート	炭素鋼
		ベースプレート	炭素鋼
		サポート取付 ボルト・ナット	炭素鋼
		基礎ボルト	炭素鋼, 樹脂*1
		埋込金物	炭素鋼
防火機能の確保	複合体*2の形成	防火シート	アルミノ硼珪酸ガラス, アクリロニトリルブタジエンゴム
		結束ベルト	アルミノ硼珪酸ガラス, シリコーン樹脂
		ファイアストッパ	炭素鋼, セラミックファイバーブランケット

\*1：後打ちケミカルアンカを示す

\*2：非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シートにより覆い，結束ベルト及びファイアストッパにて固定したもの

表 2.1-2 ケーブルトレイの使用条件

設置場所	原子炉格納容器内外，屋外
布設ケーブルの使用電圧	AC 7,000 V 以下

## 2.1.2 電線管

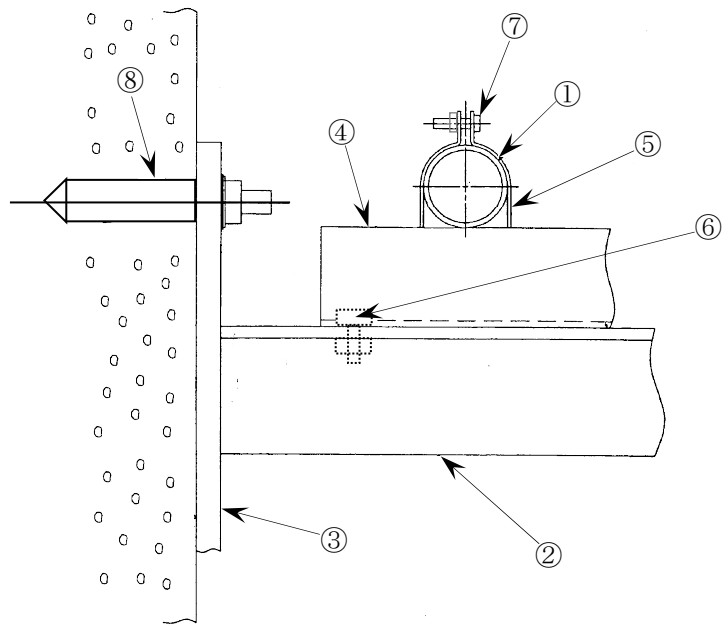
### (1) 構造

電線管は、ベースプレート又は埋込金物にサポートを溶接により架台状に固定し、その上にユニバーサルチャンネルを取付け、電線管をパイプクランプで固定する構造となっている。

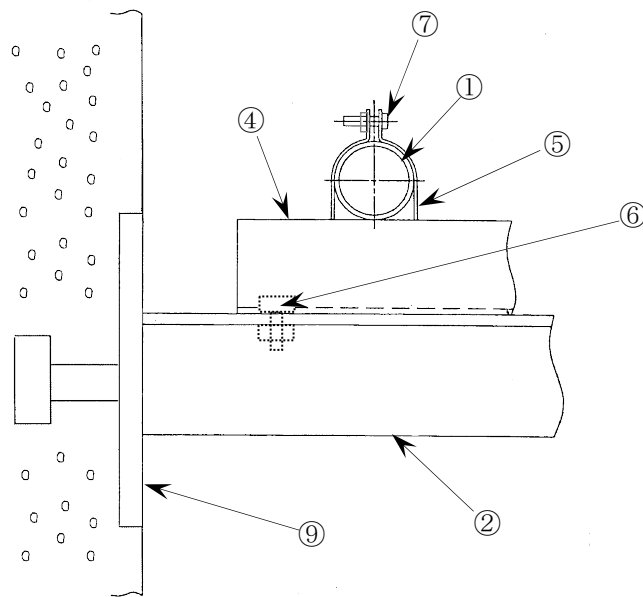
電線管の代表的な構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

電線管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。



基礎ボルトの例



埋込金物の例

No.	部位	No.	部位
①	電線管	⑥	サポート取付ボルト・ナット
②	サポート	⑦	パイプクランプボルト・ナット
③	ベースプレート	⑧	基礎ボルト*1
④	ユニバーサルチャンネル	⑨	埋込金物
⑤	パイプクランプ		

\*1：後打ちケミカルアンカ、後打ちメカニカルアンカ

図 2.1-2 電線管構造図

表 2.1-3 電線管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
機器の支持	支持	電線管	炭素鋼
		サポート	炭素鋼
		ベースプレート	炭素鋼
		ユニバーサルチャンネル	炭素鋼
		パイプクランプ	炭素鋼
		サポート取付ボルト・ナット	炭素鋼
		パイプクランプボルト・ナット	炭素鋼
		基礎ボルト	炭素鋼, 樹脂 <sup>*1</sup>
		埋込金物	炭素鋼

\*1：後打ちケミカルアンカを示す

表 2.1-4 電線管の使用条件

設置場所	原子炉格納容器内外, 屋外
布設ケーブルの使用電圧	AC 7,000 V 以下

## 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

ケーブルトレイ、電線管の機能であるケーブルの電路確保を維持し、非難燃ケーブルの火災発生を防止する機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- (1) 機器の支持
- (2) 防火機能の確保

### 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

ケーブルトレイ、電線管について、要求機能を考慮して主要部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（設置場所、電圧）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

ケーブルトレイ、電線管には、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. ケーブルトレイ及びファイアストップ [ケーブルトレイ], ユニバーサルチャンネル, パイプクランプ及びパイプクランプボルト・ナット [電線管], サポート, ベースプレート及びサポート取付ボルト・ナット [共通] の腐食（全面腐食）

ケーブルトレイ, ファイアストップ, ユニバーサルチャンネル, パイプクランプ, パイプクランプボルト・ナット, サポート, ベースプレート及びサポート取付ボルト・ナットは, 炭素鋼であるため腐食が想定されるが, 表面は塗装又はメッキが施されており, 腐食の可能性は小さく, 点検時に目視確認を行い, その結果により必要に応じ補修を実施することとしている。

したがって, ケーブルトレイ, ファイアストップ, ユニバーサルチャンネル, パイプクランプ, パイプクランプボルト・ナット, サポート, ベースプレート及びサポート取付ボルト・ナットの腐食（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. 電線管（本体）（大気接触部）の外面腐食（全面腐食） [電線管]

電線管（本体）（大気接触部）は, 炭素鋼であるため腐食が想定されるが, 電線管外面は塗装又は溶融亜鉛メッキが施されており, 腐食の可能性は小さく, 点検時に目視確認を行い, その結果により必要に応じ補修を実施することとしている。

したがって, 電線管（本体）（大気接触部）の外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. 埋込金物（大気接触部）の腐食（全面腐食） [共通]

埋込金物（大気接触部）は, 炭素鋼であるため腐食が想定されるが, 大気接触部は塗装が施されており, 腐食の可能性は小さく, 点検時に目視確認を行い, その結果により必要に応じ補修又は取替を実施することとしている。

したがって, 埋込金物（大気接触部）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。

d. 基礎ボルトの腐食（全面腐食） [共通]

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」にて評価を実施するものとし本評価書には含めない。

(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. 電線管（本体）の内面腐食（全面腐食）〔電線管〕

電線管は、炭素鋼であるため腐食が想定されるが、電線管内面は溶融亜鉛メッキが施されており、腐食発生の可能性は小さい。電線管に内装されるものはケーブルのみであり、メッキ面への外力は加わらないため亜鉛メッキが剥がれることはなく、外面と比較して環境条件が緩やかであるため腐食の発生する可能性は小さい。

したがって、電線管の内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. 基礎ボルトの樹脂（後打ちケミカルアンカ）の劣化〔共通〕

基礎ボルトの樹脂の劣化については、「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。

c. 電線管（本体）（コンクリート埋設部）の外面〔電線管〕及び埋込金物（コンクリート埋設部）〔共通〕の腐食（全面腐食）

電線管（本体）（コンクリート埋設部）及び埋込金物（コンクリート埋設部）は、炭素鋼であるため腐食が想定される。

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が、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、電線管（本体）（コンクリート埋設部）及び埋込金物（コンクリート埋設部）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。

表 2.2-1(1/2) ケーブルトレイに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象								備考
				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		
機器の支持	ケーブルトレイ		炭素鋼		△							*1:後打ちケミカルアンカ *2:樹脂の劣化 *3:大気接触部 *4:コンクリート埋設部
	サポート		炭素鋼		△							
	ベースプレート		炭素鋼		△							
	サポート取付ボルト・ナット		炭素鋼		△							
	基礎ボルト		炭素鋼, 樹脂*1		△						▲*2	
	埋込金物		炭素鋼		△ <sup>*3</sup> ▲ <sup>*4</sup>							
防火機能の確保	防火シート		アルミノ硼珪酸ガラス, アクリロニトリルブタジエンゴム									
	結束ベルト		アルミノ硼珪酸ガラス, シリコーン樹脂									
	ファイアストップ		炭素鋼, セラミックファイバークラケット		△							

△: 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)

▲: 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) 電線管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年劣化事象							備考	
				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		
機器の支持	電線管		炭素鋼		△ <sup>*1</sup> ▲ <sup>*2*3</sup>							*1: 大気接触部の外面腐食 *2: 内面腐食 *3: コンクリート埋設部の外面腐食
	サポート		炭素鋼		△							*4: 後打ちケミカルアンカ *5: 樹脂の劣化
	ベースプレート		炭素鋼		△							*6: 大気接触部 *7: コンクリート埋設部
	ユニバーサルチャンネル		炭素鋼		△							
	パイプクランプ		炭素鋼		△							
	サポート取付ボルト・ナット		炭素鋼		△							
	パイプクランプボルト・ナット		炭素鋼		△							
	基礎ボルト		炭素鋼, 樹脂 <sup>*4</sup>		△						▲ <sup>*5</sup>	
	埋込金物		炭素鋼		△ <sup>*6</sup> ▲ <sup>*7</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)

## 5. ケーブル接続部

[対象ケーブル接続部]

- ① 端子台接続
- ② 端子接続
- ③ 電動弁コネクタ接続
- ④ 同軸コネクタ接続（中性子計測用）
- ⑤ 同軸コネクタ接続（放射線計測用）
- ⑥ スプライス接続

## 目次

1. 対象機器及び代表機器の選定.....	5-1
1.1 グループ化の考え方及び結果.....	5-1
1.2 代表機器の選定.....	5-1
2. 代表機器の技術評価.....	5-3
2.1 構造,材料及び使用条件.....	5-3
2.1.1 端子台接続(原子炉格納容器内).....	5-3
2.1.2 電動弁コネクタ接続(原子炉格納容器内).....	5-6
2.1.3 同軸コネクタ接続(中性子束計測用)(原子炉格納容器内).....	5-9
2.1.4 スプライス接続(原子炉格納容器内).....	5-12
2.2 経年劣化事象の抽出.....	5-14
2.2.1 機器の機能達成に必要な項目.....	5-14
2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出.....	5-14
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.....	5-16
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価.....	5-22
3. 代表機器以外への展開.....	5-36
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象.....	5-36
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.....	5-50

## 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主要なケーブル接続部の主な仕様を表 1-1 に示す。

これらのケーブル接続部を種類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

種類を分類基準とし、ケーブル接続部を表 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、重要度及び設置場所等の観点から代表機器を選定する。

#### (1) 端子接続

このグループには、端子台接続及び端子接続が属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の端子台接続を代表機器とする。

#### (2) 電動弁コネクタ接続

このグループには、電動弁コネクタ接続のみが属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内の電動弁コネクタ接続を代表機器とする。

#### (3) 同軸コネクタ接続

このグループには、同軸コネクタ接続（中性子束計測用）及び同軸コネクタ接続（放射線計測用）が属するが、重要度が高く、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内に設置されているもののうち、構成部品点数が多い同軸コネクタ接続（中性子束計測用）を代表機器とする。

#### (4) 直ジョイント接続

このグループには、スプライス接続のみが属するが、重要度は同等であることから、設置場所の環境が厳しい原子炉格納容器内のスプライス接続を代表機器とする。

表 1-1 ケーブル接続部のグループ化及び代表機器の選定

分類基準	種類	名称	絶縁体材料	用途	選定基準			選定理由	
					重要度*1	設置場所			
					原子炉格納容器内	原子炉格納容器外			
端子接続	端子台接続	端子接続	ジアリルフタレート樹脂	動力, 制御, 計測	MS-1重*2	○	◎	重要度設置場所	
			ポリカーボネイト			○			
			ポリフェニレンエーテル樹脂			○			
電動弁コネクタ接続	電動弁コネクタ接続	端子接続	ビニル	動力	MS-1重*2	○		重要度設置場所	
			ジアリルフタレート樹脂			○	◎		
			ポリエーテルエーテルケトン						
同軸コネクタ接続	同軸コネクタ接続 (中性子束計測用)	同軸コネクタ接続 (放射線計測用)	架橋ポリスチレン	計測	MS-1重*2	○ (13) *3	◎	重要度設置場所 構成部品点数	
						テフロン	○ (10) *3		
						架橋ポリオレフィン			
直ジョイント接続	直ジョイント接続	スプライス接続	架橋ポリオレフィン	動力, 制御, 計測	MS-1重*2	○	◎	重要度設置場所	

\*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  
 \*3: ( )内は構成部品点数を示す

## 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ケーブル接続部について技術評価を実施する。

- ① 端子台接続（原子炉格納容器内）
- ② 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）
- ③ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）
- ④ スプライス接続（原子炉格納容器内）

### 2.1 構造，材料及び使用条件

#### 2.1.1 端子台接続（原子炉格納容器内）

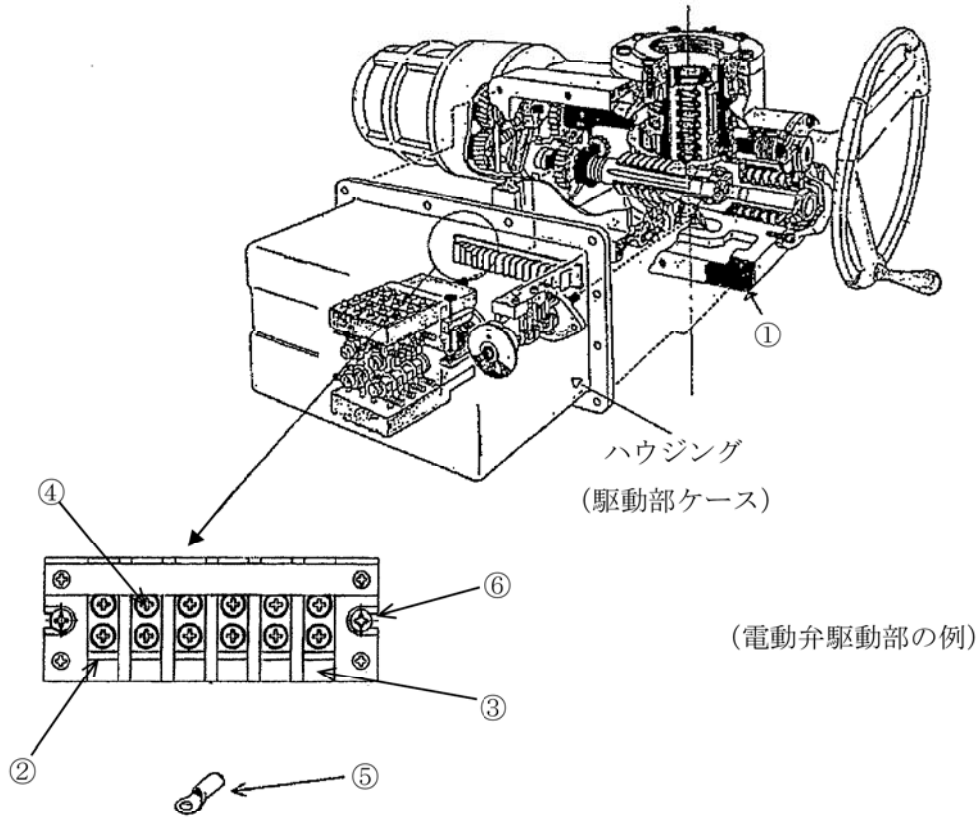
##### (1) 構造

東海第二の端子台接続（原子炉格納容器内）は、ケーブル接続部をもつ端子板と、それを保持する端子台絶縁部で構成され、このうち絶縁機能は、絶縁部にて保たれている。

東海第二の代表的な端子台接続（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-1 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的な端子台接続（原子炉格納容器内）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	ガスケット
②	端子板
③	端子台絶縁部
④	端子台ビス
⑤	接続端子
⑥	端子板ビス

図 2.1-1 端子台接続 (原子炉格納容器内) の構造図

表 2.1-1 端子台接続（原子炉格納容器内）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
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	ガスケット	(消耗品)
		端子板	銅合金（ニッケルメッキ）
		端子台絶縁部	ジアリルフタレート樹脂
		端子台ビス	ステンレス鋼
		接続端子	銅合金（すずメッキ）
		端子板ビス	ステンレス鋼

表 2.1-2 端子台接続（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度*	65.6 °C（最高）	171.1 °C（最高）	123 °C（最高）
最高圧力*	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.31 MPa
放射線*	0.040 Gy/h（最大）	2.6×10 <sup>2</sup> 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 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）

### (1) 構造

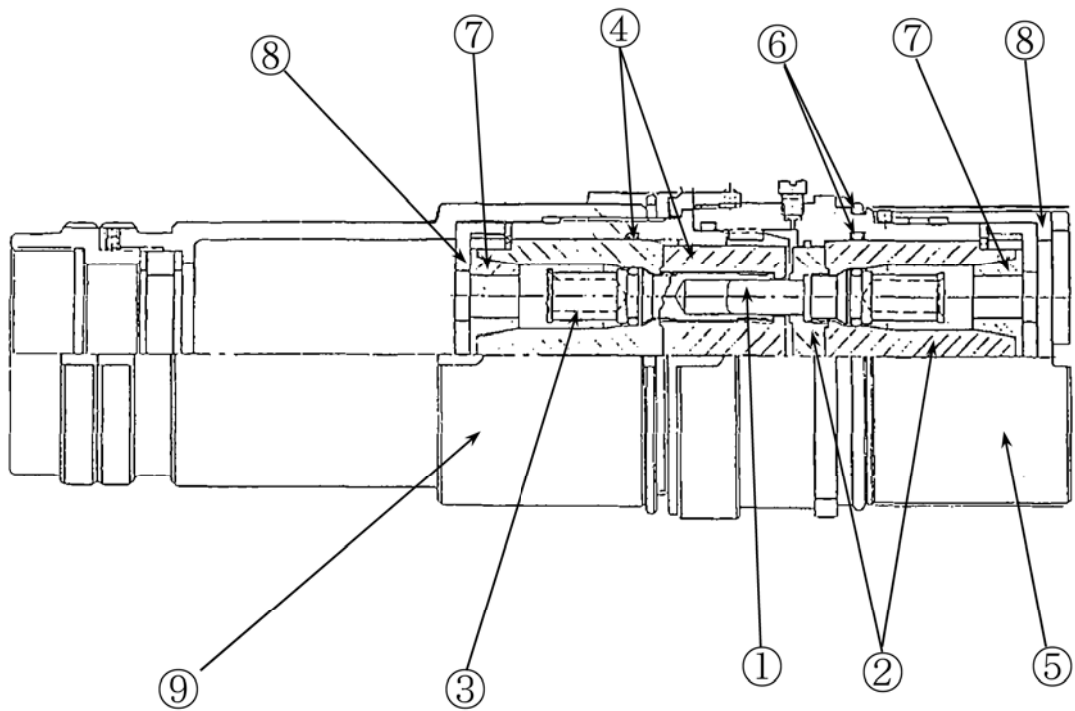
東海第二の電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）は、大別すると、オスコンタクト、オス絶縁部、メスコンタクト、メス絶縁部、レセプタクルシェル、Oリング、シーリングブッシュ、シーリングワッシャ及びプラグシェルで構成され、シーリングブッシュにより絶縁部への湿分等の浸入を防止している。

電動弁コネクタ接続の絶縁機能は、オス絶縁部及びメス絶縁部で保っている。

東海第二の代表的な電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-2 に示す。

### (2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的な電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）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	オスコンタクト
②	オス絶縁部
③	メスコンタクト
④	メス絶縁部
⑤	レセプタクルシェル
⑥	Oリング
⑦	シーリングブッシュ
⑧	シーリングワッシャ
⑨	プラグシェル

図 2.1-2 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の構造図

表 2.1-3 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）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
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	オスコンタクト	銅合金（金メッキ）
		オス絶縁部	ジアリルフタレート樹脂
		メスコンタクト	銅合金（金メッキ）
		メス絶縁部	ジアリルフタレート樹脂
		レセプタクルシェル	銅合金（ニッケルメッキ）
		Oリング	（消耗品）
		シーリングブッシュ	エチレンプロピレンゴム
		シーリングワッシャ	銅合金（ニッケルメッキ）
		プラグシェル	銅合金（ニッケルメッキ）

表 2.1-4 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時
設置場所	原子炉格納容器内	
周囲温度*	65.6 °C（最高）	171.1 °C（最高）
最高圧力*	0.0138 MPa	0.31 MPa
放射線*	0.040 Gy/h（最大）	2.6×10 <sup>2</sup> kGy （最大積算値）

\*：原子炉格納容器内における設計値

### 2.1.3 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）

#### (1) 構造

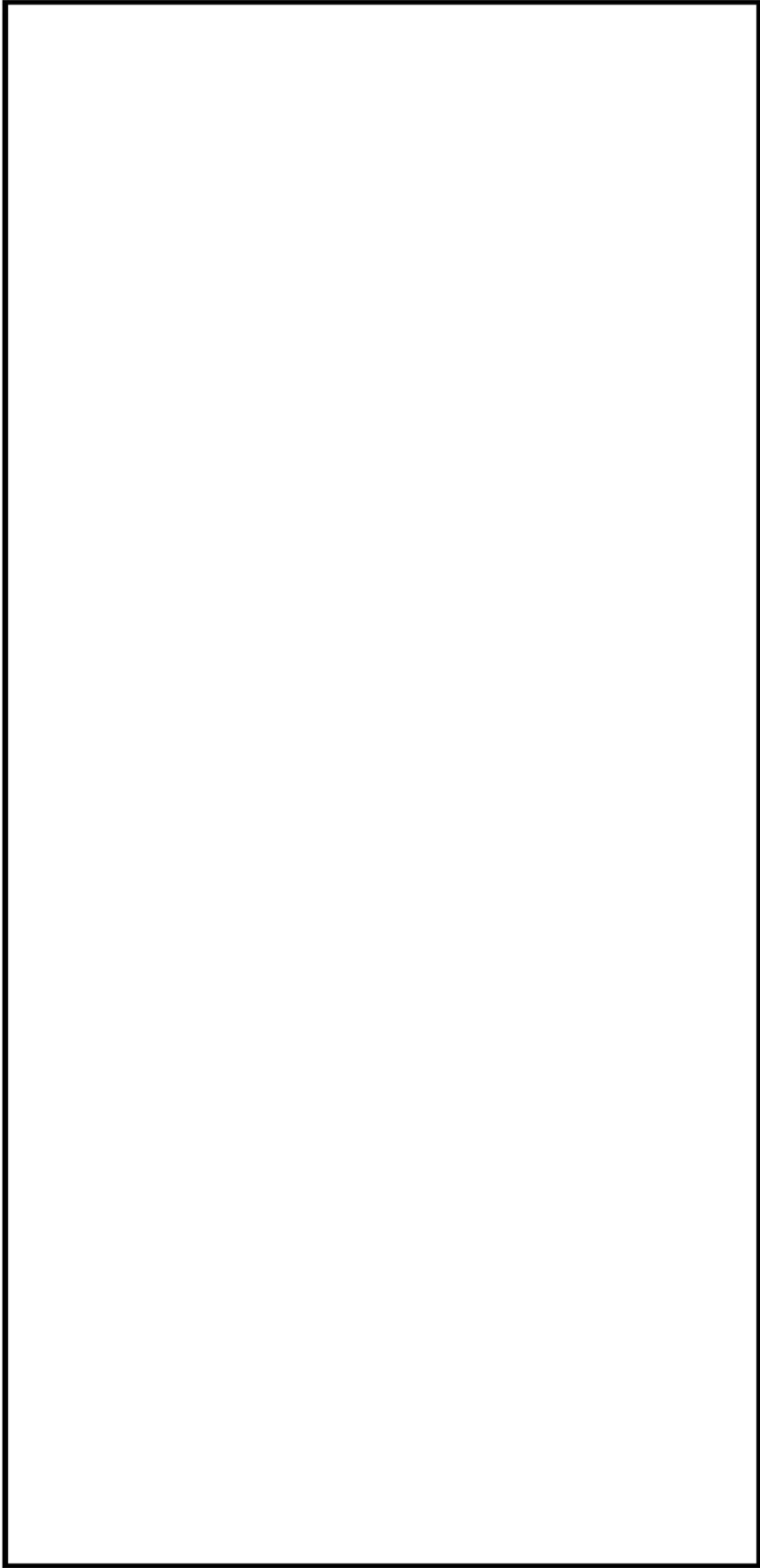
東海第二の同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）は、



東海第二の代表的な同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-3 に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的な同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）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	No.	部 位	No.	部 位
①		⑥		⑪	
②		⑦		⑫	
③		⑧		⑬	
④		⑨			
⑤		⑩			

図 2.1-3 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の構造図

表 2.1-5 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）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
電力・信号伝達機能の確保	信号伝達		

表 2.1-6 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度	60 °C (最高) *1	171.1 °C (最高) *2	約 115 °C (最高) *2
最高圧力*2	0.0138 MPa	0.31 MPa	0.194MPa
放射線	0.072 Gy/h*2 (最大)	26 kGy*3 (最大積算値)	26 kGy*4 (最大積算値)

\*1：原子炉格納容器内での同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）周囲最高温度（約 56°C）に余裕を加えた温度として設定した

\*2：原子炉格納容器内における設計値

\*3：設計基準事故時動作が要求されるまでの時間に余裕を加えた時間（2 時間）の積算値

\*4：重大事故等時動作が要求されるまでの時間に余裕を加えた時間（2 時間）の積算値

#### 2.1.4 スプライス接続（原子炉格納容器内）

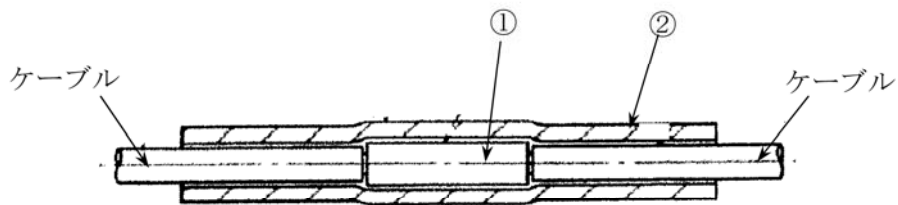
##### (1) 構造

東海第二のスプライス接続（原子炉格納容器内）は、ケーブル同士をスプライスで圧着接続し、その周囲を熱収縮チューブによりシール及び絶縁を行う構造となっている。

東海第二の代表的なスプライス接続（原子炉格納容器内）の構造図を図 2.1-4 に示す。

##### (2) 材料及び使用条件

東海第二の代表的なスプライス接続（原子炉格納容器内）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	スプライス
②	熱収縮チューブ

図 2.1-4 スプライス接続（原子炉格納容器内）の構造図

表 2.1-7 スプライス接続（原子炉格納容器内）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
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	スプライス	銅合金（すずメッキ）
		熱収縮チューブ	架橋ポリオレフィン

表 2.1-8 スプライス接続（原子炉格納容器内）の使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
設置場所	原子炉格納容器内		
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

ケーブル接続部の機能である通電機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

#### (1) 電力・信号伝達機能の維持

### 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

ケーブル接続部について、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（設置場所）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、O 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. 絶縁部の絶縁特性低下 [端子台接続 (原子炉格納容器内)]
- b. 絶縁部の絶縁特性低下 [電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内)]
- c. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)]
- d. 絶縁部の絶縁特性低下 [スプライス接続 (原子炉格納容器内)]

### 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. 端子板及び接続端子の腐食 [端子台接続（原子炉格納容器内）]

端子台接続（原子炉格納容器内）の端子板及び接続端子は、銅合金であるため腐食が想定されるが、金属表面はメッキが施されている。

端子台はガasketでシールされたハウジング（駆動部ケース）に収納されているため、湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さく、点検時に目視確認を行い、その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

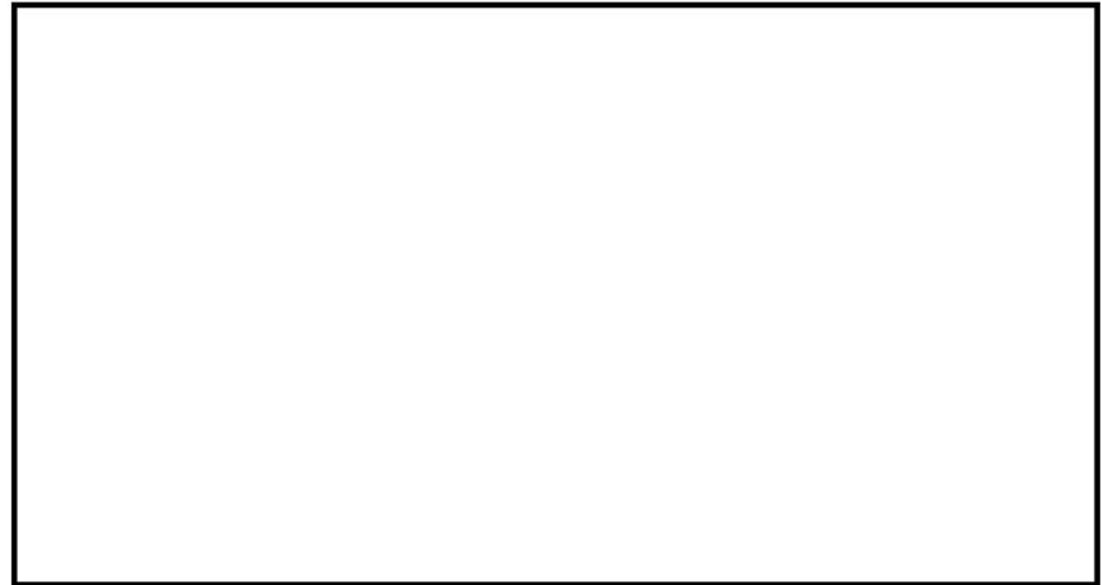
したがって、端子板及び接続端子の腐食は高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

#### b. オスコンタクト、メスコンタクト、レセプタクルシェル、シーリングワッシャ及びプラグシェルの腐食 [電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）]

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）のオスコンタクト、メスコンタクト、レセプタクルシェル、シーリングワッシャ及びプラグシェルは、銅合金であるため腐食が想定されるが、オスコンタクト及びメスコンタクトはOリング、シーリングブッシュ及びシーリングワッシャにより外気とシールされているため、湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さい。

また、外気に接触するレセプタクルシェル、プラグシェル及びシーリングワッシャの外表面にはメッキが施されており、腐食発生の可能性は小さく、点検時に目視確認を行い、その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって、オスコンタクト、メスコンタクト、レセプタクルシェル、シーリングワッシャ及びプラグシェル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。



(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）

a. スプライスの腐食 [スプライス接続（原子炉格納容器内）]

スプライス接続（原子炉格納容器内）のスプライスは銅合金であり腐食が想定されるが、スプライスはメッキが施されており、熱収縮チューブにて全体を密閉していることから、湿分等の浸入による腐食が発生する可能性はない。

したがって、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考えにくいことから、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。

表 2.2-1 (1/4) 端子台接続 (原子炉格納容器内) 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		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		
		ガスケット	◎	-									
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	端子板		銅合金 (ニッケルメッキ)		△							
		端子台絶縁部		ジアリルフタレート樹脂					○				
		端子台ビス		ステンレス鋼									
		接続端子		銅合金 (すずメッキ)			△						
		端子板ビス		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)

表 2.2-1(2/4) 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）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		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		
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達信号伝達	オスコンタクト		銅合金（金メッキ）	△									
		オス絶縁部		ジアリルフタレート樹脂				○						
		メスコンタクト		銅合金（金メッキ）	△									
		メス絶縁部		ジアリルフタレート樹脂					○					
		レセプタクルシエル		銅合金（ニッケルメッキ）	△									
		0リング	◎	-										
		シーリングブッシュ		エチレンプロピレンゴム					○					
		シーリングワッシャ		銅合金（ニッケルメッキ）	△									
		プラグシエル		銅合金（ニッケルメッキ）	△									

○：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）

表 2.2-1 (3/4) 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）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		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											
電力・信号伝達機能の確保	信号伝達				△																	
					△																	
					△																	
													○									
					△																	
					△																	

○：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）

表 2.2-1(4/4) スプライス接続 (原子炉格納容器内) 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		絶縁	導通	信号		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	心力腐食割れ	絶縁特性低下	導通不良	信号特性変化			
電力・信号伝達機能の確保	エネルギー伝達 信号伝達	スプライス		銅合金 (すずメッキ)		▲								
		熱収縮チューブ		架橋ポリオレフィン					○					

○：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) 絶縁部の絶縁特性低下 [端子台接続 (原子炉格納容器内)]

#### a. 事象の説明

端子台接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部は、有機物のジアリルフタレート樹脂であるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-1 に示す。

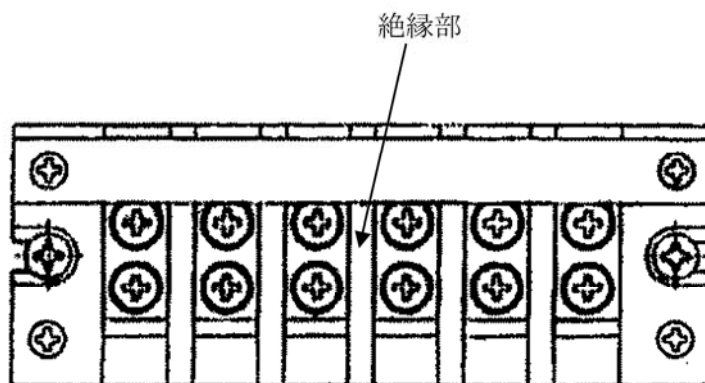


図 2.3-1 端子台接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

端子台接続（原子炉格納容器内）の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 572-1985「IEEE Standard for Qualification of Class 1E Connection Assemblies for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std.572-1985」という）、IEEE Std. 382-1996「IEEE Standard for Qualification of Actuators for Power-operated Valve Assemblies With Safety-Related Functions for Nuclear Power plants」（以下、「IEEE Std.382-1996」という）及び IEEE Std. 323-2003「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 323-2003」という）に準拠して、38年間使用した実機端子台を供試体に、長期健全性試験を実施し、この結果に基づき長期間の端子台接続（原子炉格納容器内）の健全性を評価した。

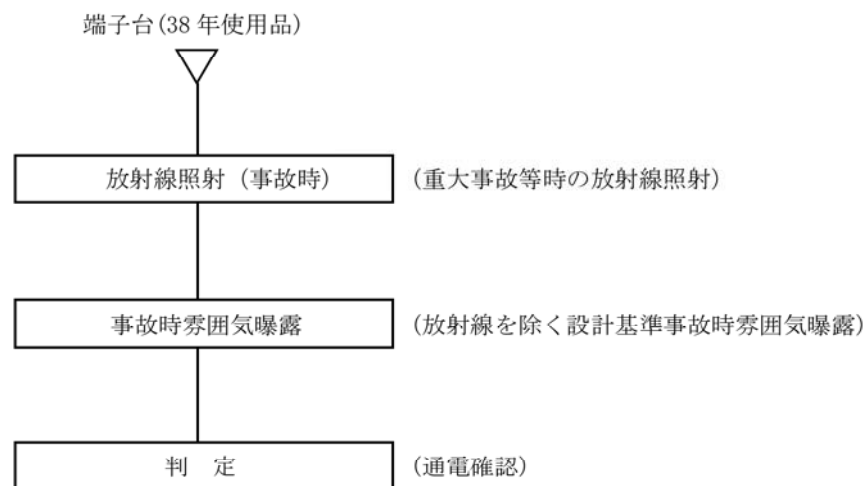


図 2.3-2 端子台接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順

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、38年間使用した実機端子台に設計基準事故及び重大事故等時雰囲気を想定した使用条件を包絡し、表 2.3-2 に示すとおり、判定基準を満足している。

したがって、端子台接続（原子炉格納容器内）は 38 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を維持できると評価する。

事故時動作要求のある端子台接続（原子炉格納容器内）は、今停止期間中に全数の取替を実施する計画としており、長期健全性試験で確認のとれている 38 年間を加えると、端子台接続（原子炉格納容器内）は運転開始後 60 年間の通常運転期間、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を維持できると評価する。

表 2.3-1 端子台接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量：800 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値約 260 kGy を包絡する。 また、東海第二で想定される重大事故等時の最大積算値約640 kGyを包絡する。
事故時 雰囲気曝露	最高温度：172 ℃ 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：約 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 ℃，最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度 123 ℃，最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-2 端子台接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準	判定
通電確認	蒸気曝露試験中に模擬負荷(電動駆動)を使用して開閉操作を行う。	開閉操作ができること。	良

## ② 現状保全

端子台接続（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合は、端子台の取替を行うこととしている。

## ③ 総合評価

端子台接続（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、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は適切であると判断する。

### c. 高経年化への対応

端子台接続（原子炉格納容器内）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内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

(2) 絶縁部の絶縁特性低下 [電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

電動弁コネクタ接続のオス絶縁部、メス絶縁部は、シーリングワッシャに支持されたシーリングブッシュにより密閉され、湿分等の浸入が阻止されている。

シーリングブッシュは有機物のエチレンプロピレンゴムであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁部へ湿分等が浸入することで絶縁部の絶縁特性低下を起こす可能性がある。

絶縁特性低下を生ずる可能性のある部位及び密閉部位を図 2.3-3 に示す。

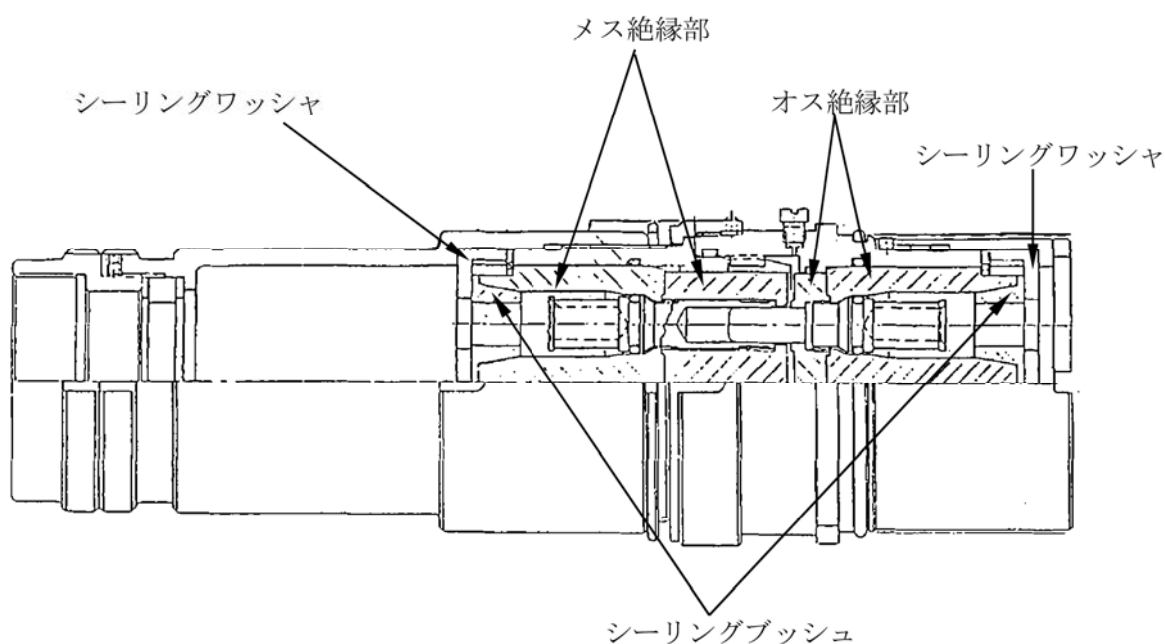


図 2.3-3 電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std.382-1980「IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Valve Acuator」（以下、「IEEE Std.382-1980」という）に準拠して、実機相当品により長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）の健全性を評価した。

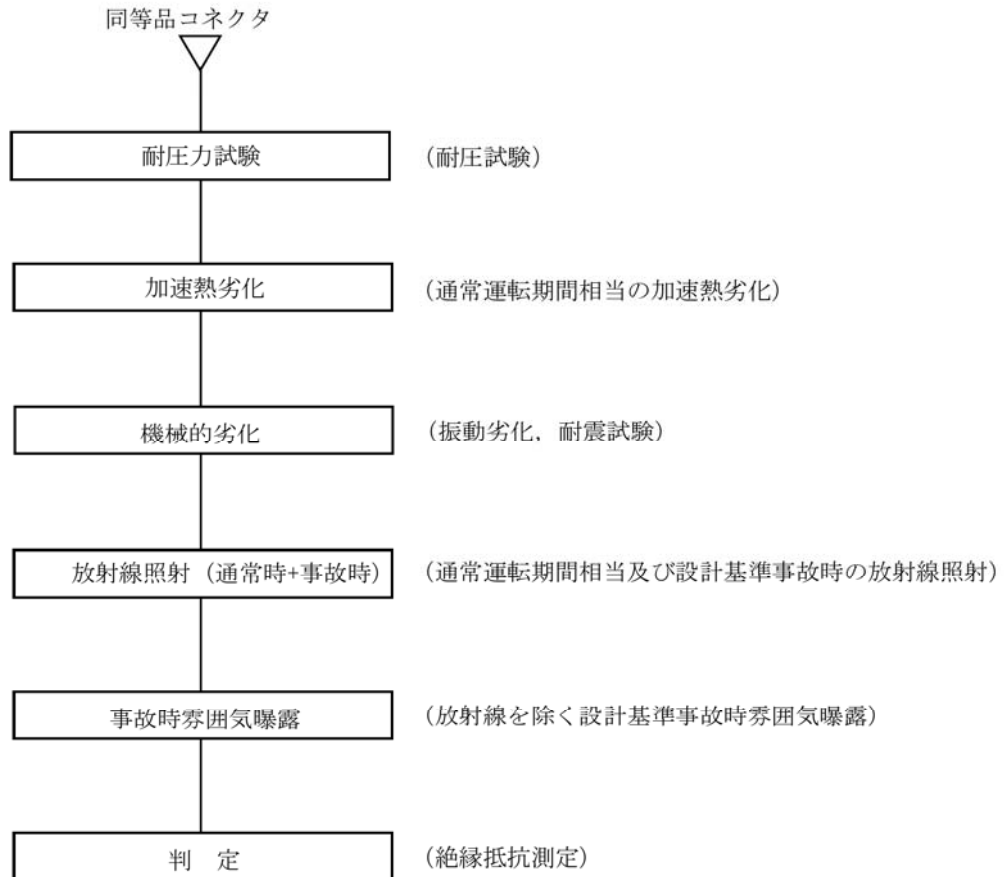


図 2.3-4 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順

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 2.3-3 に示すとおり、43 年間の通常運転期間及び設計基準事故を想定した使用条件を包絡し、表 2.3-4 に示すとおり、判定基準を満足している。

当該電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）は運転開始 18 年目に設置しており、同等品による長期健全性試験で確認のとれている 43 年間を加えると、電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）は運転開始後 60 年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

表 2.3-3 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
耐圧力試験	0.8 MPa, 60 分間	IEEE Std. 382-1980 に基づく。
加速熱劣化	138 °C × 300 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6°C では、43 年間の通常運転期間に相当する。
機械的劣化	振動劣化 3 軸方向に 0.75 G, 5 Hz ~ 200 Hz ~ 5Hz を 2 オクターブ/分の掃引速度で 90 分間加振  耐震試験 (OBE 試験) 3 軸方向に 2 Hz ~ 35Hz を 1 オクターブ/分の掃引速度で 1 往復加振  (シングルフリーケンシー試験) 3 軸方向に 2 Hz ~ 32Hz の間で 1/3 オクターブ毎に各 15 秒間加振	IEEE Std. 382-1980 に基づく。  IEEE Std. 382-1980 に基づく。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : $2.04 \times 10^3$ 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。
事故時 雰囲気曝露	最高温度 : 179 °C 最高圧力 : 0.31 MPa 曝露時間 : 約 30 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, 最高圧力 0.31 MPa を包絡する。

表 2.3-4 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	環境試験終了後、蒸気及び圧力が除かれた状態にて、DC 500 V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	0.25 MΩ 以上 (制御) 0.6 MΩ 以上 (動力)	良

\*:判定基準はメーカー基準値に基づく

## ② 現状保全

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）絶縁部の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合は、電動弁コネクタの取替を行うこととしている。

## ③ 総合評価

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）絶縁部の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、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は適切であると判断する。

## c. 高経年化への対応

電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器内）絶縁部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内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

(3) 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) の絶縁部は、



絶縁低下を生ずる可能性のある部位及び密閉部位を図 2.3-5 に示す。



図 2.3-5 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) の絶縁部位及び密閉部位



b. 技術評価

① 健全性評価

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」（以下、「IEEE Std. 323-1974」という）に準拠して、実機同等品により長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の健全性を評価した。

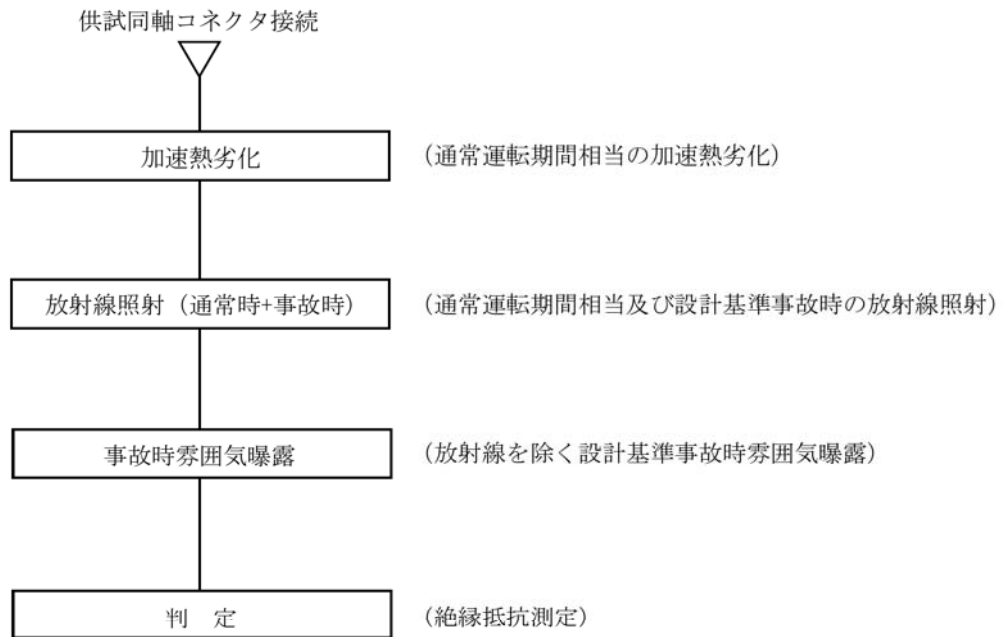


図 2.3-6 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験手順

図 2.3-6 に示す長期健全性試験手順により試験を実施した。

本試験条件は、表 2.3-5 に示すとおり、同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の 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を想定した使用条件を包絡し、表 2.3-6 に示すとおり、判定基準を満足している。

したがって、同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）は運転開始後 60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁機能を維持できると評価する。

表 2.3-5 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	148.8 °C×241 時間	原子炉格納容器内の周囲最高温度 60 °C では、60 年間以上の通常運転期間に相当する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：290 kGy	東海第二で想定される照射線量約64 kGy（60年間の通常運転期間約38 kGyに設計基準事故時線量26 kGyを加えた線量）を包絡する。 また、東海第二で想定される照射線量約 64 kGy（60年間の通常運転期間約38 kGy に重大事故等時線量26 kGyを加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171.1 °C 最高圧力：0.38 MPa 曝露時間：約 100 日間	東海第二で想定される設計基準事故時の最高温度 171.1 °C，最高圧力 0.31 MPa を包絡する。 また、重大事故等時の最高温度約 115 °C，最高圧力 0.194 MPa を包絡する。

表 2.3-6 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	環境試験終了後、絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	$1 \times 10^{10} \Omega$ 以上	良

\*：判定基準はメーカー基準値に基づく

## ② 現状保全

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合は、同軸コネクタの取替を行うこととしている。

### ③ 総合評価

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、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と判断する。

#### c. 高経年化への対応

同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）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内容に追加すべき項目はないと考える。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

(4) 絶縁部の絶縁特性低下 [スプライス接続 (原子炉格納容器内)]

a. 事象の説明

スプライス接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部は、有機物の架橋ポリオレフィンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

絶縁低下を生ずる可能性のある部位を図 2.3-7 に示す。

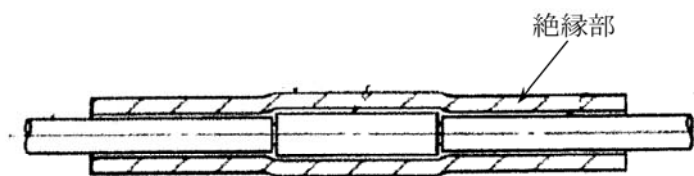


図 2.3-7 スプライス接続 (原子炉格納容器内) の絶縁部位

b. 技術評価

① 健全性評価

スプライス接続 (原子炉格納容器内) の長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std. 323-1974 に準拠して、実機同等品により長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間のスプライス接続 (原子炉格納容器内) の健全性を評価した。

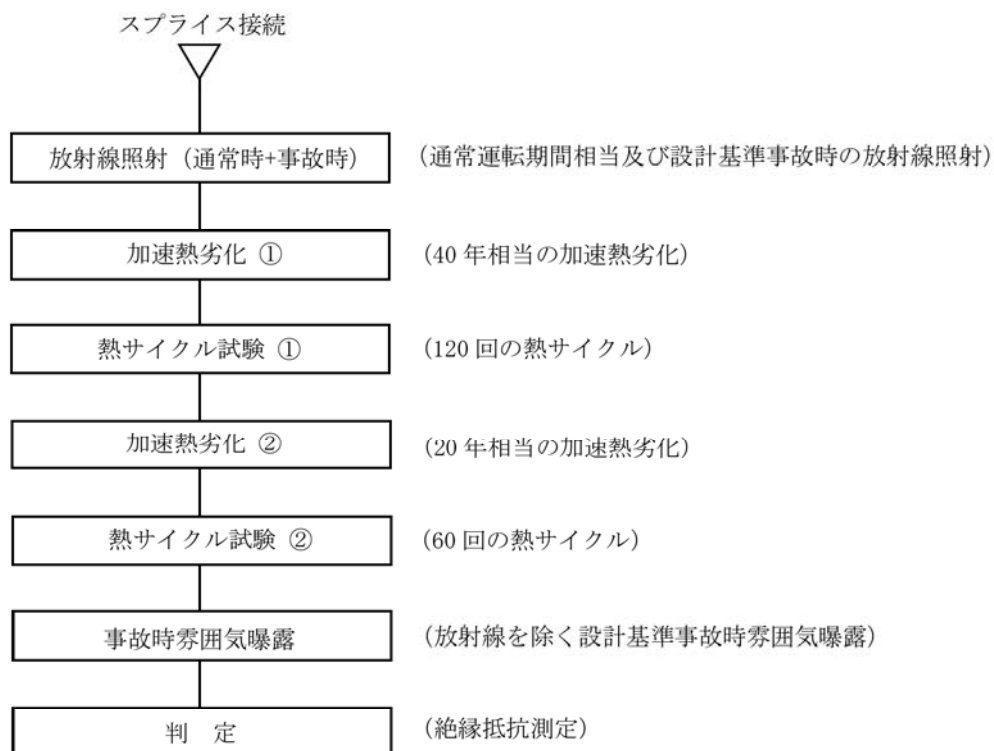


図 2.3-8 スプライス接続 (原子炉格納容器内) 長期健全性試験手順

図 2.3-8 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、スプライス接続（原子炉格納容器内）の 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等を想定した熱及び放射線による使用条件を包絡している。

本試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり絶縁抵抗測定試験の判定基準を満足しており、スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁部は 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を維持できると評価する。

なお、東海第二で想定される放射線量については、放射線照射試験条件に包絡されていないが、熱収縮チューブの材料である架橋ポリオレフィンと同等の有機材料の耐放射線性に対する損傷しきい値と比べて低いことから、放射線による劣化の影響は小さいと考える。

また、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、スプライス接続（原子炉格納容器内）を用いている箇所は電気ペネトレーションの電気ボックス内であり、直接蒸気圧力が加わる箇所ではないことから、スプライス接続（原子炉格納容器内）の健全性は維持できると評価する。

表 2.3-7 スプライス接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：522.8 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約 260 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °C*2 では、60 年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 60 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 最高圧力：0.427 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*2、最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度約 135 °C*1 を包絡する。

\*1:重大事故等時におけるスプライス接続部の放射線及び温度解析値

\*2:原子炉格納容器内における設計値

表 2.3-8 スプライス接続（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	耐電圧試験後に DC 500 V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗を行う。	絶縁抵抗値 1×10 <sup>4</sup> MΩ 以上	良

\*:判定基準はメーカー基準値に基づく

## ② 現状保全

スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下に対しては、点検時に絶縁抵抗測定を実施し、有意な絶縁特性低下のないことを確認している。

また、点検時に実施する動作試験においても絶縁機能の健全性を確認している。

さらに、点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合は、スプライス接続（原子炉格納容器内）の取替を行うこととしている。

## ③ 総合評価

スプライス接続（原子炉格納容器内）の絶縁特性低下の可能性は否定できないが、現状保全にて絶縁特性の低下は把握可能である。

また、今後も点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することで、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と判断する。

## c. 高経年化への対応

スプライス接続（原子炉格納容器内）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内容に追加すべき項目はない。今後も、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施することにより絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

### 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。

[対象ケーブル接続部]

- ① 端子台接続（原子炉格納容器外）
- ② 端子接続（原子炉格納容器外）
- ③ 電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器外）
- ④ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（放射線計測用）（原子炉格納容器外）
- ⑤ 同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）
- ⑥ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）
- ⑦ 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）
- ⑧ スプライス接続（原子炉格納容器外）

#### 3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

##### a. 絶縁部の絶縁特性低下 [端子台接続（原子炉格納容器外）]

代表機器とは異なり、端子台接続（原子炉格納容器外）の絶縁部は、有機物のポリカーボネイト及びポリフェニレンエーテル樹脂であるため、熱及び放射線による物性変化により、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。

図 3.1-1 に示す手順にて実施した端子台接続（原子炉格納容器外）の長期健全性試験では、表 3.1-1 に示すとおり、12年間使用した端子台に48年分の劣化付与を行い、60年を想定した長期健全性試験を実施し、この結果に基づき健全性を評価した。

端子台接続（原子炉格納容器外）の通常運転時における放射線影響については、放射線量が低いことから、絶縁特性低下に与える影響は小さいと考える。

なお、重大事故等時における放射線の影響による絶縁部の絶縁特性低下に対しては、重大事故等時の線量がポリカーボネイト及びポリフェニレンエーテル樹脂と同等の有機材料の耐放射線性に対する損傷しきい値と比べて低いことから、放射線による劣化の影響は小さいと考える。

以上のことから、代表機器以外のポリカーボネイト及びポリフェニレンエーテル樹脂を用いた端子台は、60年間の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気においても絶縁性能を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を実施しており、今後もこの保全方法を継続し、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じ取替を行うこととする。

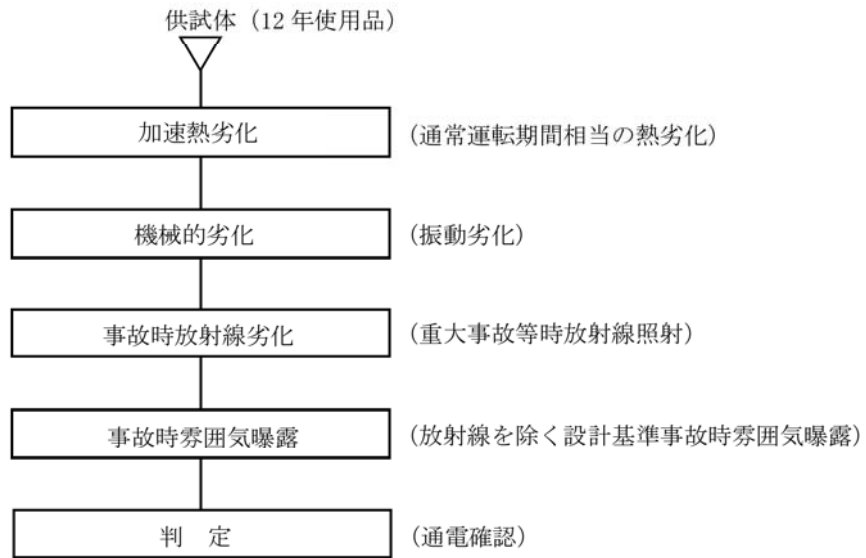


図 3.1-1 端子台接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験手順

表 3.1-1 端子台接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	105 °C × 279 日	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0 °C では、48 年間の通常運転期間に相当する。使用期間 12 年の実機供試体に 48 年分の劣化付与を行っており、60 年の通常運転期間に相当する。
機械的劣化	振動劣化：0.75 G 5 Hz～100 Hz～5 Hz 2 オクターブ/分 3 軸方向, 各 135 分	IEEE Std. 382-1996 に基づく。
事故時放射線照射	放射線照射線量：1.7 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の線量 1.7 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 105 °C 最高圧力 0.02 MPa 曝露時間 約 7 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 °C, 最高圧力 0.00174MPa 及び重大事故等時の最高温度 72 °C, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 3.1-2 端子台接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準	判定
通電確認	蒸気曝露試験中に模擬負荷(電動駆動)を使用して開閉操作を行う	開閉操作ができること	良



b. 絶縁部の絶縁特性低下 [電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器外)]

代表機器と同様、電動弁コネクタは、有機物のジアリルフタレート樹脂であるため、熱及び放射線による物性変化により、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、代表機器同様に図 3.1-2 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-3 に示すとおり 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等を想定した試験条件で行い、表 3.1-4 のとおり判定基準を満足している。

したがって、代表機器同様に、原子炉格納容器外に設置された電動弁コネクタ接続 (原子炉格納容器外) 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を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

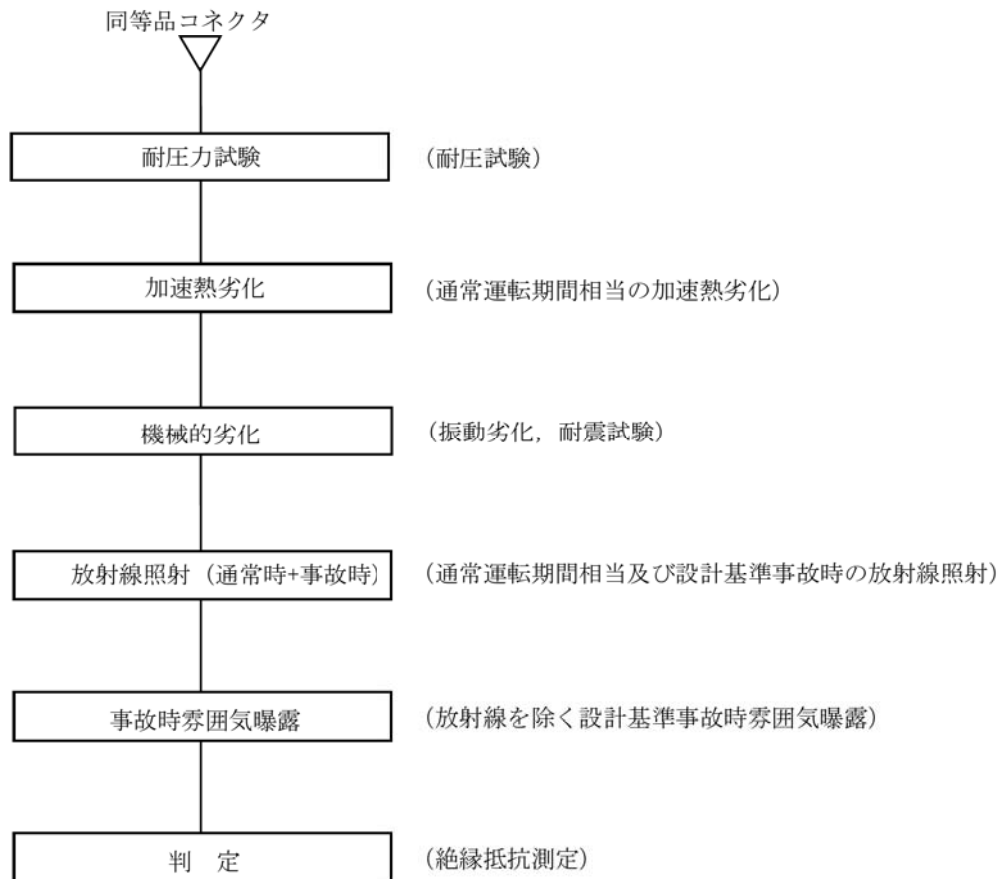


図 3.1-2 電動弁コネクタ (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-3 電動弁コネクタ（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
耐圧力試験	0.1 MPa, 10 分間	IEEE Std. 382-1980 に基づく。
加速熱劣化	138 °C × 300 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0 °C では、60 年間の通常運転期間に相当する。
機械的劣化	<p>振動劣化 3 軸方向に 0.75 G, 5 Hz~200 Hz~5Hz を 2 オクターブ/分の掃引速度で 90 分間加振</p> <p>耐震試験 (OBE 試験) 3 軸方向に 2 Hz~35Hz を 1 オクターブ/分の掃引速度で 1 往復加振</p> <p>(シングルフリーケンシー試験) 3 軸方向に 2 Hz~32Hz の間で 1/3 オクターブ毎に各 15 秒間加振</p>	<p>IEEE Std. 382-1980 に基づく。</p> <p>IEEE Std. 382-1980 に基づく。</p>
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : $1.0 \times 10^3$ kGy	<p>東海第二で想定される線量 約 529 Gy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 79 Gy に設計基準事故時の最大積算値 450 Gy を加えた線量) を包絡する。</p> <p>また、東海第二で想定される線量約 57.6 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値約 57.5 kGy を加えた線量) を包絡する。</p>
事故時 雰囲気曝露	<p>最高温度 : 171 °C 最高圧力 : 0.1 MPa 曝露時間 : 約 31 日間</p>	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100 °C, 最高圧力 0.00174 MPa 及び重大事故等時の最高温度 65.6 °C, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

表 3.1-4 電動弁コネクタ（原子炉格納容器外）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	環境試験終了後、蒸気及び圧力が除かれた状態にて、DC 500 V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	<p>0.25 MΩ 以上(制御)</p> <p>0.6 MΩ 以上(動力)</p>	良

\* : 判定基準はメーカー基準値に基づく

c. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (放射線計測用) (原子炉格納容器外)]

代表機器とは異なり、起動領域中性子束計測装置前置増幅器 (以下、SRNM 前置増幅器という。) に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物のテフロンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁低下を起こす可能性がある。

同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) は、SRNM 前置増幅器に設置されていることから、SRNM 前置増幅器の長期健全性試験結果を用いて評価した。SRNM 前置増幅器は図 3.1-3 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-5 に示すとおり 60 年間以上の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気等を想定した試験条件で行い、表 3.1-6 のとおり判定基準を満足している。

したがって、同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) 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を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

事故時雰囲気内で機能要求がない同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) は、上記と同様の保全方法を継続していく。

供試 SRNM 前置増幅器 (同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) (絶縁体材料がテフロン) を含む)

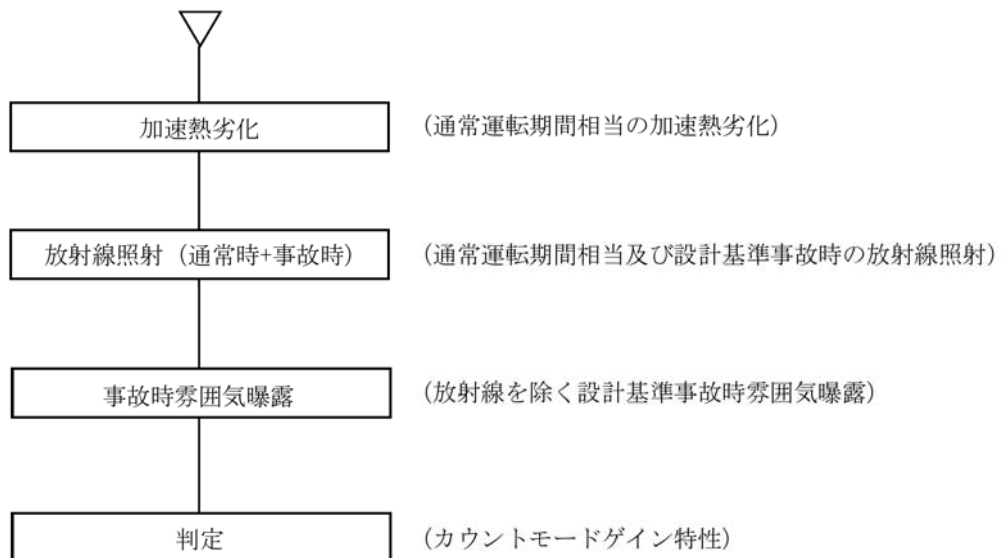


図 3.1-3 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) (絶縁体材料がテフロン) 長期健全性試験手順

表 3.1-5 SRNM 前置増幅器（同軸コネクタ接続）（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
加速熱劣化	100 °C×1, 104時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度40.0 °Cでは, 60年間以上の通常運転期間に相当する。
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量 : 2, 447.5Gy	東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.8 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに設計基準事故時の最大積算値1.7 kGyを加えた線量) を包絡する。 また, 東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.6 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに重大事故等時の最大積算値1.5 kGyを加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 110 °C 最高圧力 : 0.1151 MPa 曝露時間 : 約13日間	東海第二の原子炉格納容器外における設計基準事故時の最高温度100 °C, 最高圧力0.00174 MPaを包絡する。 また, 重大事故等時の最高温度85 °C, 最高圧力0.015 MPaを包絡する。

表 3.1-6 SRNM 前置増幅器（同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）を含む）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
カウントモード ゲイン特性	前置増幅器にパルス信号を与え, その時のゲイン特性を評価する。	ゲイン特性 : 800~1200	良

\* : 判定基準はメーカー基準値に基づく

d. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外)]

代表機器とは異なり、放射線計測器に設置される同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物の架橋ポリスチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁低下を起こす可能性があるが、図 3.1-4 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-7 に示すとおり 6 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気を想定した試験条件で行い、表 3.1-8 のとおり判定基準を満足している。

この同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) は今停止期間中に設置されるものであり、設置後 6 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

また、絶縁特性低下に対しては、従前設備と同様に点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験で把握可能であることから、従前設備と同様の保全項目を実施していくこととする。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

なお、追加保全項目として、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を行うことを継続していくこととする。

これにより、運転を延長しようとする期間において、絶縁部の絶縁特性低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと評価する。

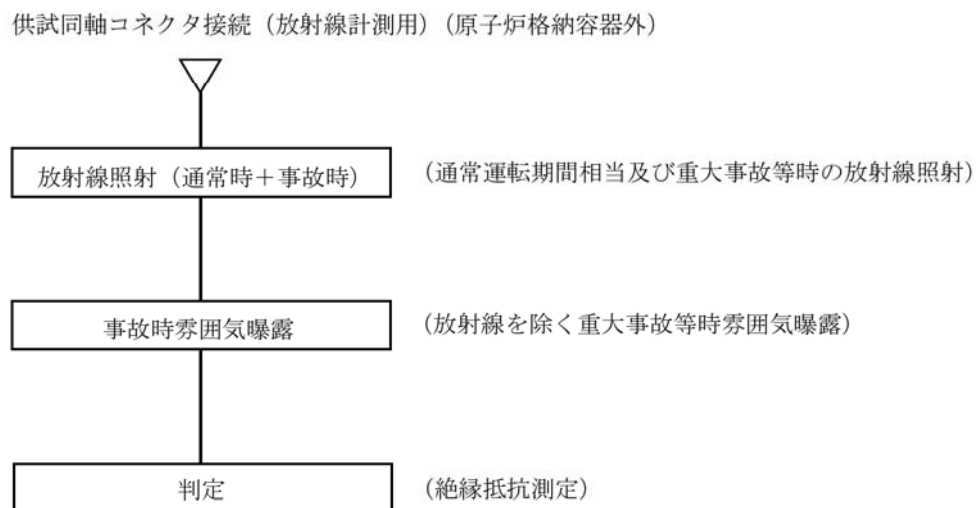


図 3.1-4 同軸コネクタ接続 (放射線計測用) (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-7 同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射* (通常時+事故時)	放射線照射線量：1,000 kGy	東海第二の原子炉格納容器内で想定される照射線量約530 kGy（60年間の通常運転期間約270 kGyに設計基準事故時線量260 kGyを加えた線量）を包絡する。また、東海第二の原子炉格納容器内で想定される照射線量約910 kGy（60年間の通常運転期間約270 kGyに重大事故等時線量640 kGyを加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露*	試験温度：220℃×5分以上 200℃×12時間 試験圧力：0.015 MPa以上 曝露時間：12時間以上	試験温度は、原子炉格納容器内の周囲最高温度65.6℃では、6年間の通常運転期間に相当する。
	試験温度：200℃×168時間 試験圧力：0.015 MPa以上 曝露時間：168時間	東海第二の原子炉格納容器内における設計基準事故時の最高温度171.1℃、原子炉格納容器外における最高圧力0.00174 MPa及び重大事故等時の最高温度171℃、原子炉格納容器外における最高圧力0.015 MPaを包絡する。

\*：本同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）は原子炉格納容器外に設置されているが、事故時雰囲気圧力条件を除き保守的に原子炉格納容器内条件を適用している

表 3.1-8 同軸コネクタ接続（放射線計測用）（原子炉格納容器外）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	環境試験終了後、蒸気及び圧力が除かれた状態にて、DC 500 V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	100 MΩ以上	良

\*：判定基準はメーカー基準値に基づく

e. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)]

代表機器とは異なり、電気ペネトレーション端子箱に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) の絶縁部は、有機物の架橋ポリスチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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、図 3.1-5 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-9 に示すとおり 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を想定した試験条件で行い、表 3.1-10 のとおり判定基準を満足している。

したがって、原子炉格納容器外に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) 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を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

供試同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内)

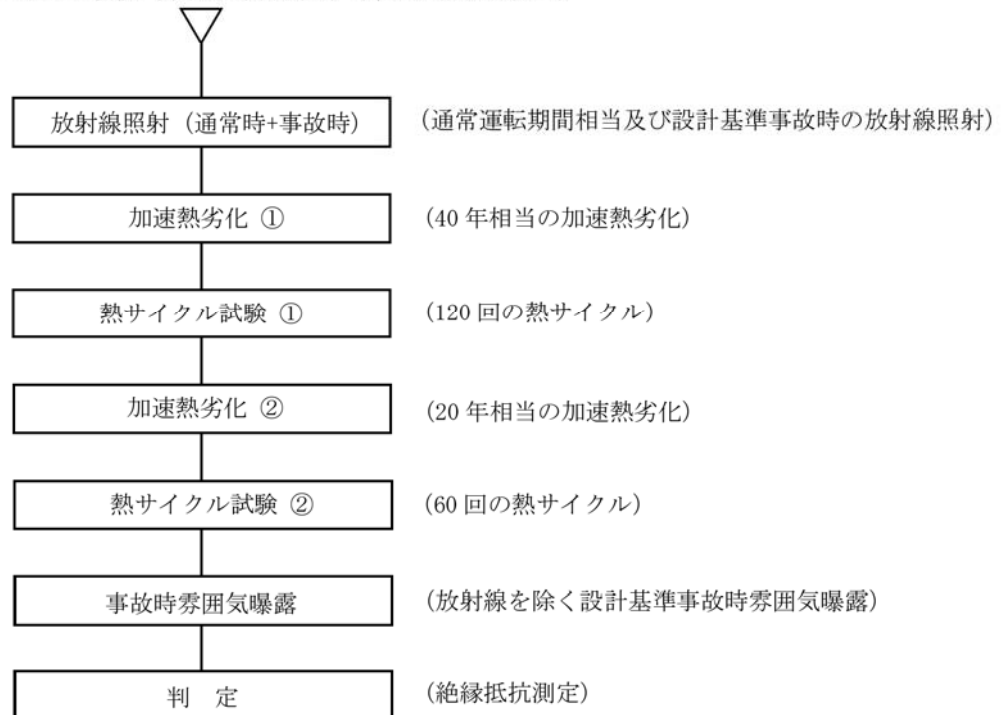


図 3.1-5 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器内) 長期健全性試験手順

表 3.1-9 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：522.8 kGy	東海第二の原子炉格納容器内で想定される線量 約47 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26 kGyを加えた線量）を包絡する。 また、東海第二の原子炉格納容器内で想定される線量 約47 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26 kGyを加えた線量）を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器内の周囲最高温度 65.6 °Cでは、60 年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 60 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二の原子炉格納容器内における設計基準事故時の最高温度 171.1 °C，最高圧力 0.31 MPa 及び重大事故等時の最高温度約 115 °C，最高圧力 0.194 MPa を包絡する。

表 3.1-10 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器内）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	耐電圧試験後に絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	導体-シールド間： 1×10 <sup>8</sup> Ω 以上	良
		シールド-対地間： 1×10 <sup>4</sup> Ω 以上	良

\*：判定基準はメーカー基準値に基づく



f. 絶縁部の絶縁特性低下 [同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外)]

代表機器とは異なり、電気ペネトレーション端子箱に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物の架橋ポリスチレンであるため、熱及び放射線による物性変化により、経年的に劣化が進行し、絶縁特性低下を起す可能性があるが、代表機器同様に図 3.1-6 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-11 に示すとおり 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想定した試験条件で行い、表 3.1-12 のとおり判定基準を満足している。

したがって、原子炉格納容器外に設置された同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) 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を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

供試同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外)

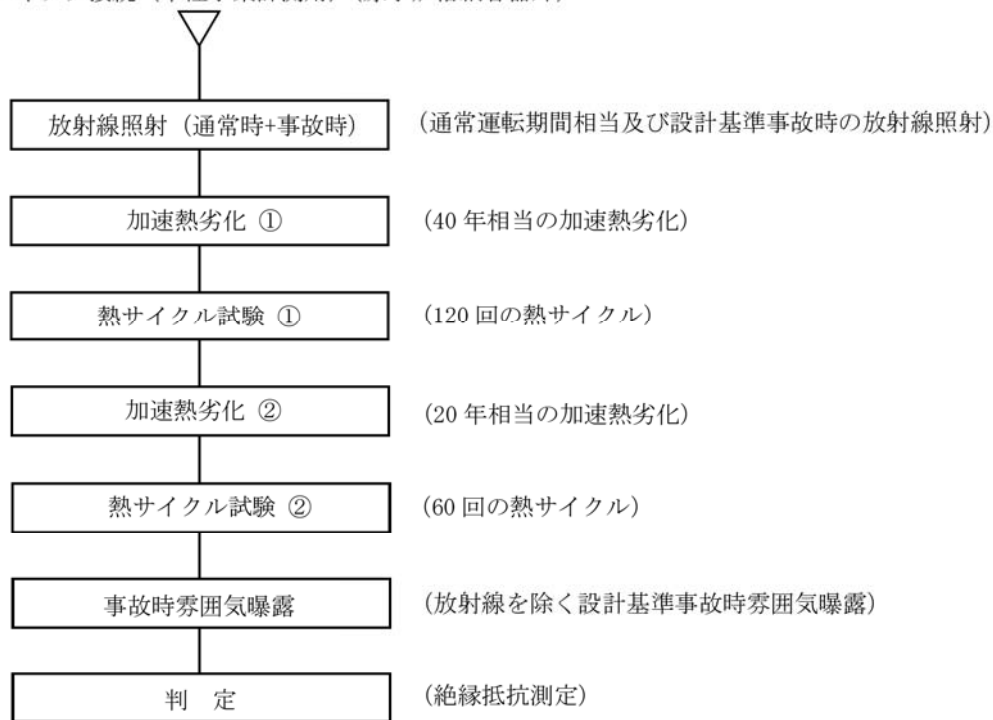


図 3.1-6 同軸コネクタ接続 (中性子束計測用) (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-11 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：522.8 kGy	東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.8 kGy（60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに設計基準事故時の最大積算値1.7 kGyを加えた線量）を包絡する。 また、東海第二の原子炉格納容器外で想定される線量 約1.6 kGy（60年間の通常運転期間相当の線量 約5.3 Gyに重大事故等時の最大積算値1.5 kGyを加えた線量）を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0 °Cでは、60年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 60 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 最高圧力：0.427 MPa 曝露時間：13 日間	東海第二の原子炉格納容器外における設計基準事故時の最高温度100 °C，最高圧力0.00174 MPaを包絡する。 また、重大事故等時の最高温度85 °C，最高圧力0.015 MPaを包絡する。

表 3.1-12 同軸コネクタ接続（中性子束計測用）（原子炉格納容器外）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	耐電圧試験後に絶縁抵抗計による絶縁抵抗測定を行う。	導体-シールド間： 1×10 <sup>8</sup> Ω 以上	良
		シールド-対地間： 1×10 <sup>4</sup> Ω 以上	良

\*：判定基準はメーカー基準値に基づく

g. 絶縁部の絶縁特性低下 [スプライス接続 (原子炉格納容器外)]

代表機器と同様、スプライス接続 (原子炉格納容器外) の絶縁部は、有機物の架橋ポリオレフィンであるため、熱及び放射線による物性変化により、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、代表機器同様に図 3.1-7 に示す手順にて長期健全性試験を実施しており、表 3.1-13 に示すとおり 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ariumを想定した試験条件で行い、表 3.1-14 のとおり判定基準を満足している。

したがって、代表機器同様に、原子炉格納容器外に設置されたスプライス接続 (原子炉格納容器外) 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を維持できると評価する。

また、代表機器と同様に、点検時に絶縁抵抗測定及び機器の動作試験を行っており健全性を確認している。

今後も、この保全方法を継続することにより、絶縁特性低下を監視していくとともに、必要に応じて取替を行うこととする。

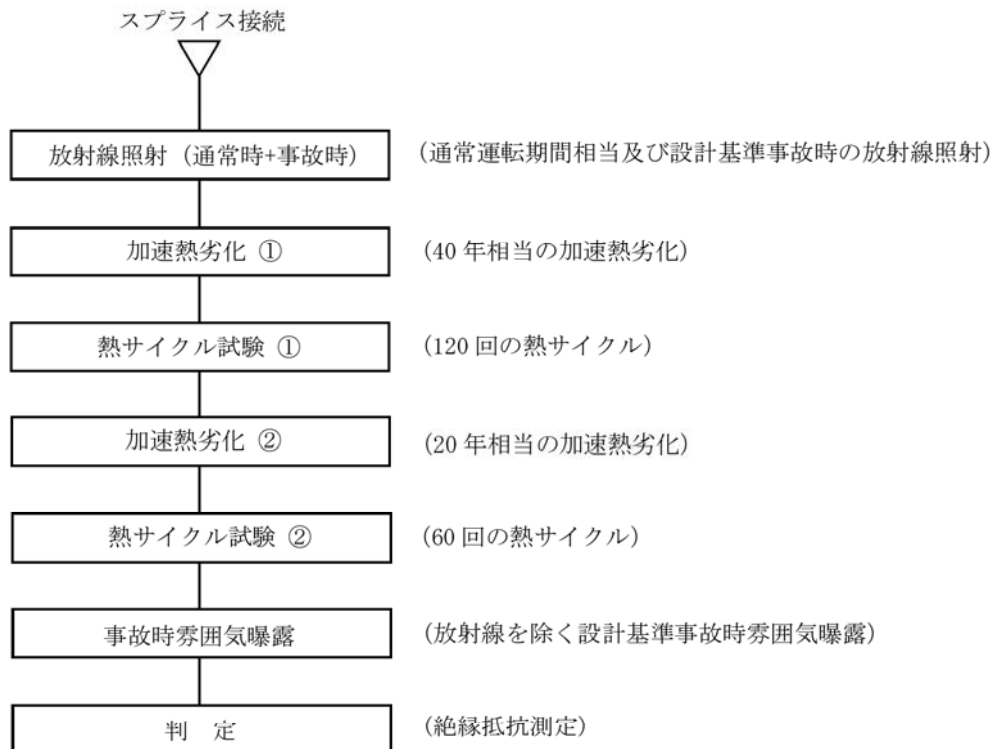


図 3.1-7 スプライス接続 (原子炉格納容器外) 長期健全性試験手順

表 3.1-13 スプライス接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験条件

	試験条件	説明
放射線照射 (通常時+事故時)	放射線照射線量：522.8 kGy	東海第二で想定される線量 約 1.8 kGy (60年間の通常運転期間相当の線量 約 5.3 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 1.7 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116kGy (60年間の通常運転期間相当の線量約5.3 Gyに重大事故等時の最大積算値約116 kGy を加えた線量) を包絡する。
加速熱劣化	① 115 °C×283 日 ② 115 °C×136.8 日	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40.0°C* では、60年間の通常運転期間を包絡する。
熱サイクル試験	① 10 °C⇔66 °C/120 サイクル ② 10 °C⇔66 °C/ 60 サイクル	東海第二の 60 年間の起動停止回数を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：171 °C以上 最高圧力：0.427 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 100 °C*、最高圧力 0.00174 MPa*及び重大事故等時の最高温度約 56.0 °C*、最高圧力 0.0069 MPa*を包絡する。

\*:原子炉格納容器外における設計値

表 3.1-14 スプライス接続（原子炉格納容器外）長期健全性試験結果

項目	試験手順	判定基準*	結果
絶縁抵抗測定	耐電圧試験後に DC 500 V 絶縁抵抗計による絶縁抵抗を行う。	絶縁抵抗値 1×10 <sup>4</sup> MΩ 以上	良

\*:判定基準はメーカー基準値に基づく

### 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. 端子板，端子台ビス，接続端子及び端子板ビスの腐食〔端子台接続（原子炉格納容器外）〕

代表機器と同様，端子板，接続端子，端子台ビス及び端子板ビスは，銅合金及び鋼であるため腐食が想定されるが，金属表面はメッキが施されており，端子台はガスケットでシールされたハウジング（駆動部ケース）に収納されているため，湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さく，点検時に目視確認を行い，その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって，端子板，接続端子，端子台ビス及び端子板ビス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. 絶縁テープの絶縁特性低下〔端子接続（原子炉格納容器外）〕

代表機器とは異なり，絶縁テープは有機物のビニルであるため，熱及び放射線による物性変化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。

絶縁テープは，系統機器の点検にあわせ取替を行い，長期間使用しないことから，有意な劣化が発生する可能性は小さい。

また，点検時に絶縁抵抗測定を行い，これまで有意な絶縁特性低下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，絶縁テープの絶縁特性低下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. オスコンタクト，メスコンタクト，レセプタクルシェル，シーリングワッシャ及びプラグシェルの腐食〔電動弁コネクタ接続（原子炉格納容器外）〕

代表機器と同様，オスコンタクト，メスコンタクト，レセプタクルシェル，シーリングワッシャ及びプラグシェルは，銅合金であるため腐食が想定されるが，オスコンタクト及びメスコンタクトはOリング，シーリングブッシュ及びシーリングワッシャにより外気とシールされているため，湿分等の浸入による腐食進行の可能性は小さい。

また，外気に接触するレセプタクルシェル，プラグシェル及びシーリングワッシャの外表面にはメッキが施されており，腐食発生の可能性は小さく，点検時に目視確認を行い，その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって，オスコンタクト，メスコンタクト，レセプタクルシェル，シーリングワッシャ及びプラグシェル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。

d. ボディ、ナット及びコンタクト等構成部品の腐食 [同軸コネクタ接続共通]

構成部品であるボディ、ナット及びコンタクト等は銅が使用されていることから、湿分等により腐食が想定されるが、メッキが施されており腐食の可能性は小さく、点検時に目視確認を行い、その結果により必要に応じ取替を実施することとしている。

したがって、ボディ、ナット及びコンタクト等構成部品の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。

(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）

a. スプライスの腐食 [スプライス接続（原子炉格納容器外）]

代表機器と同様、スプライス接続（原子炉格納容器外）は銅合金であり腐食が想定されるが、スプライスはメッキが施されており、熱収縮チューブにて全体を密閉していることから、湿分等の浸入による腐食が発生する可能性はない。

したがって、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考えにくいことから、高経年化対策上着目すべき事象ではないと判断する。