

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 審-9 改 2
提出年月日	平成 30 年 3 月 29 日

## 東海第二発電所

運転期間延長認可申請書における燃料有効長頂部の  
寸法値に係る対応のうち  
数値の妥当性確認結果について

平成 30 年 3 月 29 日

日本原子力発電株式会社

## 目次

### 1. 経緯

### 2. 数値の妥当性確認と対応方法

- (1) 数値の抽出範囲
- (2) 妥当性確認方法
- (3) 異なった数値が確認された場合の対応

### 3. 数値の妥当性確認結果

- (1) 数値の根拠確認結果と影響
- (2) 解析入力値確認結果

### 4. まとめ

### 5. 添付資料

- (1) 劣化状況評価書影響確認結果リスト
- (2) 劣化状況評価書異なった数値確認箇所抜粋

## 1. 経緯

平成29年11月24日に提出した東海第二発電所 運転期間延長認可申請における原子炉压力容器特別点検項目のうち炉心領域の超音波探傷試験<sup>※1</sup>（以下「UT」という。）については、原子炉压力容器特別点検要領書において試験探傷部位を「原子炉压力容器底部より5494mm～9152mm（燃料有効長）」と記載しUTの結果を記載している。

一方、東海第二発電所の工認本文の燃料有効長の記載値は3708mmであり、「炉心領域」は原子炉压力容器底部より5494mm～9203mmと差異があることから、確認した結果、UTの範囲として設定した、燃料有効長頂部（以下「TAF」という。）の値が異なっていることが確認されたため、以下の対応をとることを平成30年2月13日の運転期間延長認可申請の審査会合で説明している。

- ・工認記載のTAFの値をUTの対象部位とし、可能な限り早い時期に追加で点検を行い、その結果を運転期間延長認可申請の補正として提出する。
- ・運転期間延長認可申請については、異なるTAFの数値が他に用いられていないことを確認しているが、それ以外の数値については、記載した数値の根拠を再確認した上で、適正な数値であることを速やかに確認する。

本報告は、上記のうち運転期間延長認可申請のうちTAF以外の数値について、その根拠を確認した結果と妥当性について説明するものである。なお、UTの追加点検については、平成30年4月末までに完了しその後、補正を行うことを計画している。

※1：原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」では原子炉压力容器の母材及び溶接部のUT対象部位は「炉心領域」としている。

## 2. 数値の妥当性確認と対応方法

### (1) 数値の抽出範囲

東海第二発電所 運転期間延長認可申請 添付書類に記載されている図面等から引用された全ての数値を対象とし抽出した。

(抽出対象書類)

添付書類一：特別点検結果報告書

添付書類二：劣化状況評価書

添付書類三：保守管理に関する方針書

## (2) 妥当性確認方法

### ①数値の根拠再確認

抽出された数値について、出典元まで遡りその根拠を確認した。出典元としては、信頼性の高い数値として、工認記載値の数値と合致していることを確認することとしたが、工認に記載がない場合は、図面やメーカー発行の技術連絡書等に記載の数値と合致していることを確認した。また、図面等を確認する際は、以下の通り当該の数値に責任のあるメーカーが記載した数値であるか確認することとした。

- ・ 最高使用温度・最高使用圧力等仕様に関するもの⇒設計メーカー
- ・ 寸法に関するもの⇒製作メーカー

上記において、工認図書や図面と数値が合致しない場合は、引用元の誤りの可能性を確認する。その際、出典元を含め、複数の図書やメーカーへの聞き取り等により数値の妥当性を再確認することとした。

### ②メーカーが実施した解析値について

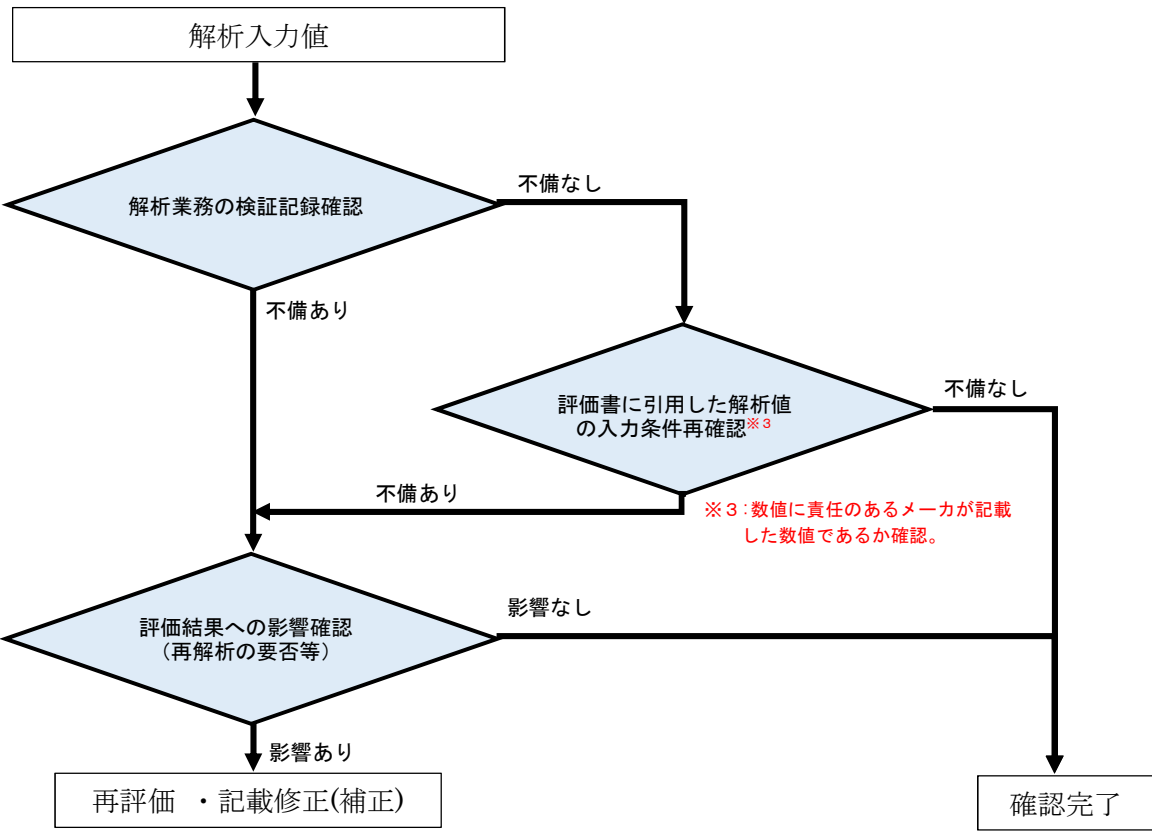
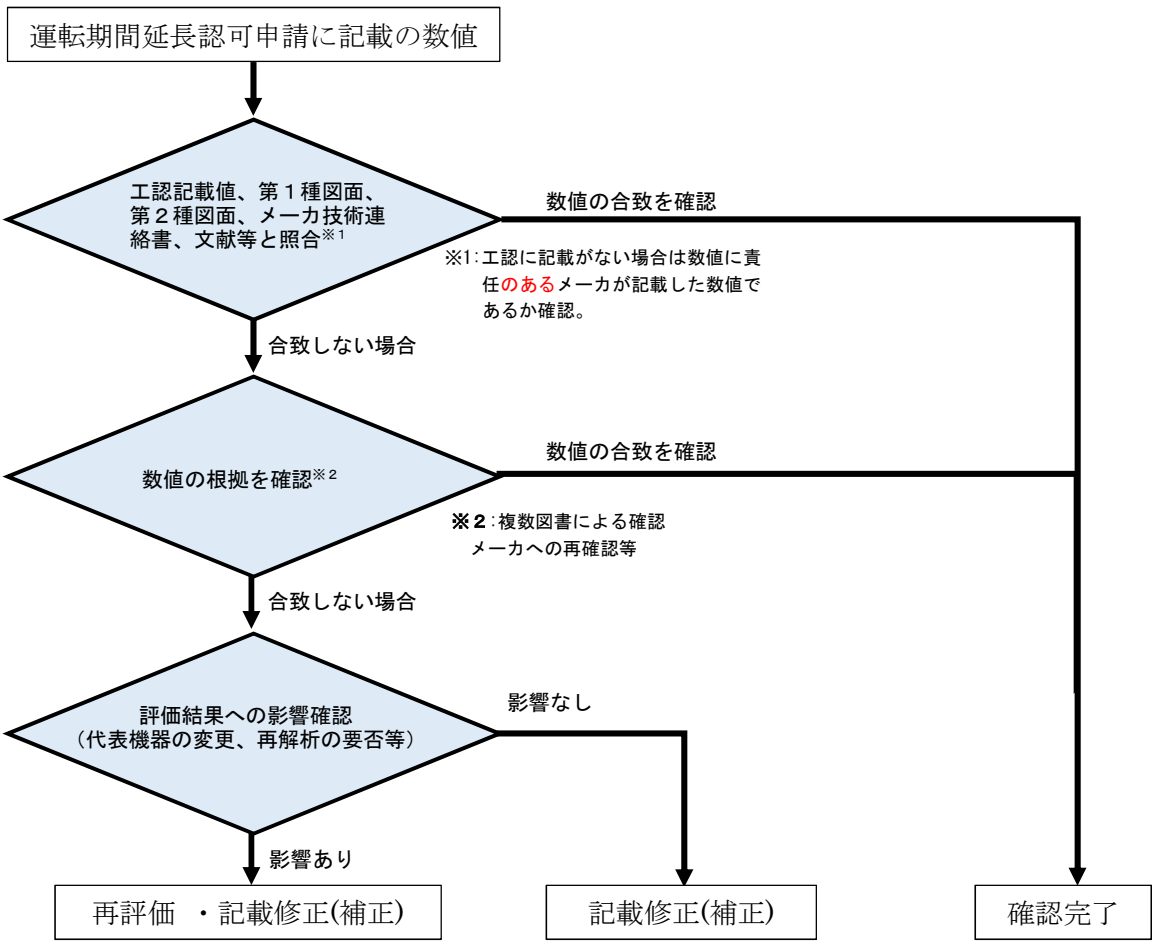
メーカーに解析業務を発注した場合、解析業務を行う担当者が、QMS 規程「設計管理要項」に従い解析業務が正しく行われたことを検証することとしている。この検証作業において解析入力条件(設計値等)について、用いた図面の情報が最新のものであるか、また、当社の管理する図面には情報のないメーカーノウハウに関する数値や解析モデル中の機器のデータについても、出典元について確認する等その妥当性をメーカー工場にて確認し検証することとしていることから、運転期間延長認可申請に引用した解析値については検証作業が適切に実施されていれば、信頼性の高いものと考えられる。

このため、運転期間延長認可申請とりまとめまでに実施された検証の記録を再確認し不備がないことを確認することとし、合わせて、今回の延長認可申請書に引用した解析値の入力条件について設計値が数値に責任のあるメーカーの図面から適切に引用されているか再度確認することとした。

## (3) 異なった数値が確認された場合の対応

数値の妥当性確認において、異なった数値が確認された場合は、当該数値を見直した場合に代表機器の変更を伴うものであるか、解析に用いている場合は再度解析を実施する必要があるか等影響を確認し、影響があるものは再評価を行い各添付書類の記載を見直す。また、評価結果に影響はないものの、異なった数値については同様に添付書類の記載を見直すこととした。

(次頁フロー図参照)



### 3. 数値の妥当性確認結果

一部記載の適正化が必要なものの、提出した申請の範囲で劣化状況評価への影響はなく、現状の記載内容において、評価の信頼性を確保していることを確認した。

(添付資料－1、2参照)

#### (1) 数値の根拠確認結果と影響

##### ① 根拠となる図書と異なった数値の抽出状況について

運転期間延長認可申請に記載されている数値約4000個について、**工認記載値等信頼性の高い数値と合致するか確認を行った結果、劣化状況評価書のうち、弁の技術評価書及びケーブルの技術評価書に計9個の異なった数値が確認された。**また、合致しなかった数値については、引用元の数値が誤っていないことを複数の図書やメーカへの聞き取り等により確認した。なお、特別点検結果報告書及び保守管理に関する方針書について、異なった数値は確認されなかった。

##### ② 劣化状況評価書への影響について

確認された異なった数値により生じる劣化状況評価への影響有無を確認した結果、異なった数値の大半が、弁の機器仕様に関する数値であり、数値を正しい値へ見直した場合においても、代表機器の変更は不要なもの、もしくは代表機器の機器仕様の場合においても、機器の劣化状況評価へは用いていない数値であり、現状の劣化状況評価に影響を与えるものでないことを確認した。**また、一部ケーブルの試験条件の値に異なった数値が確認されたが、試験条件を記載の際に誤って他の試験条件の値を記載していたものであり、実際の評価は正しい数値で実施された試験結果と比較しており、評価結果に影響を与えるものでないことを確認した。**

なお、確認された異なった数値については、評価結果に影響を与えるものではないが、同一の数値が記載された耐震安全性評価書等関連する他の技術評価書も含め、適切な時期に補正を行い見直すものとする。

##### ③ 異なった数値の発生要因について

確認した結果、9個中8個が、弁の機器仕様の記載に係るものであり、その内5個については、技術評価書へ弁の機器仕様を記載する際に、機器の抽出に用いた機器リストの数値を引用したが、当該リストの数値に誤りがあったため、結果として異なった数値が記載されたことを確認した。

なお、当該リストについては、東海第二発電所の機器の保全計画に用いているプログラムより機器データを抽出して作成したものであるが、保全計画策定において今回誤った箇所**箇所**の機器仕様を用いていないため、点検計画への影響はない。今後、機器リスト及び保全計画のプログラムの情報についても修正を行う。

また、弁の機器仕様の記載のうち2個については、新規 SA 設備の設計進捗の情報を受けたものの、弁の機器仕様へ反映が漏れたものであること、1個については、空気作動弁駆動部の機器仕様であるが、これは機器リストに必要な情報の記載がないため、図面から引用した数値であるが、引用の際に換算を誤ったものであることを確認した。

その他として、ケーブルの技術評価書に、1個確認されたが、**前述の通り**、ケーブルの環境試験条件を記載する際に、引用元となる図書の同一ページ内の異なった数値を**誤って記載したものである**確認した。

## (2) 解析入力値確認結果

運転期間延長認可申請に関連する解析業務については、劣化状況評価書の取りまとめまでの間に、当社担当グループ員によるメーカーでの検証が81回実施されており、それら検証記録を確認した結果、不備が確認された件名はなかった。

また、運転期間延長認可申請に引用した解析値の入力条件について設計値が数値に責任のあるメーカーの図面から適切に引用されており誤った数値を用いていないこと確認した。

## 4. まとめ

東海第二発電所 運転期間延長認可申請（平成29年11月24日申請（平成30年2月23日第1回補正）については、今回実施した数値の妥当性確認の結果、一部記載の適正化が必要なものの、提出した申請の範囲で劣化状況評価への影響はなく、現状の記載内容において、評価の信頼性を確保していることを確認した。

なお、根拠となる数値と異なる数値が確認された箇所については、審査の中で、評価内容も含め説明を行いしかるべき時期に補正を行う。

また、本事案に係る検討及び水平展開で抽出された課題については、根本原因分析に合わせて、別途、保安活動の中で改善していく。**抽出した課題例は、保全計画のプログラムへの機器仕様入力間違い等がある。**

## 5. 添付資料

- (1) 劣化状況評価書影響確認結果リスト
- (2) 劣化状況評価書異なった数値確認箇所抜粋

以上

劣化状況評価書 影響確認結果リスト

劣化状況評価書名		異なった数値が確認された箇所	現状の記載	正しい記載	評価書への影響確認結果	再評価要否	管理No.
弁の 技術評価書	1. 仕切弁	重大事故等対処設備 最高使用圧力	静水頭～ 10.35MPa	静水頭～ 10.70MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	1
		制御棒駆動系 最高使用温度	66～ 150℃	66～ 138℃	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	2
		原子炉系 主蒸気隔離弁第3弁口径	600A	650A	代表機器であるが、評価に用いていない値であることを確認	否	3
	2. 玉形弁	制御用圧縮空気系 最高使用圧力	1.22MPa	1.38MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	4
	3. 逆止弁	重大事故等対処設備 最高使用圧力	1.37～ 10.35MPa	1.37～ 10.70MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	5
	5. 安全弁	空気抽出系 最高使用圧力 最高使用温度	2.41MPa 205℃	0.35MPa 164℃	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	6
		タービングラウンド蒸気系 最高使用圧力	1.02MPa	1.04MPa	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	7
	14. 空気作動弁用駆動部	格納容器雰囲気監視系 口径	9.52mm～ 20A	9.52mm～ 10A	代表機器の変更を伴うものでないことを確認	否	8
ケーブルの 技術評価書	2. 低圧ケーブル	難燃 CV ケーブル長期健全性試験条件 (ACA ガイド) 事故時雰囲気曝露 最高圧力	0.427MPa	0.177MPa	対象ケーブルの環境条件を包絡していることを確認。	否	9



## 劣化状況評価書 異なった数値確認箇所抜粋

### 1. 仕切弁

#### [対象系統]

- |                |                        |
|----------------|------------------------|
| ① 制御棒駆動系       | ⑳ 給水系                  |
| ② ほう酸水注入系      | ㉑ 給水加熱器ドレン系            |
| ③ 残留熱除去系       | ㉒ 非常用ディーゼル発電機海水系       |
| ④ 残留熱除去海水系     | ㉓ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 |
| ⑤ 高圧炉心スプレイ系    | ㉔ 補助系                  |
| ⑥ 低圧炉心スプレイ系    | ㉕ 所内蒸気系                |
| ⑦ 原子炉隔離時冷却系    | ㉖ 気体廃棄物処理系             |
| ⑧ 原子炉系         | ㉗ 重大事故等対処設備            |
| ⑨ 原子炉再循環系      |                        |
| ⑩ 主蒸気隔離弁漏えい抑制系 |                        |
| ⑪ 原子炉冷却材浄化系    |                        |
| ⑫ 原子炉補機冷却系     |                        |
| ⑬ 可燃性ガス濃度制御系   |                        |
| ⑭ ドライウェル冷却系    |                        |
| ⑮ タービン主蒸気系     |                        |
| ⑯ 抽気系          |                        |
| ⑰ タービン補助蒸気系    |                        |
| ⑱ タービングラント蒸気系  |                        |
| ⑲ 復水系          |                        |

表 1-1 (1/2) 仕切弁のグループ化及び代表機器の選定

管理No. 1  
正：静水頭～10.70MPa

分類基準		当該系統	選定基準					選定	代表機器/ 選定理由
弁箱 材料	内部 流体		口径(A)	重要度*2	使用条件				
					運転 状態	最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(℃)		
炭素鋼	純水	制御棒駆動系	20～50	高*3	連続	12.06	66		原子炉給水止め弁/重要度, 運転状態
		残留熱除去系	50～600	MS-1/PS-1, 重*4	一時	0.86～8.62	100～302		
		原子炉冷却材浄化系	100～150	PS-2	連続	8.62～9.80	66～302		
		高压炉心スプレイ系	100～600	MS-1/PS-1, 重*4	一時	0.70～10.69	100～302		
		低压炉心スプレイ系	40～600	MS-1/PS-1, 重*4	一時	0.70～8.62	100～302		
		原子炉隔離時冷却系	100～200	MS-1, 重*4	一時	0.86～10.35	77～100		
		原子炉系	500～600	PS-1	連続	8.62～12.93	302	◎	
		復水系	450～650	高*3	連続	6.14	205		
		給水系	80～600	高*3	連続	6.14～15.51	205～233		
		給水加熱器ドレン系	50～500	高*3	連続	0.35～1.81	149～233		
		補助系	80	MS-1	連続	1.04	65		
	重大事故等対処設備*5	80～300	MS-1, 重*4	一時	静水頭～10.35	66～174			
	冷却水*1	原子炉補機冷却系	200	MS-1	連続	0.86	66	◎	ドライウエル内機器原子炉補機冷却水戻り弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径
		ドライウエル冷却系	150	MS-1	連続	0.86	66		
	蒸気	原子炉隔離時冷却系	40～350	MS-1/PS-1, 重*4	一時	1.04～8.62	135～302	◎	原子炉隔離時冷却系内側隔離弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径
		原子炉系	80	MS-1/PS-1	一時	8.62	302		
		主蒸気隔離弁漏えい抑制系	25～100	MS-1	一時	8.62	302		
		タービン主蒸気系	150	高*3	連続	8.62	302		
		タービン補助蒸気系	100	高*3	連続	2.46	225		
		タービングランド蒸気系	40～250	高*3	連続	0.35～8.62	124～302		
		気体廃棄物処理系	150～250	MS-2	連続	2.41	205		
		所内蒸気系	50～150	高*3	連続	0.35～8.62	124～302		
	抽気系	250～400	高*3	連続	1.04～1.82	210～233			
重大事故等対処設備*5	100～350	重*4	一時	1.04～8.62	135～302				

\*1：冷却水（防錆剤入り純水）

\*2：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

\*3：最高使用温度が 95℃ を超え、又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器

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

\*5：新規に設置される機器及び構造物であることを示す

表 1-1 (2/2) 仕切弁のグループ化及び代表機器の選定

分類基準		当該系統	選定基準					選定	代表機器/ 選定理由		
弁箱材料	内部流体		口径(A)	重要度*1	使用条件						
					運転状態	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)				
炭素鋼	ガス	原子炉隔離時冷却系	50	MS-1, 重*3	一時	0.52	88	◎	可燃性ガス濃度制御系出口弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径		
		可燃性ガス濃度制御系	100~150	MS-1	一時	0.31	171				
		気体廃棄物処理系	200~300	PS-2	連続	0.34~2.42	66~538				
		重大事故等対処設備*5	50~150	重*3	一時	0.3~0.86	66~105				
	海水	残留熱除去海水系	300~500	MS-1, 重*3	一時	0.70~3.45	38~66			◎	非常用ディーゼル発電機海水系出口隔離弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径, 容量*4
		非常用ディーゼル発電機海水系	250	MS-1, 重*3	一時	0.70	38~66				
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	250	MS-1, 重*3	一時	0.70	38~66				
		重大事故等対処設備*5	300~350	重*3	一時	2.45	38				
鋳鉄	海水	残留熱除去海水系	100~500	MS-1, 重*3	一時	3.45	38~66	◎	残留熱除去系熱交換器海水出口弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度		
ステンレス鋼	純水	制御棒駆動系	20~50	MS-1	連続	12.06	66~150	◎	原子炉再循環ポンプ出口弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力		
		ほう酸水注入系	40	高*2	一時	9.66	66				
		残留熱除去系	20~500	MS-1/PS-1, 重*3	一時	8.62~10.69	302				
		原子炉冷却材浄化系	65~150	MS-1/PS-1	連続	8.62~9.80	302				
		原子炉隔離時冷却系	150	MS-1/PS-1, 重*3	一時	10.70	302				
		原子炉再循環系	20~600	MS-1/PS-1	連続	8.62~12.06	66~302				
		補助系	80	MS-1	連続	0.28	80				
	五ほう酸ナトリウム水	ほう酸水注入系	40~80	MS-1, 重*3	一時	1.04~9.66	66	◎	ほう酸水注入系ポンプ出口弁/重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力		
低合金鋼	蒸気	原子炉系	600	PS-2	連続	8.62	302	◎	主蒸気隔離弁第3弁		

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

\*2: 最高使用温度が 95 °C を超え, 又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器

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

\*4: 選定基準が全て同等であることから, ポンプ容量の大きい系統を選定

非常用ディーゼル発電機海水ポンプ: 272.6 m³/h, 高圧炉心スプレイディーゼル冷却系海水系ポンプ: 232.8 m³/h

\*5: 新規に設置される機器及び構造物であることを示す

管理No. 3  
正: 650A

管理No. 2  
正: 66~138°C

### 2.1.9 主蒸気隔離弁第3弁

#### (1) 構造

東海第二の主蒸気隔離弁第3弁は、**口径 600A**、最高使用圧力 8.62 MPa、最高使用温度 302 °Cの電動弁であり、4台設置されている。

弁本体は、蒸気を内包する耐圧部（弁箱、弁ふた、ジョイントボルト・ナット、軸封部）、蒸気を仕切る隔離部（弁体、弁座）及び弁体に駆動力を伝達する駆動力伝達部（弁棒、ヨーク）からなる。

蒸気に接する弁箱、弁ふたは低合金鋼、弁体は炭素鋼鋳鋼、弁座は炭素鋼が使用されており、軸封部には内部流体の漏れを防止するためグランドパッキンが使用されている。

なお、当該弁については、駆動部を切り離し、ジョイントボルト・ナットを取外すことにより、弁内部の点検手入れが可能である。

東海第二の主蒸気隔離弁第3弁の構造図を図2.1-9に示す。

#### (2) 材料及び使用条件

東海第二の主蒸気隔離弁第3弁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。

管理No. 3 正 : 650A

## 2. 玉形弁

### [対象系統]

- ① 制御棒駆動系
- ② ほう酸水注入系
- ③ 残留熱除去系
- ④ 残留熱除去海水系
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系
- ⑥ 低圧炉心スプレイ系
- ⑦ 原子炉隔離時冷却系
- ⑧ 原子炉系
- ⑨ 原子炉再循環系
- ⑩ 原子炉冷却材浄化系
- ⑪ 燃料プール冷却浄化系
- ⑫ 格納容器雰囲気監視系
- ⑬ 可燃性ガス濃度制御系
- ⑭ 不活性ガス系
- ⑮ タービン補助蒸気系
- ⑯ 給水系
- ⑰ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ⑱ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ⑲ 制御用圧縮空気系
- ⑳ 試料採取系
- ㉑ 事故時サンプリング設備
- ㉒ 重大事故等対処設備

表 1-1 (1/2) 玉形弁のグループ化及び代表機器の選定

分類基準		当該系統	選定基準					選定	代表機器/ 選定理由	
弁箱 材料	内部 流体		口径(A)	重要度*1	使用条件					
					運転 状態	最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(℃)			
炭素鋼	純水	制御棒駆動系	25~50	高*2	連続	12.06	66	◎	残留熱除去系熱交換器バイパス弁/ 重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径	
		残留熱除去系	25~450	MS-1, 重*3	一時	3.45	100~174			
		高圧炉心スプレイ系	20~300	MS-1	一時	0.70~10.69	100			
		低圧炉心スプレイ系	20~300	MS-1	一時	0.70~4.14	100			
		原子炉隔離時冷却系	20~100	MS-1	一時	8.62~10.35	77~302			
		原子炉冷却材浄化系	50~150	PS-2	連続	9.80	66~302			
		燃料プール冷却浄化系	250	MS-2	連続	3.45	174			
		給水系	40~50	高*2	連続	6.13~6.77	205			
	重大事故等対処設備*5	50~200	重*3	一時	0.62~3.45	66~200	◎	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁/ 重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径		
	蒸気	原子炉隔離時冷却系	25~100	MS-1, 重*3	一時	1.04~8.62			135~302	
	原子炉系	40~50	MS-1	一時	8.62	302				
	ガス	タービン補助蒸気系	タービン補助蒸気系	80	高*2	連続	8.62	302	◎	格納容器 N2 ガス供給弁/ 重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用 圧力, 口径
			可燃性ガス濃度制御系	20	MS-1	一時	0.31	171		
			不活性ガス系*5	50~80	MS-1	一時	0.31	171		
			制御用圧縮空気系	50	MS-1, 重*3	一時	1.22	66		
			試料採取系	50	MS-1	一時	0.31	171		
	重大事故等対処設備*5	50	重*3	一時	0.62	200	◎	非常用ディーゼル発電機エンジン エアクーラ海水入口弁/ 重要度, 運 転状態, 最高使用温度, 最高使用圧 力, 口径, 容量*4		
	海水	非常用ディーゼル発電機海水系	150	MS-1, 重*3	一時	0.70			38	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機海水系	100~150	MS-1, 重*3	一時	0.70	38					
重大事故等対処設備*5	150~300	重*3	一時	2.45	38					

管理No. 4  
正 : 1.38MPa

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

\*2 : 最高使用温度が 95 ℃を超え, 又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器

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

\*4 : 選定基準が全て同一であることから, ポンプ容量の大きい系統を選定

非常用ディーゼル発電機海水ポンプ : 272.6 m<sup>3</sup>/h, 高圧炉心スプレイディーゼル冷却系海水系ポンプ : 232.8 m<sup>3</sup>/h

\*5 : 新規に設置される機器及び構造物を示す

### 3. 逆止弁

[対象系統]

- ① 中性子計装系
- ② 制御棒駆動系
- ③ ほう酸水注入系
- ④ 残留熱除去系
- ⑤ 残留熱除去海水系
- ⑥ 高圧炉心スプレイ系
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系
- ⑧ 原子炉隔離時冷却系
- ⑨ 原子炉系
- ⑩ 原子炉再循環系
- ⑪ 主蒸気隔離弁漏えい抑制系
- ⑫ 原子炉冷却材浄化系
- ⑬ 燃料プール冷却浄化系
- ⑭ 抽気系
- ⑮ 復水系
- ⑯ 給水系
- ⑰ 給水加熱器ドレン系
- ⑱ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ⑲ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ⑳ 制御用圧縮空気系
- ㉑ サプレッション・プール水 pH 制御装置
- ㉒ 重大事故等対処設備
- ㉓ 浸水防護施設

表 1-1 (1/2) 逆止弁のグループ化及び代表機器の選定

分類基準		当該系統	選定基準					選定	代表機器／選定理由
弁箱材料	内部流体		口径 (A)	重要度*1	使用条件				
					運転状態	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)		
炭素鋼	純水	制御棒駆動系	50	高*2	連続	12.06	66	原子炉給水逆止弁／重要度，運転状態	
		残留熱除去系	25～450	PS-1/MS-1, 重*3	一時	0.86～8.62	100～302		
		高压炉心スプレイ系	25～600	PS-1/MS-1, 重*3	一時	0.70～10.69	100～302		
		低压炉心スプレイ系	25～400	PS-1/MS-1, 重*3	一時	4.14～8.62	100～302		
		原子炉隔離時冷却系	25～200	PS-1/MS-1, 重*3	一時	0.86～10.35	77～302		
		原子炉系	500	PS-1/MS-1	連続	8.62	302		◎
		原子炉冷却材浄化系	100～150	PS-2	連続	9.80	302		
		復水系	500	高*2	連続	6.14	205		
		給水系	400～600	高*2	連続	15.51	233		
		給水加熱器ドレン系	80～400	高*2	連続	0.69～1.04	149～233		
	重大事故等対処設備*5	80～250	重*3	一時	1.37～10.35	66～174			
	蒸気	原子炉隔離時冷却系	80～350	高*2, 重*3	一時	1.04	135	MSIV-LCS 共通ベント逆止弁／重要度	
		主蒸気隔離弁漏えい抑制系	100	MS-1	一時	8.62	302		◎
		抽気系	350	高*2	連続	1.81	210		
		所内蒸気系	150	高*2	連続	0.96	183		
		重大事故等対処設備*5	350	重*3	一時	1.04	135		
	海水	非常用ディーゼル発電機海水系	250	MS-1, 重*3	一時	0.70	38～66	◎ 非常用ディーゼル発電機海水系出口逆止弁／重要度，運転状態，最高使用温度，最高使用圧力，口径，容量*4	
		高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	250	MS-1, 重*3	一時	0.70	38～66		
		重大事故等対処設備*5	150～350	重*3	一時	0.98～3.45	38～66		

管理No. 5  
正：1.37～10.70MPa

\*1：当該機器に要求される重要度クラスのうち，最上位の重要度クラスを示す  
 \*2：最高使用温度が 95 °C を超え，又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器  
 \*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す  
 \*4：選定基準が同一であることから，ポンプ容量の大きい系統を選定  
 非常用ディーゼル発電機海水ポンプ：272.6 m<sup>3</sup>/h，高压炉心スプレイディーゼル冷却系海水系ポンプ：232.8 m<sup>3</sup>/h  
 \*5：新規に設置される機器及び構造物を示す



## 5. 安全弁

### [対象系統]

- ① ほう酸水注入系
- ② 残留熱除去系
- ③ 残留熱除去海水系
- ④ 高圧炉心スプレイ系
- ⑤ 低圧炉心スプレイ系
- ⑥ 原子炉隔離時冷却系
- ⑦ 原子炉再循環系
- ⑧ 原子炉冷却材浄化系
- ⑨ 可燃性ガス濃度制御系
- ⑩ 復水系
- ⑪ 給水系
- ⑫ 給水加熱器ベント系
- ⑬ タービン補助蒸気系
- ⑭ タービンランド蒸気系
- ⑮ 空気抽出系
- ⑯ 制御用圧縮空気系
- ⑰ 気体廃棄物処理系

表 1-1 安全弁のグループ化及び代表機器の選定

分類基準		当該系統	選定基準					選定	代表機器／選定理由
弁箱材料	内部流体		口径 (A)	重要度*1	使用条件				
					運転状態	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)		
炭素鋼	純水	残留熱除去系	15~40	MS-1, 重*2	一時	0.86~8.62	100~302	◎	高圧炉心スプレイ系注入弁 F004 安全弁／重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力
		高圧炉心スプレイ系	15~40	MS-1, 重*2	一時	0.70~10.69	100~302		
		低圧炉心スプレイ系	15~40	MS-1, 重*2	一時	0.70~8.62	100~302		
		原子炉隔離時冷却系	40	重*2	一時	0.86	77		
		原子炉冷却材浄化系	25~40	高*3	連続	0.86~9.80	188~302		
		可燃性ガス濃度制御系	40	MS-1	一時	0.31	171		
		タービンランド蒸気系	50	高*3	連続	1.04	183		
		復水系	20~25	高*3	連続	6.14	205		
		給水系	20	高*3	連続	12.93	233		
		空気抽出系	90	高*3	連続	2.41	205		
炭素鋼	蒸気	タービン補助蒸気系	50	高*3	連続	1.04	183	◎	ヒータ 1 安全弁／重要度, 運転状態, 最高使用温度
		タービンランド蒸気系	200	高*3	連続	1.02	124~233		
		給水加熱器ベント系	80~100	高*3	連続	0.36~2.98	149~235		
ステンレス鋼	純水	残留熱除去系	15~25	MS-1, 重*2	一時	8.62	302	◎	残留熱除去系停止時冷却入口ライン安全弁／重要度, 運転状態, 最高使用温度, 最高使用圧力, 口径
		原子炉隔離時冷却系	15	高*3	一時	10.35	302		
		原子炉再循環系	20	高*3	連続	12.06	66		
		原子炉冷却材浄化系	25	高*3	連続	12.06	66		
	蒸気	気体廃棄物処理系	20~40	高*3	連続	0.86~2.41	205~538	◎	排ガス復水器安全弁／重要度, 運転状態, 最高使用温度
	ガス	制御用圧縮空気系	25	重*2	一時	1.38	66	◎	計装用 N2 ガス逃し安全弁
	五ほう酸ナトリウム水	ほう酸水注入系	25	MS-1, 重*2	一時	9.66	66	◎	SLC ポンプ逃し弁
青銅鋳物	海水	残留熱除去海水系	40	MS-1, 重*2	一時	3.45	249	◎	RHR 熱交換器管側安全弁

管理No. 6  
正 : 0.35MPa  
164°C

管理No. 7  
正 : 1.04MPa

\*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 : 最高使用温度が 95 °C を超え, または最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器

## 14. 空気作動弁用駆動部

[対象系統]

- ① 中央制御室換気系
- ② 原子炉隔離時冷却系
- ③ 原子炉冷却材浄化系
- ④ 原子炉再循環系
- ⑤ 不活性ガス系
- ⑥ 補助系
- ⑦ 原子炉系
- ⑧ ほう酸水注入系
- ⑨ 漏えい検出系
- ⑩ 主蒸気隔離弁漏えい抑制系
- ⑪ 非常用ガス処理系
- ⑫ 非常用ガス再循環系
- ⑬ 原子炉再循環流量制御系
- ⑭ 格納容器雰囲気監視系
- ⑮ 気体廃棄物処理系

表 1-1 空気作動弁用駆動部のグループ化及び代表機器の選定

分類基準		当該系統	選定基準				選定	代表機器/ 選定理由
型式	設置場所		重要度*1	口径 (A)	使用条件			
					運転 状態	周囲 温度 (℃)		
ダイヤフラム型	原子炉格納容器外	中央制御室換気系	MS-1	80	連続	50	◎	中央制御室換気系 AH2-9 出口温度制御弁駆動部/重要度, 周囲温度
		原子炉隔離時冷却系	MS-1	25	一時	40.0		
		原子炉冷却材浄化系	PS-2	80	連続	40.0		
シリンダ型	原子炉格納容器内	原子炉再循環系	MS-1	20	連続	65.6	◎	原子炉再循環系 PLR 炉水サンプリング弁(内側隔離弁) 駆動部
	原子炉格納容器外	不活性ガス系	MS-1, 重*2	50~600	一時	40.0	◎	不活性ガス系格納容器ページ弁駆動部/重要度, 周囲温度, 口径
		原子炉再循環系	MS-1	20	連続	40.0		
		補助系	MS-1	80	連続	40.0		
		原子炉系	MS-1/PS-1	40~500	連続	40.0		
		ほう酸水注入系	MS-1, 重*2	20	一時	40.0		
		漏えい検出系	MS-1	15	連続	40.0		
		主蒸気隔離弁漏えい抑制系	MS-1	100	一時	40.0		
		原子炉隔離時冷却系	MS-1, 重*2	20	一時	40.0		
		非常用ガス処理系	MS-1, 重*2	450	一時	40.0		
		非常用ガス再循環系	MS-1, 重*2	600	一時	40.0		
		原子炉再循環流量制御系	MS-1, 重*2	25	連続	40.0		
		原子炉冷却材浄化系	PS-2	50~150	連続	40.0		
		格納容器雰囲気監視系	MS-2	9.52*3~20	一時	40.0		
		気体廃棄物処理系	PS-2	200~300	連続	50		

管理No. 8  
正 : 9.52mm~10A

\*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 : 単位は外径 mm 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

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

管理No. 9  
正：0.177MPa

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。