

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 審-9 改0
提出年月日	平成30年3月15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15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^{※1}（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。なお、出典元としては、工認記載値の数値と適合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適合していることを確認した。なお、図面から引用した場合は、当該の数値に責任を持つメーカーが記載した数値であるか確認することで適合を確認した。なお、数値に責任を持つメーカーと各数値の関係は以下の通り。

- ・ 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

②出典元の数値が異なっていた場合

①にて工認図書や図面と数値が異なっていた場合は、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確認した。

③メーカーが実施した解析値について

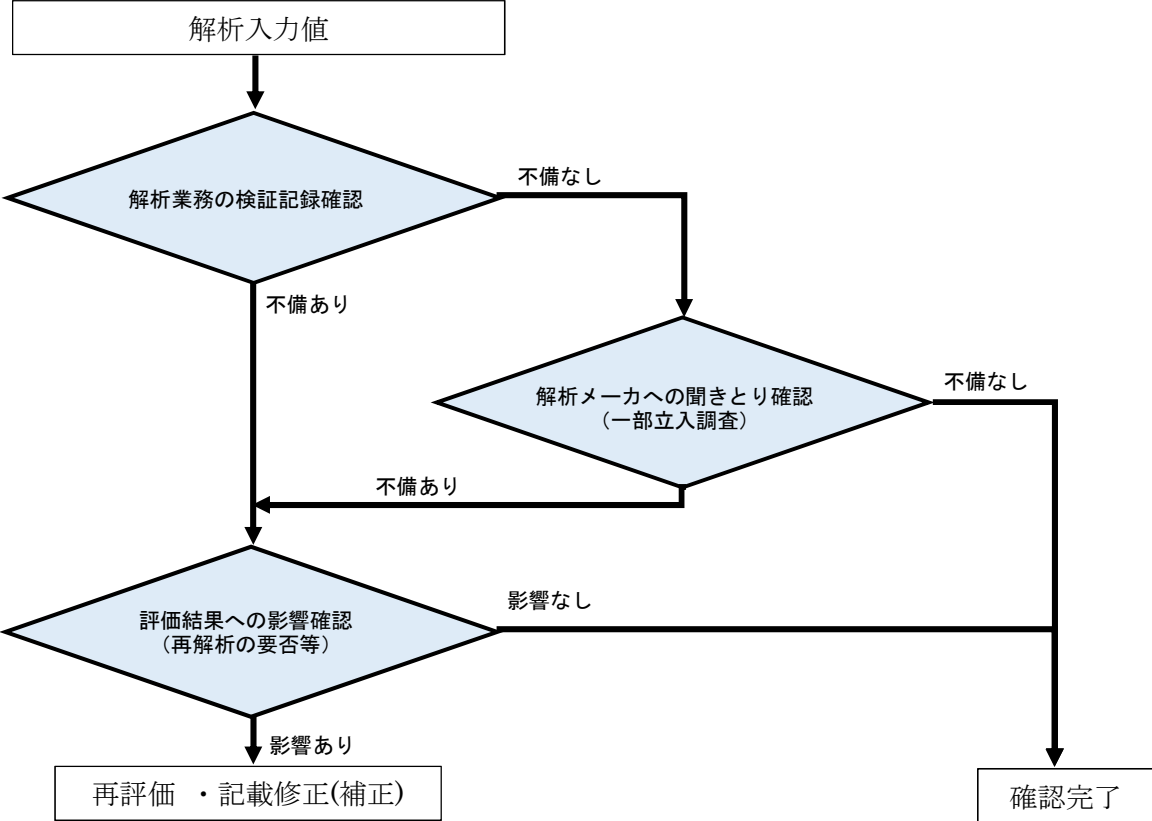
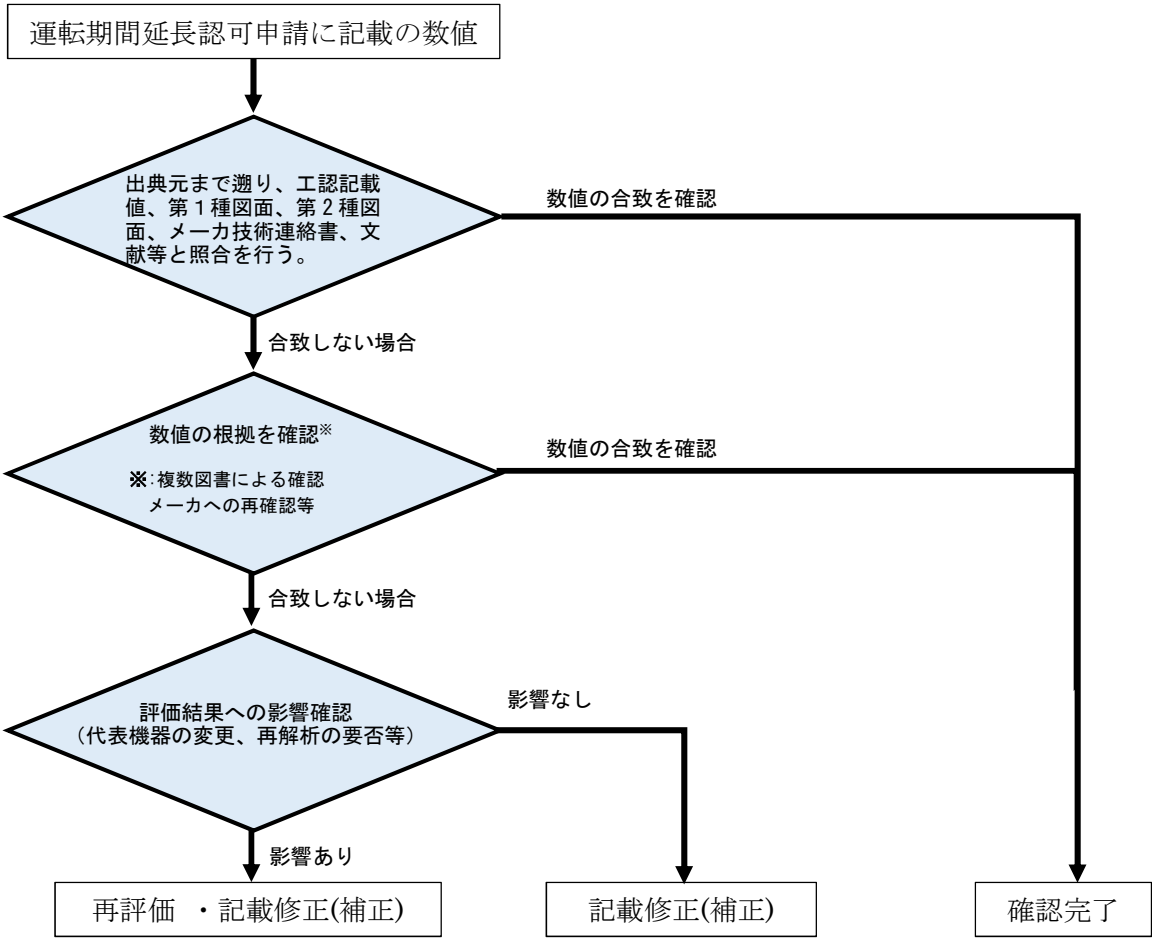
当社のQMS規程において、メーカーに解析業務を発注する場合、解析業務を管理する当社担当グループの社員が、解析業務が正しく行われたことを確認している。この確認において解析入力条件(設計値等)について、メーカー工場にて確認し検証することとしていることから、運転期間延長認可申請に引用した解析業務について、検証の記録を確認した。

また、委託業務を行った全メーカーに対して、入力条件が設計値を正しく入力していることを再確認するよう指示し、その結果を確認するとともに、一部のメーカーに対しては、当社担当グループの社員が立入確認を行うことで数値の妥当性を確認した。

(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、出典元となる図書と照合を行った結果、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個の根拠と異なった数値が確認された。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。なお、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、試験自体は正しい数値で実施され、当該試験対象ケーブルの設計条件を包絡しているため、現状の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個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、これについては、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引用したことを確認した。

(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、解析を実施した解析メーカー全社(9社)に対し、聞き取りにより、解析入力に誤った設計値を用いていないことを確認した。また、このうち解析業務に自社以外の多くの設計情報を入力し解析業務を行っていたメーカーに対して、追加で立入調査を実施し抜き取りにて、解析業務の入力条件を確認したが、各解析の入力値は正しい設計値が用いられていることを確認した。

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、新規設備については、設計進捗により仕様等が変更となる可能性があるため、その際は適切に反映していく。

今回確認された根拠と異なる数値については、評価結果へ影響を与えないものであったものの評価へ影響する可能性があったこと、先に発生した異なったTAFの値については結果としてUTの追加実施に至ったことを踏まえ、今回確認された事例や確認に用いた手順を社内関係者へ周知し、審査資料の作成業務や確認業務へ活用していくことで再発防止を図っていく。

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			
	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	
	ガス	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 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 m³/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 m³/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。

2018年3月15日
日本原子力発電株式会社

数値の妥当性確認結果エビデンス類

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。

仕切弁 ステンレス鋼 純水

Table with columns: 機器No, 機器名称, 系統名称, 設置箇所名称, 最高使用温度, 温度単位名称, 最高使用圧力, 圧力単位名称, 弁口径, 流体種類, 作動方式, 弁箱材質, 安全機能MS-1, MS-2, MS-3, PS-1, PS-2, PS-3, 確認日, 班, 署名, クラス1, クラス2, クラス3, クラス12高温高圧SA

No.2機器リスト記載誤り 正138℃

仕切弁 低合金鋼 蒸気

機器No	機器名称	系統名称	設置箇所名称	最高使用温度	温度単位名称	最高使用圧力	圧力単位名称	耐震等級名称	弁口径	流体種類(下記項目の流体に参照)	作動方式	弁精材質	安全機能MS-1	安全機能MS-2	安全機能MS-3	安全機能PS-1	安全機能PS-2	安全機能PS-3	確認日, 班, 認者	クラス1	クラス2	クラス3	クラス4 高温 高圧 SA
B22-F098A	主蒸気隔離弁第3弁A	原子炉系	原子炉建屋内 (図302)	302	°C	8.62	MPa	S	600A	主蒸気	電動式		MS-3	PS-2	MS-3	PS-3				●	●	●	●
B22-F098B	主蒸気隔離弁第3弁B	原子炉系	原子炉建屋内 (図302)	302	°C	8.62	MPa	S	600A	主蒸気	電動式		MS-3	PS-2	MS-3	PS-3				●	●	●	●
B22-F098C	主蒸気隔離弁第3弁C	原子炉系	原子炉建屋内 (図302)	302	°C	8.62	MPa	S	600A	主蒸気	電動式		MS-3	PS-2	MS-3	PS-3				●	●	●	●
B22-F098D	主蒸気隔離弁第3弁D	原子炉系	原子炉建屋内 (図302)	302	°C	8.62	MPa	S	600A	主蒸気	電動式		MS-3	PS-2	MS-3	PS-3				●	●	●	●

No.3機器リスト 記載誤り 正650A

玉形弁 炭素鋼 ガス

機器No	機器名称	系統名称	設置箇所名称	最高使用温度	温度単位名称	最高使用圧力	圧力単位名称	耐震クラス名称	劣化メカニシム種類(小)名	弁口径	流体種類(リーク定数)の算定	弁箱材質	安全機能MS-1	安全機能MS-2	安全機能MS-3	安全機能PS-1	安全機能PS-2	安全機能PS-3	確認日, 班, 確認者	クラス1	クラス2	クラス3	クラス1.2 高温 高圧 SA
2-16V11	ドラウエール制御用空気供給元弁	制御用圧縮空気系	原子炉建屋内	65	°C	1.22	MPa	MPa	玉形弁	2B	空気		MS-1							●			●
2-16V12A	ドラウエールN2供給弁	制御用圧縮空気系	原子炉建屋内	65	°C	1.22	MPa	MPa	玉形弁	2B	ガス		MS-1							●			●
2-16V12B	ドラウエールN2供給弁	制御用圧縮空気系	原子炉建屋内	65	°C	1.22	MPa	MPa	玉形弁	2B	ガス		MS-1							●			●
2-16V13A	ドラウエールN2ボトリカルガス供給弁	制御用圧縮空気系	原子炉建屋内	65	°C	1.22	MPa	MPa	玉形弁	2B	ガス		MS-1							●			●SA
2-16V13B	ドラウエールN2ボトリカルガス供給弁	制御用圧縮空気系	原子炉建屋内	65	°C	1.22	MPa	MPa	玉形弁	2B	ガス		MS-1							●			●SA
2-26V-9	格納容器ベント弁	不活性ガス系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	2B, 50A	ガス		MS-1							●			●
2-43V-10A	FCS (A) 出口隔離弁ストップ弁	可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	3/4B	ガス		MS-1							●			●
2-43V-10B	FCS (B) 出口隔離弁ストップ弁	可燃性ガス濃度制御系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	3/4B	ガス		MS-1							●			●
F012A	FPMニター系サンプリング元弁	試料採取系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	2B	放射性		MS-1							●			●
F012B	FPMニター系サンプリング元弁	試料採取系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	2B	放射性		MS-1							●			●
2-26B-6	サプレッション/チェンバ/N2ガス供給弁	不活性ガス系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	80	ガス		MS-1							●			●
2-26B-7	格納容器/サプレッション/チェンバ/N2ガス供給弁	不活性ガス系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	80	ガス		MS-1							●			●
2-26B-9	格納容器/N2ガス供給弁	不活性ガス系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	80	ガス		MS-1							●			●
2-26B-11	サプレッション/チェンバ/N2ガス供給弁	不活性ガス系	原子炉建屋内	171	°C	0.31	MPa	MPa	玉形弁	80	ガス		MS-1							●			●

No. 4 機器リスト 記載誤り 正1.38

安全弁 炭素鋼 蒸気

機器No	機器名称	設置箇所名称	最高使用温度	温度単位名称	最高使用圧力	圧力単位名称	耐震クラス名称	劣化メカニシム力機構(小)名称	弁口径	流体種類(コード)定数の流体(コード)参照	作動方式	弁材質	安全機能MS-1	安全機能MS-2	安全機能MS-3	安全機能PS-1	安全機能PS-2	安全機能PS-3	確認日, 班, 設備	クラス1	クラス2	クラス3	高温高压 が1.2 SA
R1-1	スチームシール蒸気安全弁 (R1-1)	タービン・グランド蒸気	124	℃	1.02	MPa	B	安全弁	200A	主蒸気	全量型												●
R1-2	スチームシール蒸気安全弁 (R1-2)	タービン・グランド蒸気	124	℃	1.02	MPa	B	安全弁	200A	主蒸気	全量型												●
R3-1	グランド蒸気蒸気加熱蒸気安全弁 (R3-1)	タービン・グランド蒸気	233	℃	1.02	MPa	B	安全弁	200A	主蒸気	全量型												●
R3-2	グランド蒸気蒸気加熱蒸気安全弁 (R3-2)	タービン・グランド蒸気	233	℃	1.02	MPa	B	安全弁	200A	主蒸気	全量型												●
R3-3	グランド蒸気蒸気加熱蒸気安全弁 (R3-3)	タービン・グランド蒸気	233	℃	1.02	MPa	B	安全弁	200A	主蒸気	全量型												●
R3-4	グランド蒸気蒸気加熱蒸気安全弁 (R3-4)	タービン・グランド蒸気	233	℃	1.02	MPa	B	安全弁	200A	主蒸気	全量型												●
6-6V31	ヒータ1 A安全弁	給水加熱器ベント系	235	℃	2.98	MPa	B	安全弁	80A	蒸気	全量型												●
6-6V32	ヒータ2 A安全弁	給水加熱器ベント系	210	℃	1.82	MPa	B	安全弁	80A	蒸気	全量型												●
6-6V33	ヒータ3 A安全弁	給水加熱器ベント系	172	℃	1.08	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V34	ヒータ4 A安全弁	給水加熱器ベント系	155	℃	0.43	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V35	ヒータ5 A安全弁	給水加熱器ベント系	149	℃	0.36	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V41	ヒータ1 B安全弁	給水加熱器ベント系	235	℃	2.98	MPa	B	安全弁	80A	蒸気	全量型												●
6-6V42	ヒータ2 B安全弁	給水加熱器ベント系	210	℃	1.82	MPa	B	安全弁	80A	蒸気	全量型												●
6-6V43	ヒータ3 B安全弁	給水加熱器ベント系	172	℃	1.08	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V44	ヒータ4 B安全弁	給水加熱器ベント系	155	℃	0.43	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V45	ヒータ5 B安全弁	給水加熱器ベント系	149	℃	0.36	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V51	ヒータ1 C安全弁	給水加熱器ベント系	235	℃	2.98	MPa	B	安全弁	80A	蒸気	全量型												●
6-6V52	ヒータ2 C安全弁	給水加熱器ベント系	210	℃	1.82	MPa	B	安全弁	80A	蒸気	全量型												●
6-6V53	ヒータ3 C安全弁	給水加熱器ベント系	172	℃	1.08	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V54	ヒータ4 C安全弁	給水加熱器ベント系	155	℃	0.43	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
6-6V55	ヒータ5 C安全弁	給水加熱器ベント系	149	℃	0.36	MPa	B	安全弁	100A	蒸気	全量型												●
R4-1	グランド蒸気加熱蒸気安全弁	タービン補助蒸気系	183	℃	1.04	MPa	B	安全弁	50A	蒸気	全量型												●

No.7 機器リスト 記載誤り 正1.04

No.1 エビデンス 東海第二発電所 高圧代替注水系 系統図
1. 仕切弁 重大事故等対処設備 最高使用圧力

—— 当初設計値であり
その後 正は 10.70MPa

日本原子力発電株式会社 東海第二発電所	
原子炉建屋	高圧代替注水系 系統図
編尺	JFS-T2-14-008-DWG-14
日付	~
	2015.6.16
	REV.△

承認 確認 検印

バルブリスト

改正	番号	呼び径 (B)	クラス	操作方式	弁材質	銘板名称	数量	設計		図面番号 (電動弁仕様書)	頁	タイプNo.	開先加工 図面番号	備考 (強度計算書及び寸法表)
								圧力 MPa	温度 °C					
1 4	SA13-F200	8	150	WG	SCPH 2	Pump Suction	1	1.37	120	S1500229	1	E5111B-20A3-HI	X1400202-001	(S1500385)
1 3 4 5	SA13-MO-F201	6	900	MOG	SCPH 2	Pump Discharge	1	10.7	120	S1500230	3	N3115B-15A3-LW	X1400202-002	(S1500386)
2 3				MO			1			(S1500541)	2	SB-3D #100	X1400202-002 1	
1 4 5	SA13-F202	6	900	SCH	SCPH 2	Pump Discharge	1	10.7	120	S1500231	4	A4715B-15A3-H	X1400202-003	(S1500387)
1 4 5	SA13-MO-F203	4	900	MOG	SCPH 2	Pump Mini Flow	1	10.7	120	S1500232	6	M3115B-10A3-L	X1400202-004	(S1500388)
2 3				MO			1			(S1500542)	5	SB-2D #60	X1400202-004 1	
1 4 5	SA13-F204	4	900	SCH	SCPH 2	Pump Mini Flow	1	10.7	120	S1500233	7	A4715B-10A3-H	X1400202-005	(S1500389)
1 3 4	SA13-MO-F300	4	900	MOG	SCPH 2	Turbine Steam Supply	1	8.62	302	S1500234	10	E5115B-10A3-LW	X1400202-006	(S1500390)
2 3				MO			1			(S1500543)	8	SMB-1 #25	X1400202-006 1	
1 4	SA13-F302	14	150	WG	SCPH 2	Turbine Exhaust	1	1.04	135	S1500235	11	E5112B-35A3-HI	X1400202-007	(S1500391)
1 4	SA13-F303	14	150	SCH	SCPH 2	Turbine Exhaust	1	1.04	135	S1500236	12	B4711B-35A3-H	X1400202-008	(S1500392)

《記号の説明》

- ◆ 弁型式 ----- WG = ウエッジゲート弁, G = 玉型弁, A = アングル弁, Y = Y型弁, N = ニードル弁, SCH = スイング式逆止弁, LCH = リフト式逆止弁, TCH = チルティンク逆止弁, SDNR = ねじ締め逆止弁
- ◆ 操作方式 ----- MO = 電動式, GO = ギア式, AM = エアモータ式, CY = シリンダー式
- ◆ 配管接続方式 ----- BW = 突合せ溶接型, SW = ソケット溶接型, RF = フランジ型 (レイズドフェース), FF = フランジ型 (フラットフェース), PS = PSねじ込型, PT = PTねじ込型, NPT = NPTねじ込型
- ◆ 流体 ----- W = 水, S = 蒸気, D = ドレン, A = エア, O = 油, G = ガス

設計進捗で 10.70MPa

No. 2 エビデンス

1. 仕切弁 制御棒駆動系 最高使用温度

PIPING LINE LIST

LINE DESIGNATION	PIPE SIZE (inch)	PIPE WALL THICKNESS (inch)	MAX OPER PRESS (psig)	MAX OPER TEMP (°F)	DESIGN PRESS (psig)	DESIGN TEMP (°F)	INDUST CODE AND	SPECIFICATION GRADE	VALVE RANGE (ANSI)	HYDRO-STATIC TEST PRESSURE (PSIG)	HYDRO-STATIC TEST TEMP (°F)	MATERIAL	REMARKS	REV
CRD-44	2	40	ATM	150	150	150	-	7	CS-1 A106-B	150	225	C	DS	
CRD-46	1	60	1450	150	1750	150	-	2	SS-3 304	900	2625	AS	DS	
CRD-47	3/4	80	1450	150	1750	150	-	2	SS-3 304	900	2625	AS	DS	
CRD-48	12	80	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	DS	
CRD-49	8	80	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	DS	
CRD-50	6	80	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	DS	
CRD-51	1	60	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	RL	
CRD-52	12	80	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	RL	
CRD-53	8	80	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	RL	
CRD-54	6	80	1115	280	1250	280	-	2	CS-1 A106-B	600	1875	AS	RL	
CRD-55	4	40	75	150	150	150	-	7	CS-1 A106-B	150	225	B	MR	
CRD-56	3/4	40	75	150	150	150	-	7	CS-1 A106-B	150	225	B	DIP	
CRD-57	1-1/2	40	100	110	125	150	-	7	SS-1 304	150	225	B	DIP	
CRD-58	1/2	40	75	110	125	150	-	7	SS-1 304	150	225	C	DIP	
CRD-59	1/2	40	100	110	125	150	-	7	SS-1 304	150	225	C	DIP	
CRD-60	4	40	50	120	150	150	-	7	CS-1 A106-B	150	225	B	RM	
CRD-101	2	40	50	120	150	150	-	7	CS-1 A106-B	150	225	B	RM	

(0.555*(T-32)) で換算。
 150°F = 65.5°C ≒ 66°C

Hitachi MARK UP DWG. Rev. 5-A

他数値との取違い (温度単位間違いと推定) (F° ⇒ °C と誤認)

REV. 8-2-74

制御棒駆動水圧系配管の規格計算書

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
工事計画変更認可申請書
添付書類
Ⅳ-1-1
第 14 回申請

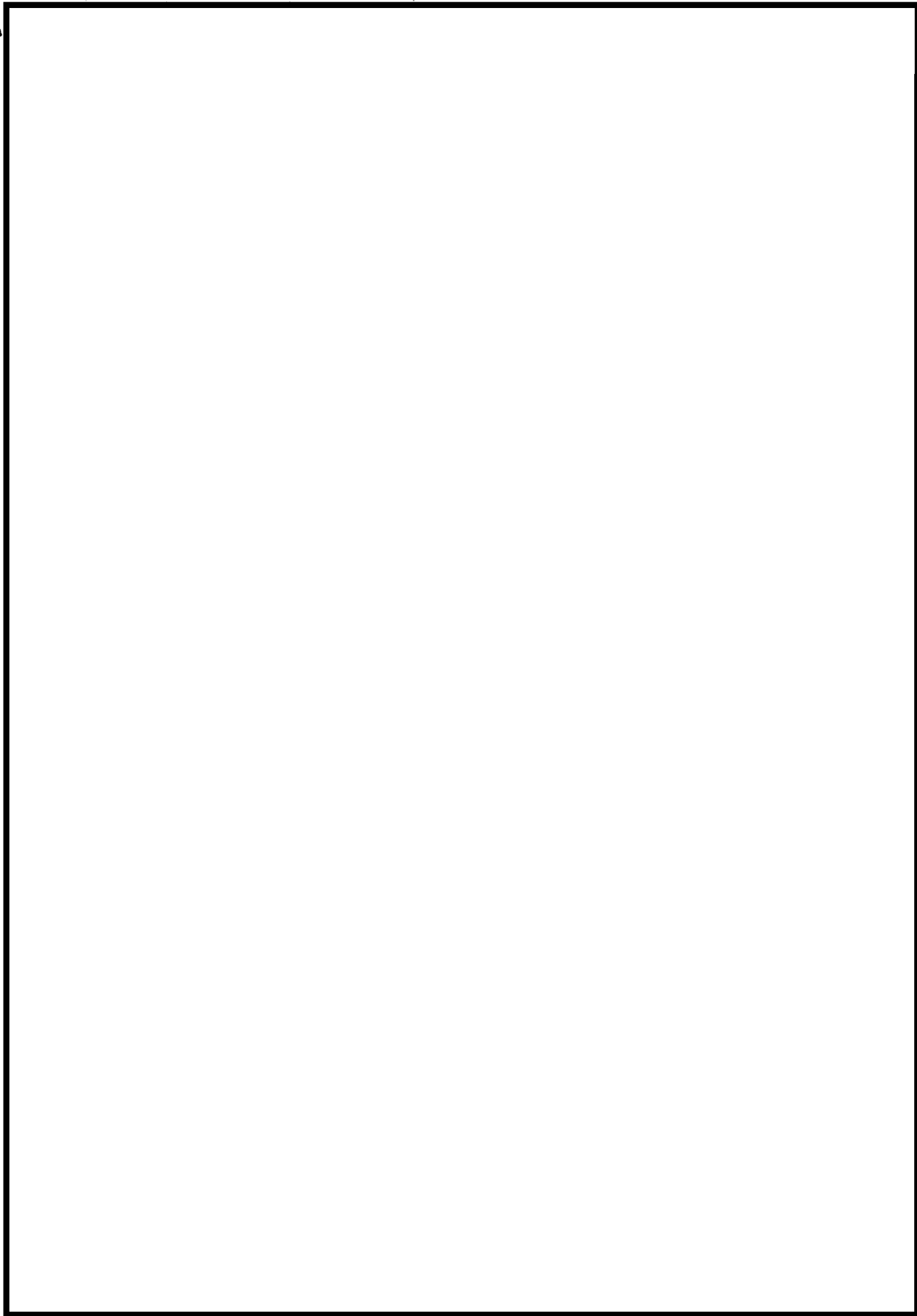
日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
工事計画変更認可申請書
添付書類
Ⅲ-1-6-4
第 17 回申請

日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
工事計画認可申請書
添付書類Ⅲ-1-2-5
第 18 回申請

NO.	MAT,	DO (MM)	TSO (MM)	P (KG/CM2G)	TEMP (C)	S (KG/MM2)	H (-)	SR	RT	Q (%)	TS (MM)	T (MM)	TT (MM)	REMARKS
1		114.3		10.6	66.0	10.5	1.0			12.5		0.5	3.4	2
2		60.5		123.0	66.0	10.5	1.0			12.5		3.5	3.5	2
3		60.5		123.0	66.0	12.3	1.0			12.5		3.0	3.0	2
4		48.6		123.0	66.0	12.3	1.0			12.5		2.3	2.3	2
5		89.1		123.0	66.0	10.5	1.0			12.5		5.0	5.0	2
8		33.4		123.0	66.0	12.3	1.0			12.5		1.7	1.7	2
9														
10		21.3		123.0	66.0	12.3	1.0			0.5MM		1.1	1.1	2
11		26.7		123.0	66.0	12.3	1.0			0.5MM		1.3	1.3	2
12		60.5		123.0	66.0	10.5	1.0			12.5		3.5	3.5	2
16		60.5		87.9	138.0	10.5	1.0			12.5		2.5	2.5	2
17		26.7		87.9	138.0	11.1	1.0			0.5MM		1.1	1.1	2
18		33.4		87.9	138.0	10.5	1.0			12.5		1.4	1.7	2
19		33.4		123.0	66.0	12.3	1.0			12.5		1.7	1.7	1
20		26.7		123.0	66.0	12.3	1.0			0.5MM		1.3	1.3	1
21														
22		33.4		123.0	66.0	10.5	1.0			12.5		1.9	1.9	2
26		48.6		87.9	138.0	10.5	1.0			12.5		2.0	2.2	2
27		48.6		123.0	66.0	10.5	1.0			12.5		2.7	2.7	2
39		89.1		10.6	66.0	10.5	1.0			12.5		0.5	3.0	2
43		75.0		123.0	66.0	13.1	1.0			0.5MM		3.4	3.4	2
44		76.2		123.0	66.0	**13.1	1.0			1.1MM		3.5	3.5	2
45		76.3		10.6	66.0	10.5	1.0			12.5		0.4	2.7	2
46		76.2		123.0	66.0	**13.1	1.0			0.5MM		3.5	3.5	2
48		46.1		123.0	66.0	**13.1	1.0			0.5MM		2.1	2.1	2

本来記載すべき最高使用温度 138°C

No.3 エビデンス 1. 仕切弁 原子炉系 主蒸気隔離弁第3弁口径



26Bを600Aと配管サイズの換算間違いと推定

(24B⇒600A 26B⇒650A)

株式会社 東海ホニテ電機所 (株)
 機種名 10R-701-322 (GE-182V G4US)
 系統番号 1A 16

No.4エピソード
 2. 玉形弁 制御用圧縮空気系 最高使用圧力

211

品番	形式	呼称 (B)	寸法 (mm)	設計条件 (kg/cm ²)	開閉時間 (sec)	電圧 (V)	制御方式	配管番号	リークテスト	接形式	寸法		製造者	試験の有無	備考	部止
											口径 (mm)	高さ (mm)				
① 2-16V12A	GL	2	150	12.4 12.8	2-4 4min (1900)	AC 440 588	リミット ストップ リセット リセット 4T	IP-19 上流 40 下流 80	X	SW	60.5	229 755 144	[Redacted]	X	P2-B,YAS	B
② 2-16V12B	"	"	"	12.4 12.8	"	"	"	IA-25 上流 40 下流 80	X	"	"	229 755 144	[Redacted]	X	"	B
③ 2-16V13A	"	"	"	12.1 12.8	"	"	"	IA-26 上流 40 下流 80	X	"	"	229 755 144	[Redacted]	X	"	B
④ 2-16V13B	"	"	"	12.1 12.8	"	"	"	IA-28 上流 40 下流 80	X	SW	60.5	229 755 144	[Redacted]	X	P2-B,YAS	B

取違いをした数値と推定
 12.4kg/cm² ≒ 1.22MPa

本来記載すべき数値
 14.1kg/cm² ≒ 1.38MPa

訂正
 719L-301-666
 株式会社 東海ホニテ電機所 (株)

No.5 エビデンス
東海第二発電所 高圧代替注水系 系統図
3. 逆止弁 重大事故等対処設備最高使用圧力

—— 当初設計値であり
その後 正は 10.70MPa

承認 書 印	図 名	図 号	日本原子力発電株式会社 東京第二発電所	
			高圧代替注水系 系統図	
原子炉建屋		JFS-T2-14-008-DWG-14		
編尺	~			
日付	2015.6.16			REV.△

バルブリスト

改正	番号	呼び径 (B)	クラス	操作方式	弁材質	銘板名称	数量	設計		図面番号 (電動弁仕様書)	頁	タイプNo.	開先加工 図面番号	備考 (強度計算書及び寸法表)
								圧力 MPa	温度 °C					
1 4	SA13-F200	8	150	WG BW		Pump Suction	1	1.37	120	S1500229	1	E5111B-20A3-HI	X1400202-001	(S1500385)
1 3 4 5	SA13-MO-F201	6	900	MOG BW		Pump Discharge	1	10.7	120	S1500230	3	N3115B-15A3-LW	X1400202-002	(S1500386)
2 3				MO			1			(S1500541)	2	SB-3D #100	X1400202-002 1	
1 4 5	SA13-F202	6	900	SCH BW		Pump Discharge	1	10.7	120	S1500231	4	A4715B-15A3-H	X1400202-003	(S1500387)
1 4 5	SA13-MO-F203	4	900	MOG BW		Pump Mini Flow	1	10.7	120	S1500232	6	M3115B-10A3-L	X1400202-004	(S1500388)
2 3				MO			1			(S1500542)	5	SB-2D #60	X1400202-004 1	
1 4 5	SA13-F204	4	900	SCH BW		Pump Mini Flow	1	10.7	120	S1500233	7	A4715B-10A3-H	X1400202-005	(S1500389)
1 3 4	SA13-MO-F300	4	900	MOG BW		Turbine Steam Supply	1	8.62	302	S1500234	10	E5115B-10A3-LW	X1400202-006	(S1500390)
2 3				MO			1			(S1500543)	8	SMB-1 #25	X1400202-006 1	
1 4	SA13-F302	14	150	WG BW		Turbine Exhaust	1	1.04	135	S1500235	11	E5112B-35A3-HI	X1400202-007	(S1500391)
1 4	SA13-F303	14	150	SCH BW		Turbine Exhaust	1	1.04	135	S1500236	12	B4711B-35A3-H	X1400202-008	(S1500392)

《記号の説明》

- ◆ 弁型式 ----- WG = ウエッジゲート弁, G = 玉型弁, A = アングル弁, Y = Y型弁, N = ニードル弁, SCH = スイング式逆止弁, LCH = リフト式逆止弁, TCH = チルティンク逆止弁, SDNR = ねじ締め逆止弁
- ◆ 操作方式 ----- MO = 電動式, GO = ギア式, AM = エアモーター式, CY = シリンダー式
- ◆ 配管接続方式 ----- BW = 突合せ溶接型, SW = ソケット溶接型, RF = フランジ型(レイズドフェース), FF = フランジ型(フラットフェース), PS = PSねじ込型, PT = PTねじ込型, NPT = NPTねじ込型, W = 水, S = 蒸気, D = ドレン, A = エア, O = 油, G = ガス
- ◆ 流体 -----

設計進捗で 10.70MPa

No. 6 エビデンス 5. 安全弁 空気抽出系
最高使用圧力、最高使用温度

JAPAN ATOMIC POWER COMPANY
TOKAI NUCLEAR POWER STATION UNIT NO.2
OUTLINE OF MAIN
OFF GAS STEAM JET
AIR EJECTION
7/83-032

No. 7 エビデンス

5. 安全弁

タービングラウンド蒸気系
最高使用圧力

東海第二発電所

TOKAI NO. 2 POWER STATION

圧力容器検査加算簿記入済機器図

図番

縮尺 1:

審査

設計

年 月 日

日本原子力発電株式会社(J.A.P.C.)

IN2-14-5022

No. 8 エビデンス

14. 空気作動弁用駆動部
格納容器雰囲気監視系

3/8B=10Aであるが20Aと
配管サイズの換算間違いと推定

APPROVED	DATE
CHECKED	
DESIGNED	
SCALE	SCALE
TITLE	
空気作動弁 CN-OFF 弁	
600	3/8B (FC)
DWG. NO.	
SV-4563 -R-1	
REV. NO.	



難燃CVケーブル長期健全性
試験条件(AGAガイド)
事故時雰囲気曝露最高圧力

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 レポート

2009年7月

独立行政法人 原子力安全基盤機構
原子力システム安全部

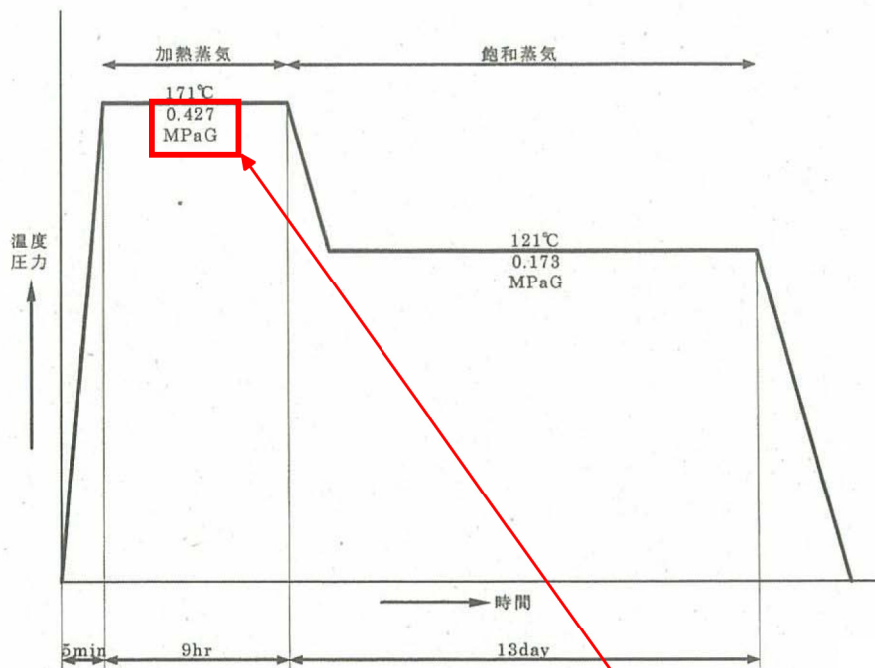


図 1.2.3-2 蒸気暴露試験条件-1
(BWR プラントの LOCA 時の原子炉格納容器内の雰囲気気を包絡)

取違えた数値



本来記載すべき数値

図 1.2.3-3 蒸気暴露試験条件-2
(BWR プラントの LOCA 時の原子炉格納容器外の雰囲気気を包絡)