

平成 30 年 8 月 29 日  
中国電力株式会社

## 島根 2 号炉 高経年化技術評価 技術評価書の数値確認結果について

申請済の高経年化技術評価書の誤記について、「島根 2 号炉 高経年化技術評価 技術評価書の誤記について（平成 30 年 7 月 11 日，平成 30 年 7 月 18 日）」にて報告しているが，水平展開として，島根 2 号炉 高経年化技術評価書（以下，「評価書」）に記載している数値について確認を実施した。

### 1. 確認内容

評価書に記載した数値について，根拠となる資料との整合を確認した。

### 2. 確認結果と評価への影響

添付資料(1)に示すとおり，7 月 11 日および 7 月 18 日に報告済の箇所以外に，新たに 16 件の誤記と，4 件の記載の統一が必要な箇所を確認した。

また，いずれの誤記・記載の統一についても評価書の評価結果に影響を与えることはないこと，提出済の補足説明資料の変更が必要となるものがないことを確認した。

### 3. 今後の対応

確認した誤記については，社内 QMS（島根原子力発電所 不適合管理・是正処置手順書）に基づき不適合管理を実施する。

なお，引き続き補足説明資料等の審査資料については，資料提出前に数値の確認を確実に実施するとともに，評価書に誤記を確認した場合は，社内不適合管理を行うとともに速やかにご報告する。

### 添付資料

- (1) 高経年化技術評価書の数値確認結果
- (2) 高経年化技術評価書の訂正必要箇所
- (3) 島根 2 号炉 高経年化技術評価 技術評価書の誤記について（平成 30 年 7 月 18 日）

以 上

## 高経年化技術評価書の数値確認結果（1/3）

No.	記載箇所		合わせて 訂正が必要と なる評価書*	訂正内容	訂正前	訂正後	備 考	分類
	評価書	頁						
1	ポンプの技術評価書	3-12	なし	疲れ累積係数の転記誤り	0.00 <u>3</u>	0.00 <u>1</u>	数値の桁数を読み誤り、誤った数値を記載した(資料数値は0.0003であり、切上した数字を記載するのが正)。 【7/11 報告済】	誤記
2	弁の技術評価書	12-36	なし	線量の修正忘れ	通常: $1.5 \times 10^2$ 事故: $1.8 \times 10^3$ 合計: <u>3.9</u> $\times 10^3$	通常: $1.5 \times 10^2$ 事故: $1.8 \times 10^3$ 合計: <u>2.0</u> $\times 10^3$	通常運転時および事故時線量を変更した際に、合計線量を修正し忘れた。 【7/11 報告済】	誤記
3	計測制御設備の技術評価書	1-137	なし	線量の転記誤り	通常: $1.5 \times 10^2$ 事故: <u>4.5</u> $\times 10^2$ 合計: <u>6.0</u> $\times 10^2$	通常: $1.5 \times 10^2$ 事故: <u>1.8</u> $\times 10^3$ 合計: <u>2.0</u> $\times 10^3$	資料から異なる事故時線量を転記した(上記の転記誤りに伴い、合計線量も誤った数値を記載した)。 【7/11 報告済】	誤記
4			なし	判定基準の転記誤り	$1.0 \times 10^2$	$1.0 \times 10^{12}$	乗数を読み誤り、誤った乗数を記載した。 【7/11 報告済】	誤記
5	容器の技術評価書	2-15	なし	中性子照射量の転記誤り	<u>6.46</u> $\times 10^{21}$ n/m <sup>2</sup>	<u>6.28</u> $\times 10^{21}$ n/m <sup>2</sup>	資料から異なる中性子照射量を転記した。 【7/18 報告済】	誤記
6	容器の技術評価書	3	なし	原子炉压力容器の仕様の修正忘れ	全長 <u>19,514</u> mm 内径 <u>4,793</u> mm	全長 <u>21,856</u> mm 内径 <u>5,587</u> mm	他機器の数値から修正し忘れた。	誤記
7	配管の技術評価書	6, 2-3	耐:3.5-10 冷:3.5-11	原子炉浄化系配管の最高使用圧力の換算誤り	12. <u>8</u> MPa	12. <u>7</u> MPa	SI単位系への換算時に桁処理を2回行っていた。 130kg/cm <sup>2</sup> →12.748645MPa→ 12.75MPa(1回目)→12.8MPa(2回目)	誤記
8		6	なし	燃料プール冷却系配管の口径の転記誤り	<u>300</u> A	<u>200</u> A	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記

網掛けしている行は、既に説明済みの箇所を示す。

※当該箇所と同じ数値を記載しているため、合わせて訂正が必要となる評価書とその頁番号を示す。

耐:耐震安全性評価書, 冷:高経年化技術評価書[冷温停止状態が維持されることを前提とした評価], 電:電源設備の技術評価書

高経年化技術評価書の数値確認結果（2/3）

No.	記載箇所		合わせて 訂正が必要と なる評価書*	訂正内容	訂正前	訂正後	備 考	分類
	評価書	頁						
9	弁の技術評価書	2-7	耐:3.6-20 冷:3.6-14	窒素ガス制御系最高使用温度の転記誤り	171°C	104°C	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記
10	ケーブルの技術評価書	2-40	なし	事故時放射線照射線量率の転記誤り	1.0×10 <sup>4</sup> Gy/h	1.0×10 <sup>3</sup> Gy/h	数値を読み誤り、誤った乗数を記載した。	誤記
11		3-22	なし	放射線照射線量の転記誤り	1.0×10 <sup>7</sup> Gy	1.0×10 <sup>6</sup> Gy	数値を読み誤り、誤った乗数を記載した。	誤記
12		3-22	なし	屈曲浸水耐電圧試験の試料外径の修正忘れ	12.2mm	6.2mm	他機器の数値から修正し忘れた。	誤記
13		3-22	なし	屈曲浸水耐電圧試験の試料外径の修正忘れ	12.2mm	8.6mm	他機器の数値から修正し忘れた。	誤記
14	計測制御設備の技術評価書	1-5, 1-29	耐:3.11-7 冷:3.11.4	周囲温度の転記誤り	40°C	60°C	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記
15		3-4	耐:3.11-19 冷:3.11.21	代替注水流量計収納盤の寸法の転記誤り	800×500 ×1,000	700×500 ×1,000	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記
16		3-4	耐:3.11-19 冷:3.11.21	原子炉建物水素濃度変換器盤の寸法の転記誤り	1,000×960 ×2,300	1,000×1,000 ×2,300	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記
17	機械設備の技術評価書	11-7	なし	3号所内ボイラ設備給水ポンプの最高使用圧力の転記誤り	2.4MPa	2.5MPa	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記

網掛けしている行は、既に説明済みの箇所を示す。

※当該箇所と同じ数値を記載しているため、合わせて訂正が必要となる評価書とその頁番号を示す。

耐:耐震安全性評価書, 冷:高経年化技術評価書[冷温停止状態が維持されることを前提とした評価], 電:電源設備の技術評価書

## 高経年化技術評価書の数値確認結果（3/3）

No.	記載箇所		合わせて 訂正が必要と なる評価書*	訂正内容	訂正前	訂正後	備 考	分類
	評価書	頁						
18	電源設備の技術評価書	2, 8-2	耐:3.14-10 冷:3.14.27	原子炉中性子計装用充電器の仕様の転記誤り	<u>2</u> 10A	<u>2</u> 0A	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記載
19		8-6	なし	自立型配電盤の構成数の転記誤り	<u>1</u> 面	<u>2</u> 面	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記載
20	耐震安全性評価書(弁)	3.6-20	なし	可燃性ガス濃度制御系の最高使用圧力の転記誤り	<u>4.0</u> MPa	<u>0.4</u> MPa	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記載
21		3.6-22	なし	代表弁の最高使用圧力の転記誤り	<u>320</u> °C	<u>302</u> °C	資料から転記する際に誤った数値を記載した。	誤記載
他 1	コンクリートおよび鉄骨構造物の技術評価書	11-27	なし	屋外 60 年時点の中性化深さ有効数字の統一	<u>1.7</u> cm	<u>1.68</u> cm	表中の他の同様な数値と有効数字を統一した。 【6/27 提出の補足説明資料に反映済】	記載統一
他 2	ケーブルの技術評価書	全体	電:全体	重大事故時の最高圧力の統一	0.85MPa 0.86MPa $8.5 \times 10^2$ kPa $8.6 \times 10^2$ kPa	<u>0.853</u> MPa	有効数字 2 桁で記載していたが、最高圧力は仕様値のため、仕様値をそのまま記載する。	記載統一
他 3		全体	電:全体	設計想定事故時の最高圧力の統一	0.43MPa $4.3 \times 10^2$ kPa	<u>0.427</u> MPa	有効数字 2 桁で記載していたが、最高圧力は仕様値のため、仕様値をそのまま記載する。	記載統一
他 4	計測制御設備の技術評価書	1-130	なし	設計想定事故時の最高圧力の有効数字の統一	<u>13.7</u> kPa	<u>14</u> kPa	同じ圧力を記載している他の箇所と有効数字を統一する。	記載統一
他 5		1-137	なし	圧力表記の統一	<u>811</u> kPa	<u>710</u> kPa	絶対圧で記載していたが、他の箇所と同じゲージ圧に統一する。	記載統一

網掛けしている行は、既に説明済みの箇所を示す。

※当該箇所と同じ数値を記載しているため、合わせて訂正が必要となる評価書とその頁番号を示す。

耐:耐震安全性評価書, 冷:高経年化技術評価書[冷温停止状態が維持されることを前提とした評価], 電:電源設備の技術評価書

高経年化技術評価書の訂正必要箇所

島根原子力発電所 2 号炉  
ポンプの技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社

表2.3-1 原子炉再循環系 評価用過渡条件

運転条件	運転実績に基づく 過渡回数 (2015年7月末時点)	運転開始後 60年時点
ホルト締付	20	45
耐圧試験	24	55
起動（昇温，タービン起動）	36	74
夜間低出力運転（75%出力）	40	81
週末低出力運転（50%出力）	34	84
制御棒パターン変更	58	143
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	0
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分ハイパス）	0	0
スクラム（タービントリップ）	1	1
スクラム（その他スクラム）	4	7
停止	36	74
ホルト取り外し	21	46
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	0	0
スクラム（逃がし安全弁誤作動）	0	0

表2.3-2 原子炉再循環ポンプの疲労評価結果

部 位	運転実績回数に基づく疲れ累積係数（許容値：1以下）		
	設計・建設規格の 疲労曲線による解析		環境疲労評価手法 による解析
	現時点 (2015年7月末時点)	運転開始後 60年時点	運転開始後 60年時点
ケースクと配管の溶 接部	0.001	0.003	0.004

島根原子力発電所 2 号炉  
容器の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社



表 1 (2/2) 評価対象機器一覧

種類	機器名称 (基数)		仕様	重要度*1
容器	原子炉浄化脱塩器 (2)		全高 3,900mm 内径 2,200mm	PS-2
	原子炉補機海水ストレーナ (2)		全長 2,800mm	MS-1
	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ (1)		全長 1,350mm	MS-1
原子炉 圧力容器	原子炉圧力容器 (1)		全長 19,514mm 内径 4,793mm	PS-1
原子炉 格納容器	原子炉格 納容器本体	原子炉格納容器本体 (1)	ドライウェル 全内高 37,100mm 円筒部内径 22,800mm サブレーションチェンバ 円環中心線直径 37,860mm 円環断面内径 9,400mm	PS-1
	機械 サブレーション	配管貫通部	—	MS-1
		機器搬入口	—	MS-1
		エアロック	—	MS-1
		ハッチ	—	MS-1
	電気 サブレーション	モジュール型核計装用電気 サブレーション	—	MS-1
		モジュール型低圧動力用電 気サブレーション	—	MS-1
		モジュール型制御計測用電 気サブレーション	—	MS-1
モジュール型高圧動力用電 気サブレーション		—	MS-1	

\*1：最上位の重要度を示す。

## b. 技術評価

## (a) 健全性評価

中性子照射脆化に対する健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の円筒胴である。円筒胴内表面の中性子照射量は、2015年7月末時点\*1で $1.32 \times 10^{22}$  n/m<sup>2</sup> (>1 MeV) , 運転開始後60年時点で $3.23 \times 10^{22}$  n/m<sup>2</sup> (>1 MeV) 程度と評価される。

また、評価に用いる板厚1/4深さ位置での中性子照射量は、2015年7月末時点\*1で $9.9 \times 10^{21}$  n/m<sup>2</sup> (>1 MeV) , 運転開始後60年時点で $2.42 \times 10^{22}$  n/m<sup>2</sup> (>1 MeV) 程度と評価される。

\*1：中性子照射量については、2012年1月のプラント停止より中性子照射が停止し、それ以降の中性子照射の累積がないことから、2012年1月時点での中性子照射量とする。

本項では島根2号炉の監視試験結果と「日本電気協会 電気技術規程」(以下、「JEAC」という。)に基づいた評価を示す。

なお、JEAC「監視試験の対象」である相当運転期間末期の最大中性子照射量が容器内面で $1.0 \times 10^{21}$  n/m<sup>2</sup> (>1 MeV) を超えると予測される炉心領域近傍には、運転開始後60年時点において、低圧注水ノズルが含まれるが、その中性子照射量は $6.46 \times 10^{21}$  n/m<sup>2</sup> (>1 MeV) 程度と評価されるため、中性子照射脆化に対する健全性評価は、円筒胴を代表に実施する。

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

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

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

## ①最低使用温度

現在までの監視試験結果を表2.3-1に示す。

「原子力構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007(2013年追補版を含む)」(以下、「JEAC4201」という。)により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、図2.3-2に示すとおり、予測式にマージンを見込んだものの範囲にあり、測定値について特異な脆化は認められない。

また、日本電気協会「原子炉発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007」(以下、「JEAC4206」という。)ならびにJEAC4201により求めた2015年7月末時点および運転開始後60年時点での関連温度移行量、関連温度、最低使用温度を表2.3-2に示す。

島根原子力発電所 2 号炉  
配管の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社

表1 (5/10) 評価対象機器一覧

分類基準		配管名称 (略称)	仕様 (口径×肉厚)	選定基準			
				重要度*1	使用条件		
材料	流体				運転状態	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)
炭素鋼	純水	復水系配管 (CW)	700A × Sch60	高*2	連続	6.5	172
		給水系配管 (FW)	700A × Sch80	PS-1	連続	16.7	302
		制御棒駆動系配管 (CRD)	200A × Sch120	高*2	連続	8.6	138
		原子炉浄化系配管 (CUW)	200A × Sch120	PS-1	連続	12.8	302
		燃料プール冷却系配管 (FPC)	300A × Sch40	MS-2	連続	1.4	66
		原子炉隔離時冷却系配管 (RCIC)	150A × Sch40	MS-1	一時	11.3	302
		残留熱除去系配管*4 (RHR)	550A × STD	PS-1	連続 (短期)	10.4	302
		低圧炉心スプレイ系配管 (LPCS)	500A × STD	PS-1	一時	8.6	302
		高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS)	500A × STD	PS-1	一時	12.2	302
		可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS)	40A × Sch80	MS-1	一時	3.9	100
		タービンコールド蒸気系配管 (TGS)	65A × Sch40	高*2	連続	0.4	155
		タービンヒートレン系配管 (THD)	450A × STD	高*2	連続	2.7	230
		液体廃棄物処理系配管 (RWL)	65A × Sch40	MS-1	連続	1.4	171

\*1：最上位の重要度を示す。

\*2：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。

表1-1 (1/4) 炭素鋼配管のグループ化と代表機器

分類基準		配管名称 (略称)	仕様 (口径×肉厚)	選定基準			選定	選定理由	
				重要度*1	使用条件				
材料	流体				運転状態	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)		
炭素鋼	純水	復水系配管 (CW)	700A × Sch60	高*2	連続	6.5	172		最高使用圧力
		給水系配管 (FW)	700A × Sch80	PS-1	連続	16.7	302	◎	
		制御棒駆動系配管 (CRD)	200A × Sch120	高*2	連続	8.6	138		
		原子炉浄化系配管 (CUW)	200A × Sch120	PS-1	連続	12.8	302		
		燃料プール冷却系配管 (FPC)	200A × Sch40	MS-2	連続	1.4	66		
		原子炉隔離時冷却系配管 (RCIC)	150A × Sch40	MS-1	一時	11.3	302		
		残留熱除去系配管*3 (RHR)	550A × STD	PS-1	連続 (短期)	10.4	302		
		低圧炉心スプレイ系配管 (LPCS)	500A × STD	PS-1	一時	8.6	302		
		高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS)	500A × STD	PS-1	一時	12.2	302		
		可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS)	40A × Sch80	MS-1	一時	3.9	100		
		タービングラント蒸気系配管 (TGS)	65A × Sch40	高*2	連続	0.4	155		
		タービンヒートレイン系配管 (THD)	450A × STD	高*2	連続	2.7	230		
		液体廃棄物処理系配管 (RWL)	65A × Sch40	MS-1	連続	1.4	171		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*2：最高使用温度が95℃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。

\*3：新規に設置される機器を含む。

島根原子力発電所2号炉  
弁の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社

表1-1 (5/6) 玉形弁のグループ化と代表機器

分類基準		系統名称	選定基準					選定	代表弁	選定理由
材料	流体		重要度*1	使用条件						
				口径 (A)	運転状態	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)			
ステンレス鋼	純水	原子炉再循環系	PS-1	20~50	連続	13.8	302		原子炉浄化系入口元弁 (200A, 8.6MPa, 302°C) MV213-1A/B	口径
		制御棒駆動系	MS-1	20~50	連続	15.2	138			
		原子炉浄化系	PS-1	20~200	連続	10.0	302	◎		
		窒素ガス制御系	MS-1	20~25	連続	0.4	171			
		原子炉隔離時冷却系	MS-1	20~100	一時	11.3	66			
		残留熱除去系	MS-1	20	連続 (短期)	8.6	302			
		低圧炉心スプレイ系	MS-1	20	一時	8.6	302			
		高圧炉心スプレイ系	MS-1	20	一時	8.6	302			
		ほう酸水注入系	MS-1	20~40	一時	11.8	302			
		可燃性ガス濃度制御系	MS-1	20	一時	0.4	171			
		補給水系	MS-1, 重*2	20~80	連続	0.9	171			
		サブリング系	MS-1	20~25	一時	8.6	302			
	原子炉圧力容器計装系	MS-1	20	連続	8.6	302				
	五ほう酸ナトリウム水	ほう酸水注入系	MS-1	40~80	一時	11.8	66	◎	ほう酸水貯蔵タンク出口弁 (80A, 0.9MPa, 66°C) MV225-1A/B	口径

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

表2.3-3 電動弁用駆動部長期健全性試験条件（原子炉格納容器内電動弁）

	試験条件	説明
加速熱劣化	熱エージング試験 123℃×120時間	原子炉格納容器内の周囲温度(40℃)では、60年間の運転期間を包絡する。
機械的劣化	機械的エージング試験 弁開閉往復動作を578回実施	島根2号炉の約38年間の動作回数(約900回)を包絡する。
放射線照射	通常運転期間相当および事故時相当の放射線照射試験 $2.0 \times 10^6$ Gy	島根2号炉で想定される照射線量 $3.9 \times 10^3$ Gy(島根2号炉で想定される60年間の通常運転時線量約 $1.5 \times 10^2$ Gyに事故時線量 $1.8 \times 10^3$ Gyを加えた線量)を包絡する。
事故時雰囲気曝露	環境試験 最高温度：174℃ 最高圧力：0.78 MPa 曝露時間：約30日間	島根2号炉の想定設計事故時の最高温度(約100℃)、最高圧力(約0.0034 MPa)を包絡する。

表2.3-4 電動弁用駆動部長期健全性試験結果（原子炉格納容器内電動弁）

項目	試験手順	判定基準	結果
動作確認	事故時雰囲気曝露試験終了後、電動弁の開閉動作を確認する。	正常に動作すること	良

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2.3-3に示すとおり、電動弁用駆動部絶縁物の設計想定事故時雰囲気による劣化条件を包絡している。なお、機械的劣化条件は当該機器の動作回数では約38年に相当するが、電動弁は動作時間が短いことから機械的劣化はわずかであり、影響は少ないものとする。

表2.3-4に示す本試験結果により、熱による劣化、機械的および設計想定事故時雰囲気による劣化に対して、電動弁用駆動部絶縁物は60年の通常運転および設計想定事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。

#### (b) 現状保全

電動弁用駆動部の絶縁特性低下に対しては、定期的に絶縁抵抗測定を実施し、絶縁特性に有意な変化がないことを確認している。また、目視確認および清掃を実施するとともに動作試験を行い、健全性を確認している。

なお、これらの点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には、電動弁用駆動部の補修または取替を行うこととしている。

#### (c) 総合評価

事故時雰囲気内で機能要求される原子炉隔離時冷却系タービン排気隔離弁用駆動部は、健全性評価結果および現状保全より、運転開始から60年間の通常運転および設計想定事故時雰囲気において絶縁特性を維持できると判断する。



島根原子力発電所2号炉  
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]

中国電力株式会社

図2.3-9の試験条件は、表2.3-13～表2.3-16に示すとおり、島根2号炉の60年間の運転期間を想定した劣化条件および事故時環境条件を包絡し、結果は判定基準を満足している。

よって、難燃CVケーブルの絶縁体は、60年間の通常運転および事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価できる。

また、設計想定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、独立行政法人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評価手法が検討され、その結果がまとめられている「ACAガイド」に従った長期間のケーブル健全性も評価した。

ACAガイドに基づく試験手順および判定方法を図2.3-10に、ACA試験条件ならびにACA試験結果を表2.3-17～表2.3-18に、ケーブル実布設環境での長期健全性評価結果を表2.3-19に示す。

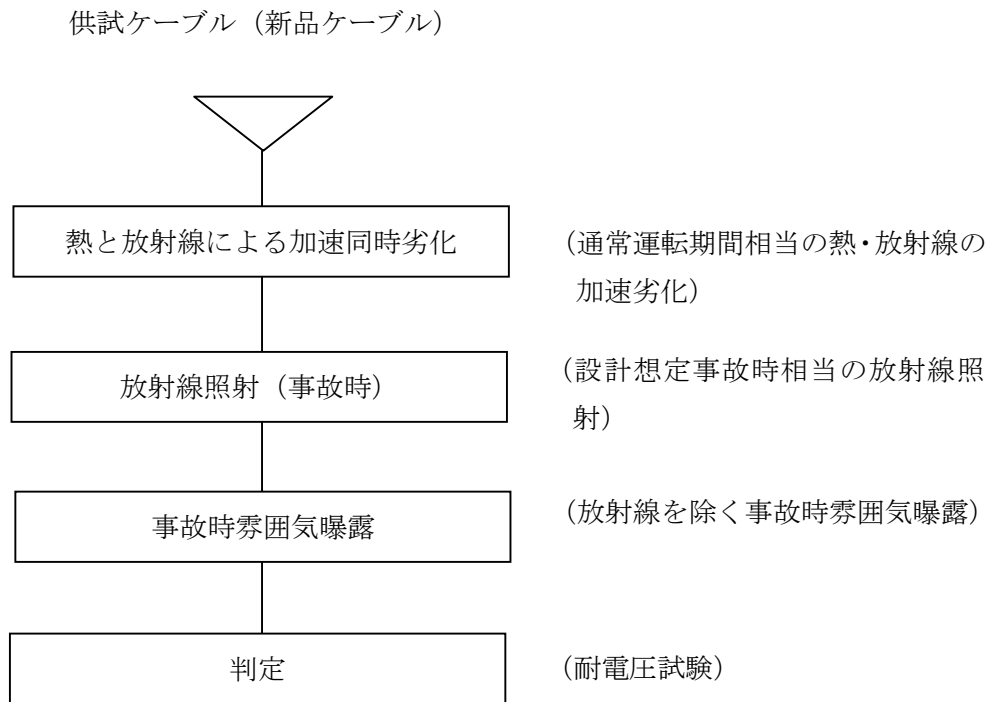


図2.3-10 難燃CVケーブルのACAガイドに基づく試験手順

表2.3-17 難燃CVケーブルのACAガイド試験条件

	試験条件
熱・放射線 加速同時劣化	100℃—99.3Gy/h—104日間 (2, 500h)
事故時放射線照射	1.0×10 <sup>5</sup> Gy (1.0×10 <sup>4</sup> Gy/h)
事故時雰囲気曝露	最高温度：171℃ 最高圧力：0.18 MPa

表3.1-1 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験条件（設計想定事故，重大事故）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121℃×252時間	原子炉格納容器内の周囲温度(63℃)に対して，60年間の運転期間を包絡する。
放射線照射	放射線照射線量：1.0×10 <sup>7</sup> Gy	島根2号炉で想定される照射線量1.2×10 <sup>5</sup> Gy（60年間の通常運転期間8.4×10 <sup>4</sup> Gyに事故時線量3.2×10 <sup>4</sup> Gy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：0.43 MPa 曝露時間：310時間	島根2号炉の事故時の最高温度(145℃)，最高圧力(0.43 MPa)を包絡する。

表3.1-2 難燃一重同軸ケーブル長期健全性試験結果（設計想定事故，重大事故）

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12.2 mm) の約40倍のモデルに巻きつける。 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3.1-3 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験条件（設計想定事故，重大事故）

	試験条件	説明
加速熱劣化	121℃×252時間	原子炉格納容器外（原子炉建物内）の周囲温度最高値(40℃)に対して，60年間の運転期間を包絡する。
放射線照射	放射線照射線量：7.5×10 <sup>5</sup> Gy	島根2号炉で想定される照射線量約2.0×10 <sup>3</sup> Gy（60年間の通常運転期間1.5×10 <sup>2</sup> Gyに事故時線量1.8×10 <sup>3</sup> Gyを加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：121℃ 最高圧力：0.12 MPa 曝露時間：24時間	島根2号炉の事故時の最高温度(100℃)，最高圧力(3.4 kPa)を包絡する。

表3.1-4 難燃二重同軸ケーブル長期健全性試験結果（設計想定事故，重大事故）

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12.2 mm) の約40倍のモデルに巻きつける。 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2.1-3 直ジョイント接続主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	部 位	材 料
電力・信号伝達 機能の維持	スプライン	銅
	熱収縮チューブ	架橋ポリオレフィン

表2.1-4 直ジョイント接続の使用条件

	通常運転時	設計想定事故時	重大事故時
電 圧	600 V以下		
設置場所	原子炉格納容器内		
周囲温度	63℃*1 (最高)	171℃ (最高)	180℃ (最高)
放 射 線	0.16 Gy/h*1	2.7×10 <sup>5</sup> Gy (最大積算値)	3.0×10 <sup>5</sup> Gy (最大積算値)
最高圧力	14 kPa	0.43 MPa	0.85 MPa

\*1：原子炉格納容器内のプラント運転状態における実測値

供試体（新品直ジョイント接続）

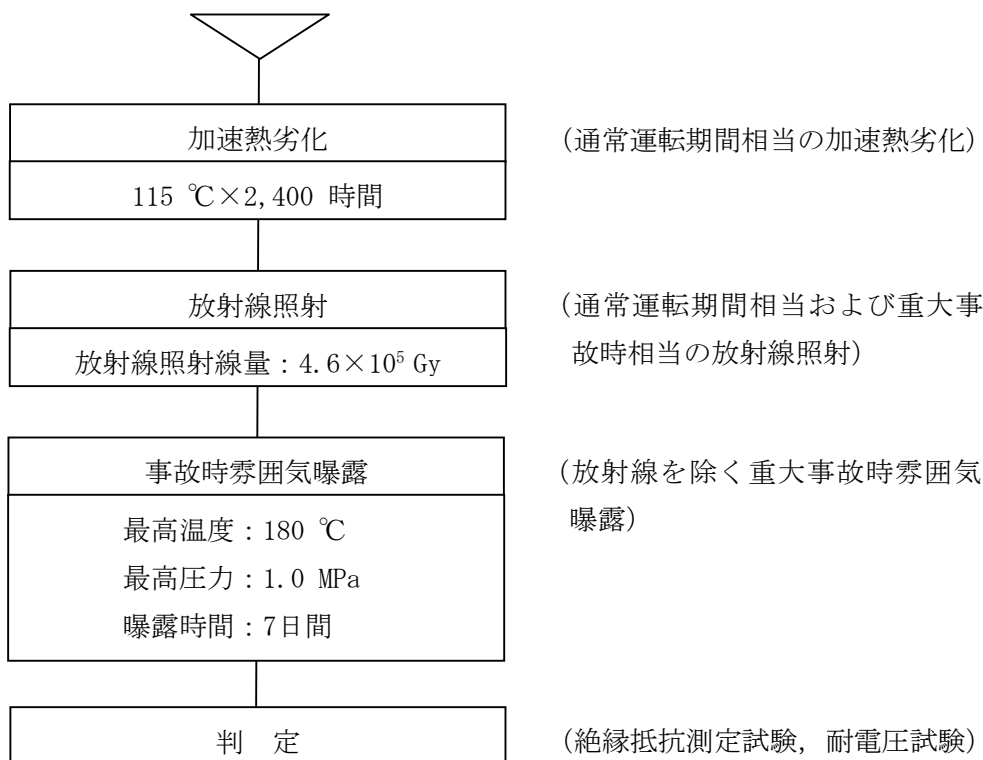


図2.3-5 直ジョイント接続長期健全性試験手順（重大事故）

表2.3-5 直ジョイント接続長期健全性試験条件（重大事故）

	試験条件	説明
加速熱劣化	115°C×2,400時間	原子炉格納容器内の最高平均値(63°C)に対して、60年間の運転期間を包絡する。
放射線照射	放射線照射線量 : 4.6×10 <sup>5</sup> Gy	島根2号炉で想定される照射線量3.9×10 <sup>5</sup> Gy (60年間の通常運転期間8.4×10 <sup>4</sup> Gyに重大事故時線量3.0×10 <sup>5</sup> Gyを加えた線量)を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：180°C 最高圧力：1.0 MPa 曝露時間：7日間	島根2号炉の重大事故時の最高温度(180°C)，最高圧力(0.85MPa)を包絡する。

表2.3-6 直ジョイント接続長期健全性試験結果（重大事故）

項目	試験手順	判定基準	結果
事故時雰囲気曝露後試験	耐電圧試験 (交流電圧720Vを4秒間印加)	絶縁破壊しないこと	良

島根原子力発電所2号炉

コンクリートおよび鉄骨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]

中国電力株式会社

表 2.3-2 コンクリートの中性化深さ

(単位：cm)

評価点		調査時点の中性化深さ		運転開始 60 年時点の中性化深さ*1	鉄筋が腐食し始める中性化深さ*2
		調査時期 (経過年数)	実測値 (最大値)		
屋内	原子炉建物 3 階内壁	2016 年 (27 年)	0.65 (2.2)	3.57 (岸谷式)	7.0
	タービン建物 3 階内壁	2016 年 (27 年)	0.36 (1.2)	3.57 (岸谷式)	6.0
	制御室建物 1 階内壁	2013 年 (39 年)	0.0 (0.1)	5.24 (岸谷式)	7.0
屋外	取水構造物 気中帯	2016 年 (27 年)	0.0 (0.0)	1.7 (岸谷式)	4.0

\*1：岸谷式，依田式，森永式および中性化深さの実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式による評価結果のうち最大値を記載

\*2：かぶり厚さから評価した値

島根原子力発電所2号炉  
計測制御設備の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社



表1-1 (2/9) 計測装置のグループ化と代表機器

分類基準		主な計測装置名称	主な仕様 (信号用途)	選定基準		選定	選定理由	
計測対象	検出部 (型式)			重要度*1	使用条件			
					設置場所			周囲温度 (°C)
圧力	バルブ管式	ほう酸水注入ポンプ 潤滑油圧力 原子炉補機海水ポンプ 出口圧力	ほう酸水注入系制御 原子炉補機海水系制御	MS-1	原子炉建物/ 屋外	40 以下	◎	重要度
					補助盤室	27 以下		
	バルブ管式	サンプル昇圧ポンプ 入口圧力 空気抽出器出口排ガス圧力 原子炉隔離時冷却系排気アップチャージスクリーン 圧力	可燃性ガス濃度制御系制御 抽出空気系制御 原子炉隔離時冷却系制御 監視	MS-2	原子炉建物/ タービン建物	40 以下	◎	
					中央制御室/ 補助盤室	27 以下		
	バルブ管式	中央制御室冷凍機潤滑油ポンプ 差圧	中央制御室空調換気系制御 監視	MS-1	廃棄物処理建物	40 以下	◎	
	バルブ管式	蒸気加減弁急速閉用油圧	スクラム	MS-1	タービン建物	40 以下	◎	
					補助盤室	27 以下		

\*1：最上位の重要度を示す。

表2.1-7 蒸気加減弁急速閉用油圧計測装置主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	部 位		材 料
信号伝達	計装配管		ステンレス鋼(SUS304TP)
	継手		ステンレス鋼(SUS316, SUS304)
	計装弁		ステンレス鋼(SUS316)
	圧力検出器(シールドピストン式)		ステンレス鋼(SUS416), アルミダイキャスト他
	補助継電器		銅他
機器の支持	計装配管	サポート	炭素鋼
		ベースプレート	炭素鋼
		取付ボルト・ナット	ステンレス鋼
		ライク	ステンレス鋼
		基礎ボルト	炭素鋼
	計測装置	計器架台	炭素鋼

表2.1-8 蒸気加減弁急速閉用油圧計測装置の使用条件

設置場所	タービン建物	補助盤室
周囲温度	40℃以下	27℃*1以下

\*1：中央制御室内の空調温度設定値

b. 技術評価

(a) 健全性評価

温度検出器（熱電対式）の絶縁特性低下については、実機同等品による設計想定事故時雰囲気を考慮した健全性試験を実施した。

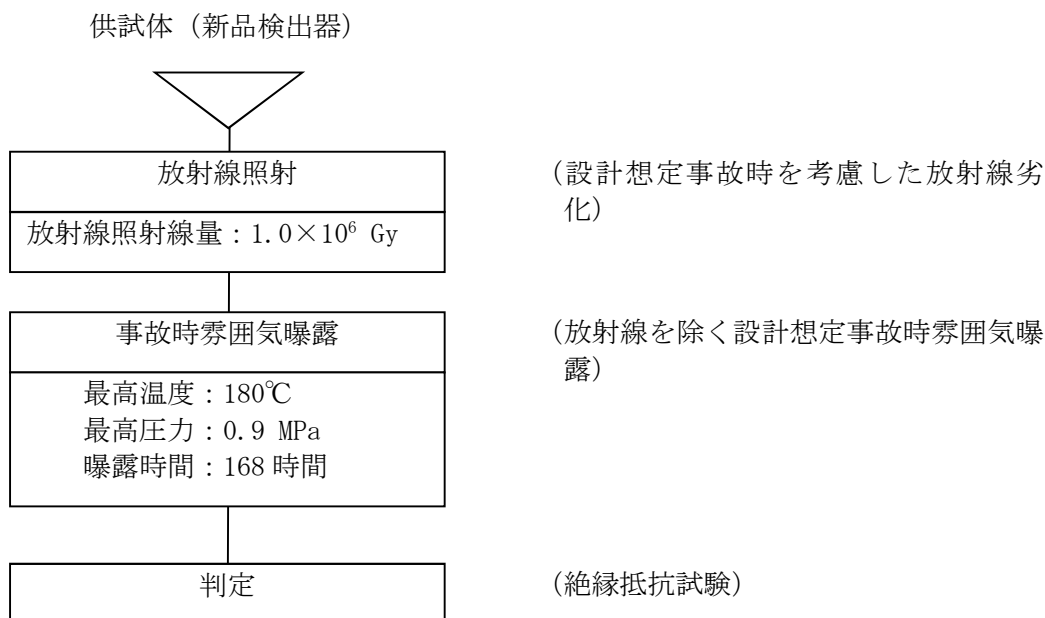


図 2.3-4 温度検出器（熱電対式）の健全性試験手順

表 2.3-3 温度検出器（熱電対式）の健全性試験条件

試験項目	試験条件	説明
放射線照射	1.0×10 <sup>6</sup> Gy	島根 2 号炉で想定される照射線量約 1.6×10 <sup>4</sup> Gy（60 年間の通常運転期間約 1.5×10 <sup>4</sup> Gy に設計想定事故時線量 4.5×10 <sup>2</sup> Gy を加えた線量）を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度：180℃ 最高圧力：0.9 MPa 時間：168 時間	島根 2 号炉の原子炉格納容器外（原子炉建物内）の周囲温度最高値（60℃）に対して、60 年間の運転時間と設計想定事故時の最高温度（171℃）、最高圧力 <b>13.7 kPa</b> を包絡する。

表 2.3-4 温度検出器（熱電対式）の健全性試験結果

項目	判定基準	結果
絶縁抵抗測定	5MΩ 以上	良

図 2.3-4 の試験条件は、表 2.3-3～表 2.3-4 に示すとおり、島根 2 号炉の約 60 年間の運転期間を想定した劣化条件および設計想定事故時環境条件を包絡し、結果は判定基準を満足している。

よって、60 年間の通常運転および設計想定事故時雰囲気においても絶縁特性を維持できると評価できる。

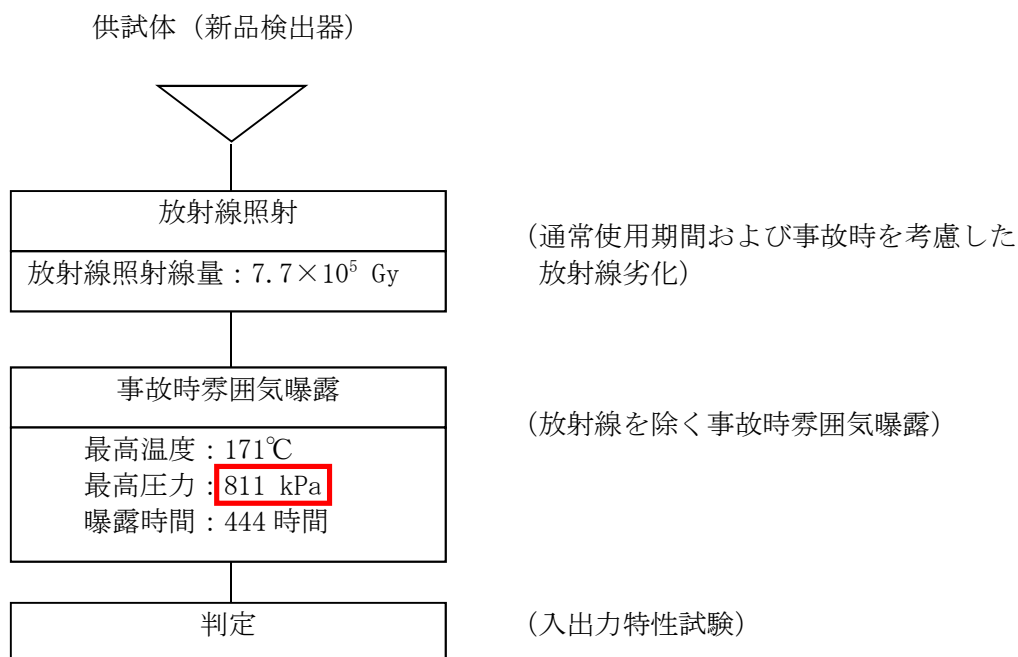


図 3.1-3 放射線検出器 (イオンチェンバ式) の長期健全性試験手順 (設計想定事故, 重大事故)

表 3.1-5 放射線検出器 (イオンチェンバ式) の耐環境試験条件 (設計想定事故, 重大事故)

	試験条件	説明
放射線照射	$7.7 \times 10^5$ Gy	島根 2 号炉で想定される線量 $6.0 \times 10^2$ Gy (60 年間の通常運転時線量約 $1.5 \times 10^2$ Gy に事故時線量 $4.5 \times 10^2$ Gy 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 : 811kPa 時間 : 444 時間	島根 2 号炉の事故時の最高温度 (100°C), 最高圧力 (3.4kPa) を包絡する。

表 3.1-6 放射線検出器 (イオンチェンバ式) の耐環境試験結果 (設計想定事故, 重大事故)

項目	試験内容	判定基準	結果	
			放射線後	LOCA 後
絶縁特性	ケースに電圧を印加し, 各コネクタに流れる電流を測定	各々について抵抗値が $1 \times 10^2 \Omega$ 以上であること	良	良
耐電圧	高圧端子に AC1500V を一分間印加	異常が無いこと	良	良
感度特性	軸に直角方向から $\gamma$ 線を照射し, 600V 印加したときの感度を測定	感度バラツキが $\pm 20\%$ 以内	良	良

また, 放射線検出器を含む各装置の特性試験を実施しており, 今後もこの保全を継続し, 特性変化を監視していくとともに, 必要に応じて取替等の適切な対応をとることとする。

なお, 新規に設置される機器については, 定期的に特性試験により健全性を確認することとしている。

よって, 放射線検出器 (イオンチェンバ式) の特性変化については, 現状の保全項目に高経年化対策の観点から追加すべき項目はない。

表1-1 (3/3) 操作制御盤のグループ化と代表機器

分類基準		機器名称 (面数)	仕様 (W×D×H) (mm)	選定基準			選定	選定理由
型式	設置場所			重要度*1	使用条件			
					設置場所	周囲温度 (°C)		
自立型	屋内	重大事故操作盤 (8) *3	800×1,000×1,900	重*2	廃棄物処理建物 ／補助盤室	27以下		
			800×900×2,300					
		代替注水流量計収納盤 (2) *3	800×500×1,000	重*2	原子炉建物	40以下		
		燃料プール水位計変換器盤 (1) *3	730×914×1,800	重*2	原子炉建物	40以下		
		原子炉建物水素濃度変換器盤 (1) *3	1,000×960×2,300	重*2	原子炉建物	40以下		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：新規に設置される機器。

島根原子力発電所 2 号炉  
機械設備の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社

表2.1-2 3号所内ボイラ設備の使用条件

部位	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 (MPa)	内部流体
ボイラ本体	214	2.0	純水, 蒸気
蒸気だめ	214	2.0	蒸気
蒸気系配管・弁	214	2.0	蒸気
給水ポンプ	95	2.4	純水
給水系配管・弁	95	2.5	純水

島根原子力発電所2号炉  
電源設備の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社



表 1 (1/2) 評価対象機器一覧

種類	機器名称 (台数等)	仕様	重要度*1
高圧閉鎖配電盤	非常用M/C (2)	6,900 V×1,200 A×63 kA	MS-1, 重*2
	高圧炉心スプレイ系M/C (1)	6,900 V×1,200 A×63 kA	MS-1
動力用変圧器	非常用動力変圧器 (2)	3,200 kVA, 6,900 V/460 V	MS-1, 重*2
	高圧炉心スプレイ系動力変圧器 (1)	500 kVA, 6,900 V/460 V	MS-1
	SA 動力変圧器 (1) *3	600 kVA, 6,900 V/460 V	重*2
低圧閉鎖配電盤	非常用L/C (2)	460 V×4,000 A×50 kA 460 V×1,600 A×50 kA	MS-1, 重*2
	SA L/C (1) *3	460 V×1,200 A×50 kA	重*2
コントロールセンタ	非常用C/C (10)	AC 460 V×400 A×15 kA AC 460 V×600 A×15 kA AC 460 V×800 A×15 kA	MS-1, 重*2
	高圧炉心スプレイ系C/C (1)	AC 460 V×800 A×15 kA	MS-1
	直流C/C (1)	DC 230 V×600 A×40 kA	MS-1
ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電機 (2)	6,900 V×7,300 kVA×514 rpm	MS-1
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (1)	6,900 V×4,000 kVA×514 rpm	MS-1
MGセット	原子炉保護系MGセット (2)	440 V×22 kW/105 V×12.5 kVA	MS-1
ハイトル電源用CVCF	計装用無停電交流電源装置 (2)	105 V×25 kVA	MS-1
直流電源設備	115 V系蓄電池(4) *3	3,000 AH, 1,500 AH, 1,200 AH	MS-1, 重*2
	高圧炉心スプレイ系蓄電池(1)	500 AH	MS-1
	230 V系蓄電池(2)	1,500 AH	MS-1
	原子炉中性子計装用蓄電池(2)	90 AH	MS-1
	115 V系充電器(4) *3	116 V×210 A 120 V×400 A 120 V×200 A	MS-1, 重*2
	高圧炉心スプレイ系充電器(1)	116 V×80 A	MS-1
	230 V系充電器(2)	240 V×200 A	MS-1
	原子炉中性子計装用充電器(2)	25.8 V×210 A	MS-1
計装用変圧器	計装用変圧器 (2)	100 kVA, 460 V/105 V	MS-1

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：新規に設置される機器を含む。

表1-1 直流電源設備のグループ化と代表機器

分類基準			機器名称 (組数)	仕様 蓄電池：定格容量 充電器：定格電圧×定格電流	重要度*1	選定基準		選定	選定理由
電圧 区分	型式	設置 場所				使用条件			
						定格 容量 (AH)	定格 電圧 (V)		
低圧	密閉形 クラット式 据置鉛蓄電池	屋内	115 V系蓄電池 (1)	1, 200 AH	MS-1	1, 200	—		定格容量
			高圧炉心スプレィ系蓄電池 (1)	500 AH	MS-1	500	—		
			原子炉中性子計装用蓄電池 (2)	90 AH	MS-1	90	—		
	制御弁式 据置鉛蓄電池		115 V系蓄電池 (3) *3	3, 000 AH, 1, 500 AH	MS-1, 重*2	1, 500 3, 000	—	◎	
	230 V系蓄電池 (2)		1, 500 AH	MS-1	1, 500	—			
低圧	サイリスタ整流回路	屋内	115 V系充電器 (4) *3	116 V×210 A 120 V×400 A 120 V×200 A	MS-1, 重*2	—	120		定格電圧
			高圧炉心スプレィ系充電器 (1)	116 V×80 A	MS-1	—	116		
			230 V系充電器 (2)	240 V×200 A	MS-1	—	240	◎	
			原子炉中性子計装用充電器 (2)	25.8 V×210 A	MS-1	—	25.8		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：新規に設置される機器

## 2.1.2 230 V系充電器

### (1) 構造

230 V系充電器は、自立型配電盤<sup>1</sup>面構成で設置している。

盤内は、回路を開閉する電磁接触器および配線用遮断器、電圧を変換する変圧器、交流から直流に変換するサイリスタ整流器回路、整流器への信号を変換する信号変換処理部、保護継電器等で構成されており、機器を支持するための筐体、取付ボルトからなる。

230 V系充電器盤の構成図を図2.1-2に示す。

### (2) 材料および使用条件

230 V系充電器盤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。

島根原子力発電所2号炉  
耐震安全性評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

中国電力株式会社

表3.5-3 (1/4) 炭素鋼配管のグループ化および代表機器選定

分類基準		配管名称 (略称)	仕様 (口径×肉厚)	選定基準					技術 評価 代表 機器	耐震 安全性 評価 代表 機器
				重要度*1	使用条件			耐震 重要度		
材料	流体				運転 状態	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)			
炭素鋼	純水	復水系配管 (CW)	700A × Sch60	高*2	連続	6.5	172	C		
		給水系配管 (FW)	700A × Sch80	PS-1	連続	16.7	302	S	○	◎
		制御棒駆動系配管 (CRD)	200A × Sch120	高*2	連続	8.6	138	C		
		原子炉浄化系配管 (CUW)	200A × Sch120	PS-1	連続	12.8	302	S		
		燃料プール冷却系配管 (FPC)	200A × Sch40	MS-2	連続	1.4	66	S		
		原子炉隔離時冷却系配管 (RCIC)	150A × Sch40	MS-1	一時	11.3	302	S		
		残留熱除去系配管 (RHR)	550A × STD	PS-1	連続 (短期)	10.4	302	S		
		低圧炉心スプレイ系配管 (LPCS)	500A × STD	PS-1	一時	8.6	302	S		
		高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS)	500A × STD	PS-1	一時	12.2	302	S		
		可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS)	40A × Sch80	MS-1	一時	3.9	100	S		
		タービンゲラント蒸気系配管 (TGS)	65A × Sch40	高*2	連続	0.4	155	C		
		タービンヒータライン系配管 (THD)	450A × STD	高*2	連続	2.7	230	C		
		液体廃棄物処理系配管 (RWL)	65A × Sch40	MS-1	連続	1.4	171	S		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*2：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。

表3.6-3 (5/6) 玉形弁のグループ化および代表機器選定

分類基準		系統名称	選定基準						技術 評価 代表 機器	耐震 安全性 評価 代表 機器	代表弁
材料	流体		重要度*1	口径(A)	使用条件			耐震 重要度			
					運転 状態	最高使用 圧力(MPa)	最高使用 温度(°C)				
ステンレス 鋼	純水	原子炉再循環系	PS-1	20~50	連続	13.8	302	S			原子炉浄化系入口元弁 (200A, 8.6MPa, 302°C) MV213-1A/B
		制御棒駆動系	MS-1	20~50	連続	15.2	138	S			
		原子炉浄化系	PS-1	20~200	連続	10.0	302	S	○	◎	
		窒素ガス制御系	MS-1	20~25	連続	0.4	171	S			
		原子炉隔離時冷却系	MS-1	20~100	一時	11.3	66	S			
		残留熱除去系	MS-1	20	連続(短期)	8.6	302	S			
		低圧炉心スプレイ系	MS-1	20	一時	8.6	302	S			
		高圧炉心スプレイ系	MS-1	20	一時	8.6	302	S			
		ほう酸水注入系	MS-1	20~40	一時	11.8	302	S			
		可燃性ガス濃度制御系	MS-1	20	一時	4.0	171	S			
		補給水系	MS-1, 重*2	20~80	連続	0.9	171	S, 重*3			
		ポンプリク*系	MS-1	20~25	一時	8.6	302	S			
	原子炉圧力容器計装系	MS-1	20	連続	8.6	302	S				
五ほう 酸トリウム 水	ほう酸水注入系	MS-1	40~80	一時	11.8	66	S	○	◎	ほう酸水貯蔵タンク出口弁 (80A, 0.9MPa, 66°C) MV225-1A/B	

\*1: 最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3: 耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す。

表3.6-4 (1/3) 逆止弁のグループ化および代表機器選定

分類基準		系統名称	選定基準						技術評価 代表機器	耐震安全性 評価 代表機器	代表弁
材料	流体		重要度*1	口径(A)	使用条件						
					運転状態	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(°C)	耐震重要度			
炭素鋼	蒸気	原子炉隔離時冷却系	高*2	250	一時	1.0	184	S	○	◎	原子炉隔離時冷却系タービン排気逆止弁 (250A, 1.0MPa, 184°C) V221-20
	ガス	原子炉隔離時冷却系	高*2	50	一時	0.4	120	S	○	◎	原子炉隔離時冷却系真空ポンプ出口逆止弁 (50A, 0.4MPa, 120°C) V221-12
	純水	復水系	高*2	40~500	連続	6.5	66	C			原子炉給水内側隔離逆止弁 (450A, 8.6MPa, 320°C) V204-101A/B
		給水系	PS-1	40~500	連続	16.7	302	S	○	◎	
		原子炉浄化系	MS-1	50~200	連続	12.7	302	S			
		原子炉隔離時冷却系	MS-1	50~100	一時	8.6	302	S			
		残留熱除去系	PS-1	25~350	連続(短期)	10.4	302	S			
		低圧炉心スプレイ系	PS-1	25~300	一時	8.6	302	S			
		高圧炉心スプレイ系	PS-1	50~500	一時	12.2	302	S			
液体廃棄物処理系	高*2	50	連続	1.4	171	C					

\*1：最上位の重要度を示す。

\*2：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。

表3.11-2 (2/9) 計測装置のグループ化および代表機器選定

分類基準		主な計測装置名称	主な仕様 (信号用途)	選定基準			技術評価 代表機器	耐震安全 性評価 代表機器	
計測対象	検出部 (型式)			重要度*1	使用条件				耐震 重要 度
					設置場所	周囲温度 (°C)			
圧力	バルブ管式	ほう酸水注入ポンプ 潤滑油圧力 原子炉補機海水ポンプ 出口圧力	ほう酸水注入系制御 原子炉補機海水系制御	MS-1	原子炉建物/ 屋外	40 以下	S	○	◎
		補助盤室	27 以下						
	バルブ管式	ポンプ昇圧ポンプ 入口圧力 空気抽出器出口排ガス圧力 原子炉隔離時冷却系排気ラフチャーターイスク 間圧力	可燃性ガス濃度制御系制御 抽出空気系制御 原子炉隔離時冷却系制御 監視	MS-2	原子炉建物/ タービン建物	40 以下	S		
		中央制御室/ 補助盤室	27 以下						
バルブ管式	中央制御室冷凍機潤滑油ポンプ 差圧	中央制御室空調管理系制御 監視	MS-1	廃棄物処理建物	40 以下	S	○	◎	
シールドピストン 式	蒸気加減弁急速閉用油圧	スクラム	MS-1	タービン建物	40 以下	S	○	◎	
				補助盤室	27 以下				

\*1：最上位の重要度を示す。



表3.11-4 (4/4) 操作制御盤のグループ化および代表機器選定

分類基準		機器名称 (面数)	仕様 (W×D×H) (mm)	選定基準			技術評価 代表機器	耐震安全 性評価 代表機器	
型式	設置 場所			重要度*1	使用条件				耐震 重要 度
					設置場所	周囲温度 (°C)			
自立型	屋内	重大事故操作盤 (8)	800×1,000×1,900	重*2	廃棄物処理建物 ／補助盤室	27以下	重*3		
			800×900×2,300						
		代替注水流量計収納盤 (2)	800×500×1,000	重*2	原子炉建物	40以下	重*3		
		燃料プール水位計変換器盤 (1)	730×914×1,800	重*2	原子炉建物	40以下	重*3		
		原子炉建物水素濃度変換器盤 (1)	1,000×960×2,300	重*2	原子炉建物	40以下	重*3		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す。

表3.14-7 直流電源設備のグループ化および代表機器選定

分類基準			機器名称 (組数)	仕 様 蓄電池：定格容量 充電器：定格電圧×定格電流	重要度*1	選定基準		耐震 重要度	技術 評価 代表 機器	耐震 安全性 評価 代表 機器
電圧 区分	型式	設置 場所				使用条件				
						定格 容量 (AH)	定格 電圧 (V)			
低圧	密閉形 クラット式 据置鉛蓄電池	屋内	115 V系蓄電池(1)	1, 200 AH	MS-1	1, 200	—	S		
			高压炉心スプレ系蓄電池(1)	500 AH	MS-1	500	—	S		
			原子炉中性子計装用蓄電池(2)	90 AH	MS-1	90	—	S		
	制御弁式 据置鉛蓄電池		115 V系蓄電池(3)	3, 000 AH, 1, 500 AH	MS-1, 重*2	1, 500 3, 000	—	S, 重*3	○	◎
			230 V系蓄電池(2)	1, 500 AH	MS-1	1, 500	—	S		
低圧	サイリスタ整流回路	屋内	115 V系充電器(4)	116 V×210 A 120 V×400 A 120 V×200 A	MS-1, 重*2	—	120	S, 重*3		
			高压炉心スプレ系充電器(1)	116 V×80 A	MS-1	—	116	S		
			230 V系充電器(2)	240 V×200 A	MS-1	—	240	S	○	◎
			原子炉中性子計装用充電器(2)	25.8 V×210 A	MS-1	—	25.8	S		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められていることを示す。

島根原子力発電所 2 号炉

# 高経年化技術評価書

[冷温停止状態が維持されることを前提とした評価]

平成 30 年 2 月

中国電力株式会社

表3.5.2-1 (1/4) 炭素鋼配管のグループ化と代表機器

分類基準		配管名称 (略称)	仕様 (口径×肉厚)	選定基準			冷温停止状態に必要な機器	選定	選定理由
				重要度*1	使用条件				
材料	流体				運転状態	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)		
炭素鋼	純水	復水系配管 (CW)	700A × Sch60	高*2	連続	6.5	172		
		給水系配管 (FW)	700A × Sch80	PS-1	連続	16.7	302	○	◎
		制御棒駆動系配管 (CRD)	200A × Sch120	高*2	連続	8.6	138	○	
		原子炉浄化系配管 (CUW)	200A × Sch120	PS-1	連続	12.8	302	○	
		燃料プール冷却系配管 (FPC)	200A × Sch40	MS-2	連続	1.4	66	○	
		原子炉隔離時冷却系配管 (RCIC)	150A × Sch40	MS-1	一時	11.3	302	○	
		残留熱除去系配管*3 (RHR)	550A × STD	PS-1	連続 (短期)	10.4	302	○	
		低圧炉心スプレイ系配管 (LPCS)	500A × STD	PS-1	一時	8.6	302	○	
		高圧炉心スプレイ系配管 (HPCS)	500A × STD	PS-1	一時	12.2	302	○	
		可燃性ガス濃度制御系配管 (FCS)	40A × Sch80	MS-1	一時	3.9	100		
		タービングラント蒸気系配管 (TGS)	65A × Sch40	高*2	連続	0.4	155		
		タービンヒータ外リン系配管 (THD)	450A × STD	高*2	連続	2.7	230		
		液体廃棄物処理系配管 (RWL)	65A × Sch40	MS-1	連続	1.4	171	○	

\*1：最上位の重要度を示す。

\*2：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。

\*3：新規に設置される機器を含む。

表3.6.2-1 (5/6) 玉形弁のグループ化と代表機器

分類基準		系統名称	選定基準					冷温停止状態に必要な機器	選定	代表弁	選定理由
材料	流体		重要度*1	使用条件							
				口径 (A)	運転状態	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)				
ステンレス鋼	純水	原子炉再循環系	PS-1	20~50	連続	13.8	302	○		原子炉浄化系入口元弁 (200A, 8.6MPa, 302°C) MV213-1A/B	口径
		制御棒駆動系	MS-1	20~50	連続	15.2	138	○			
		原子炉浄化系	PS-1	20~200	連続	10.0	302	○	◎		
		窒素ガス制御系	MS-1	20~25	連続	0.4	171				
		原子炉隔離時冷却系	MS-1	20~100	一時	11.3	66				
		残留熱除去系	MS-1	20	連続 (短期)	8.6	302	○			
		低圧炉心スプレイ系	MS-1	20	一時	8.6	302	○			
		高圧炉心スプレイ系	MS-1	20	一時	8.6	302	○			
		ほう酸水注入系	MS-1	20~40	一時	11.8	302	○			
		可燃性ガス濃度制御系	MS-1	20	一時	0.4	171				
		補給水系	MS-1, 重*2	20~80	連続	0.9	171	○			
		サンプルリング系	MS-1	20~25	一時	8.6	302	○			
	原子炉圧力容器計装系	MS-1	20	連続	8.6	302	○				
	五ほう酸トリウム水	ほう酸水注入系	MS-1	40~80	一時	11.8	66	○	◎	ほう酸水貯蔵タンク出口弁 (80A, 0.9MPa, 66°C) MV225-1A/B	口径

\*1: 最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

表3.11.1-1 (2/9) 計測装置のグループ化と代表機器

分類基準		主な計測装置名称	主な仕様 (信号用途)	選定基準		冷温停止 状態維持に 必要な機器	選定	選定理由	
計測対象	検出部 (型式)			重要度*1	使用条件				
					設置場所				周囲温度 (℃)
圧力	バルブ管式	ほう酸水注入ポンプ 潤滑油圧力 原子炉補機海水ポンプ 出口圧力	ほう酸水注入系制御 原子炉補機海水系制御	MS-1	原子炉建物/ 屋外	40以下	○	◎	重要度
		補助盤室	27以下						
	バルブ管式	サンプル昇圧ポンプ 入口圧力 空気抽出器出口排ガス圧力 原子炉隔離時冷却系排気ラップチャージスク 間圧力	可燃性ガス濃度制御系制御 抽出空気系制御 原子炉隔離時冷却系制御 監視	MS-2	原子炉建物/ タービン建物	40以下			
		中央制御室/ 補助盤室	27以下						
バルブ管式	中央制御室冷凍機潤滑油ポンプ 差圧	中央制御室空調換気系制御 監視	MS-1	廃棄物処理建物	40以下				
シールドピストン式	蒸気加減弁急速閉用油圧	スクラム	MS-1	タービン建物	40以下	○	◎		
補助盤室	27以下								

\*1：最上位の重要度を示す。

表3.11.3-1 (3/3) 操作制御盤のグループ化と代表機器

分類基準		機器名称 (面数)	仕様 (W×D×H) (mm)	選定基準		冷温停止 状態維持に 必要な機器	選定	選定理由	
型式	設置 場所			重要度*1	使用条件				
					設置場所				周囲温度 (°C)
自立型	屋内	計装弁隔離計装盤 (1)	1,600×900×2,300	MS-1	中央制御室	27以下	○		
		重大事故操作盤 (8) *3	800×1,000×1,900	重*2	廃棄物処理建物 ／補助盤室	27以下			
			800×900×2,300						
		代替注水流量計収納盤 (2) *3	800×500×1,000	重*2	原子炉建物	40以下			
		燃料プール水位計変換器盤 (1) *3	730×914×1,800	重*2	原子炉建物	40以下			
原子炉建物水素濃度変換器盤 (1) *3	1,000×960×2,300	重*2	原子炉建物	40以下					

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：新規に設置される機器。

表3.14.8-1 直流電源設備のグループ化と代表機器

分類基準			機器名称 (組数)	仕様 蓄電池：定格容量 充電器：定格電圧×定格電流	選定基準			冷温停止 状態維持に 必要な機器	選定	選定理由
電圧 区分	型式	設置 場所			重要度*1	定格 容量 (AH)	定格 電圧 (V)			
低圧	密閉形 クラット式 据置鉛蓄電池	屋内	115 V系蓄電池 (1)	1, 200 AH	MS-1	1, 200	—	○		定格容量
			高圧炉心スプレィ系蓄電池 (1)	500 AH	MS-1	500	—	○		
			原子炉中性子計装用蓄電池 (2)	90 AH	MS-1	90	—	○		
	制御弁式 据置鉛蓄電池		115 V系蓄電池 (3) *3	3, 000 AH, 1, 500AH	MS-1, 重*2	1, 500 3, 000	—	○	◎	
			230 V系蓄電池 (2)	1, 500 AH	MS-1	1, 500	—	○		
低圧	サイリスタ整流回路	屋内	115 V系充電器 (4) *3	116 V×210 A 120 V×400 A 120 V×200 A	MS-1, 重*2	—	120	○		定格電圧
			高圧炉心スプレィ系充電器 (1)	116 V×80 A	MS-1	—	116	○		
			230 V系充電器 (2)	240 V×200 A	MS-1	—	240	○	◎	
			原子炉中性子計装用充電器 (2)	25.8 V×210 A	MS-1	—	25.8	○		

\*1：最上位の重要度を示す。

\*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および構造物であることを示す。

\*3：新規に設置される機器



平成30年7月18日  
中国電力株式会社

島根2号炉 高経年化技術評価 技術評価書の誤記について

申請済の高経年化技術評価書の誤記について、「島根2号炉 高経年化技術評価 技術評価書の誤記について（平成30年7月11日）」にてご報告させて頂いているが、新たに1件の誤記を確認したためご報告する。

1. 経緯

7月17日に中性子照射脆化の補足説明資料の作成過程で、容器の技術評価書に誤記があることを確認した。

2. 誤記内容と評価への影響

確認した誤記を表1示す。

なお、今回の誤記により高経年化技術評価の評価結果に影響与えることはないことを確認している。

表1 容器の技術評価書（P2-15）

	訂正前	訂正後	備考
中性子照射量の 転記誤り	$6.46 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$	$6.28 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$	資料から異なる中性子照射量を転記した。

3. 今後の対応

確認した誤記については、社内QMS（島根原子力発電所 不適合管理・是正処置手順書）に基づき不適合管理を実施する。また、報告済の誤記と合わせて行う、今後の是正処置で定める方法により評価書に記載する全ての数値について確認を行う。

なお、引き続き補足説明資料等の審査資料については、資料提出前に数値の確認を確実に実施する。評価書に誤記を確認した場合は、社内不適合処理を行うとともに速やかにご報告する。

添付資料

（1）島根2号炉 高経年化技術評価 技術評価書の誤記について（平成30年7月11日）

以上

平成 30 年 7 月 11 日

中国電力株式会社

## 島根 2 号炉 高経年化技術評価 技術評価書の誤記について

申請済みの高経年化技術評価書のうち、ポンプ、弁および計測制御設備の技術評価書に誤記があることが判明したため経緯等について説明する。

## 1. 経緯

本件は、6 月 6 日に補足説明資料の作成過程でポンプの技術評価書で判明し、同様の数値の間違いの有無について、他の技術評価書を確認した。その結果、弁および計測制御設備の技術評価書で誤記を確認した。

## 2. 誤記内容と評価への影響

確認した誤記を表 1～表 3 に示す。

なお、いずれの誤記についても高経年化技術評価の評価結果に影響与えるものはないことを確認している。

表 1 ポンプの技術評価書 (P3-12)

	訂正前	訂正後	備考
疲れ累積係数の 転記誤り	0.00 <u>3</u>	0.00 <u>1</u>	数値の桁数を読み誤り、誤った数値を記載した（資料数値は 0.0003 であり、切上した数字を記載するのが正）。

表 2 弁の技術評価書 (P12-36)

	訂正前	訂正後	備考
線量の修正忘れ	通常： $1.5 \times 10^2$ 事故： $1.8 \times 10^3$ 合計： <u><math>3.9 \times 10^3</math></u>	通常： $1.5 \times 10^2$ 事故： $1.8 \times 10^3$ 合計： <u><math>2.0 \times 10^3</math></u>	通常運転時および事故時線量を変更した際に、合計線量を修正し忘れた。

表 3 計測制御設備の技術評価書 (P1-137)

	訂正前	訂正後	備考
線量の転記誤り	通常： $1.5 \times 10^2$ 事故： <u><math>4.5 \times 10^2</math></u> 合計： <u><math>6.0 \times 10^2</math></u>	通常： $1.5 \times 10^2$ 事故： <u><math>1.8 \times 10^3</math></u> 合計： <u><math>2.0 \times 10^3</math></u>	資料から異なる事故時線量を転記した（上記の転記誤りに伴い、合計線量も誤った数値を記載した）。
判定基準の転記 誤り	$1.0 \times 10^2$	$1.0 \times 10^{12}$	乗数を読み誤り、誤った乗数を記載した。

3. 今後の対応

確認した誤記については、社内QMS（島根原子力発電所 不適合管理・是正処置手順書）に基づき不適合管理を実施しており、今後是正処置で定める方法により評価書に記載する全ての数値について確認を行う。

なお、補足説明資料等の審査資料については、資料提出前に数値の確認を確実に実施する。万一、評価書に誤記を確認した場合は、社内不適合処理を行うとともに速やかにご報告する。

以 上