

2.2 蓄電池（非常用）の配置について

蓄電池（非常用）の配置を以下に示す。蓄電池（非常用）およびその附属設備は、非常用2系統を各々別の場所に設置しており、共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、地震、津波、内部火災、溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

これにより、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。（設置許可基準第33条（保安電源）まとめ資料2.2.1.1.3「非常用電源設備の配置」参照）

共通要因	対応(確認)方針	状況
地震	設計基準地震動に対して、十分な耐震性を有する設計とする。	設計基準地震動に対して、建屋及び安全系の電気設備が機能維持できる設計としている。
津波	設計基準津波に対して、浸水や波力等により機能喪失しない設計とする。	施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計としている。また、取水路及び放水路から施設へ流入させない設計としている。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁（障壁）で分離を行うか、適切な遠隔距離で分離した配置設計とする。	安全補機開閉器室等は、3時間耐火能力を有する耐火壁（障壁）により分離した設計としている。（厚さ150mm以上のコンクリート壁を満足する、200mm以上を有している。） 外部火災については、外部火災影響評価にて、設備、居住空間に影響を及ぼさないことを確認している。
溢水	想定すべき溢水（没水、蒸気、被水）に対し、影響のないことを確認、もしくは溢水源等に対して溢水影響のないよう設備対策を実施する。	配置エリアにおいて、溢水源となる機器、配管等は存在しない。また、消火については、ハロン消火設備による消火を行うことから、配置エリアにおける消火水の放出はない。隣接するエリアにおける内部溢水に対しては、配置エリア外からの溢水流入を防止する対策（止水板）を施すことにより系統機能を失わないことを内部溢水影響評価で確認する。



蓄電池（非常用）配置図
T. P. 10. 3m

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.3 蓄電池（非常用）の容量について

2.3.1 蓄電池（非常用）（トレンA）

蓄電池（非常用）から必要な負荷（タービン動補助給水ポンプの起動回路、ディーゼル発電機の起動回路、計装用インバータ等）への給電時間は、一定の時間（交流電源喪失から代替非常用発電機による給電開始までの時間（約25分））に対して、十分余裕がある。

C	250分給電時の蓄電池容量 (Ah)	—
L	保守率	0.9
K ₁	容量換算時間 (時) (250分)	6.51
K ₂	容量換算時間 (時) (249分)	6.49
K ₃	容量換算時間 (時) (245分)	6.44
K ₄	容量換算時間 (時) (1分)	1.62
I ₁	負荷電流 (A) (60秒)	656.8
I ₂	負荷電流 (A) (5分)	361.8
I ₃	負荷電流 (A) (249分)	316.7
I ₄	負荷電流 (A) (250分)	368.7

$$C = \frac{1}{L} \{K_1 \cdot I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2) + K_4(I_4 - I_3)\}$$

$$= \frac{1}{0.9} \left\{ 6.51 \times 656.8 + 6.49 \times (361.8 - 656.8) \right. \\ \left. + 6.44 \times (316.7 - 361.8) + 1.62 \times (368.7 - 316.7) \right\}$$

$$= 2,395 \text{ Ah}$$

$$< 2,400 \text{ Ah (蓄電池容量)}$$

① 250分給電時蓄電池容量

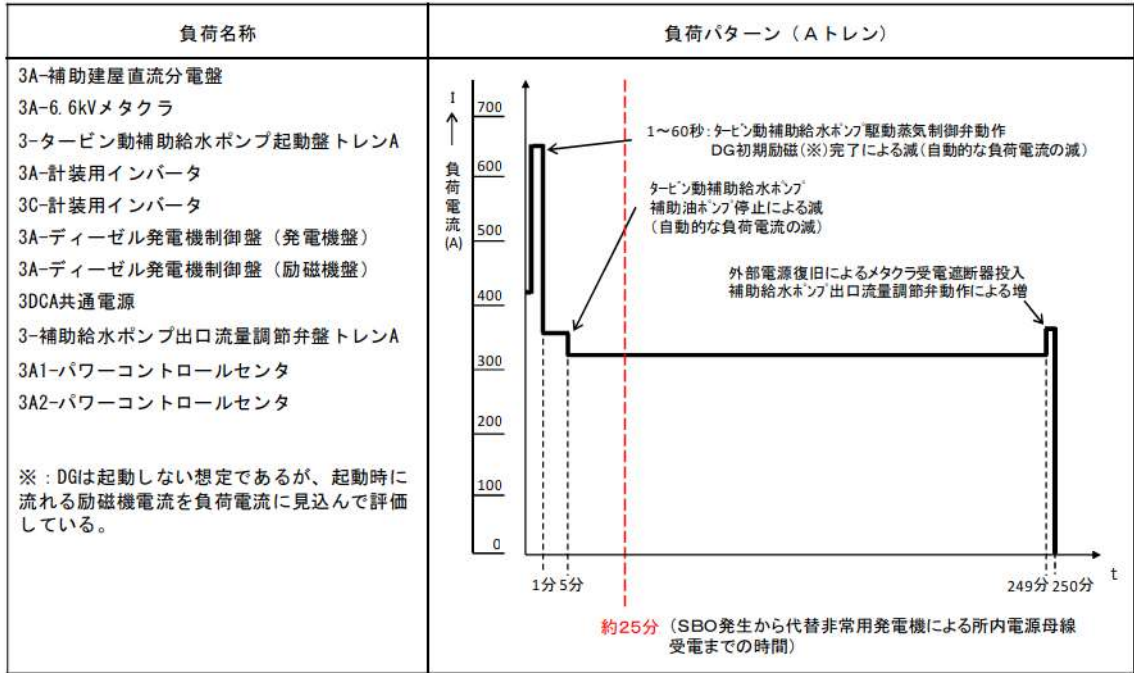
負荷名称	0~1秒	1~60秒	1~5分	5~249分	249~250分
3A-補助建屋直流分電盤	11.9	11.9	11.9	11.9	11.9
3A-6.6kVメタクラ	43.6	41.6	1.6	1.6	21.6
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレンA	59.4	167.5	47.5	2.4	2.4
3A-計装用インバータ	145.0	145.0	145.0	145.0	145.0
3C-計装用インバータ	145.0	145.0	145.0	145.0	145.0
3A-ディーゼル発電機制御盤 (発電機盤)	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4
3A-ディーゼル発電機制御盤 (励磁機盤)	0.1	140.1	0.1	0.1	0.1
3DCA 共通電源	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンA	1.9	1.9	6.9	6.9	38.9
3A1-パワーコントロールセンタ	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
3A2-パワーコントロールセンタ	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
合計電流 (A)	410.7	656.8	361.8	316.7	368.7

②負荷パターン

2.3.2 蓄電池（非常用）の給電時間評価（トレンA）

蓄電池（非常用）の負荷パターンは以下のとおりである。

蓄電池（非常用）の容量は、代替非常用発電機の給電開始までの時間（約25分）に対し、十分な給電時間を有している。



2.3.3 蓄電池（非常用）（トレンB）

蓄電池（非常用）から必要な負荷（タービン動補助給水ポンプの起動回路、ディーゼル発電機の起動回路、計装用インバータ等）への給電時間は、一定の時間（交流電源喪失から代替非常用発電機による給電開始までの時間（約25分））に対して、十分余裕がある。

C	230分給電時の蓄電池容量 (Ah)	—
L	保守率	0.9
K ₁	容量換算時間 (時) (230分)	6.18
K ₂	容量換算時間 (時) (229分)	6.16
K ₃	容量換算時間 (時) (225分)	6.09
K ₄	容量換算時間 (時) (1分)	1.62
I ₁	負荷電流 (A) (60秒)	673.8
I ₂	負荷電流 (A) (5分)	376.3
I ₃	負荷電流 (A) (229分)	331.2
I ₄	負荷電流 (A) (230分)	385.7

$$C = \frac{1}{L} \{K_1 \cdot I_1 + K_2(I_2 - I_1) + K_3(I_3 - I_2) + K_4(I_4 - I_3)\}$$

$$= \frac{1}{0.9} \left\{ 6.18 \times 673.8 + 6.16 \times (376.3 - 673.8) \right. \\ \left. + 6.09 \times (331.2 - 376.3) + 1.62 \times (385.7 - 331.2) \right\}$$

$$= 2,384 \text{ Ah}$$

$$< 2,400 \text{ Ah (蓄電池容量)}$$

① 230分給電時蓄電池容量

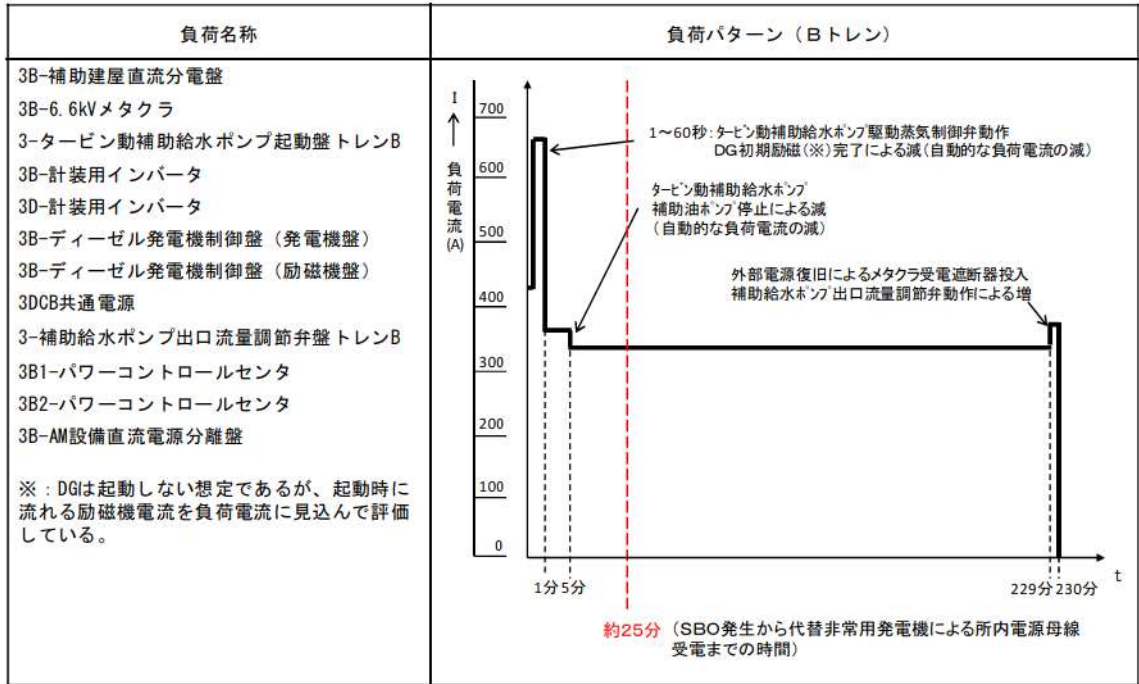
負荷名称	0~1秒	1~60秒	1~5分	5~229分	229~230分
3B-補助建屋直流分電盤	23.7	23.7	23.7	23.7	23.7
3B-6.6kVメタクラ	43.6	41.6	1.6	1.6	21.6
3-タービン動補助給水ポンプ起動盤トレンB	59.4	167.5	47.5	2.4	2.4
3B-計装用インバータ	145.0	145.0	145.0	145.0	145.0
3D-計装用インバータ	145.0	145.0	145.0	145.0	145.0
3B-ディーゼル発電機制御盤（発電機盤）	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4
3B-ディーゼル発電機制御盤（励磁機盤）	0.1	140.1	0.1	0.1	0.1
3DCB 共通電源	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3-補助給水ポンプ出口流量調節弁盤トレンB	1.0	1.0	3.5	3.5	38.0
3B1-パワーコントロールセンタ	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
3B2-パワーコントロールセンタ	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2
3B-AM 設備直流電源分離盤	6.2	6.2	6.2	6.2	6.2
合計電流 (A)	427.7	673.8	376.3	331.2	385.7

②負荷パターン

2.3.4 蓄電池（非常用）の給電時間評価（トレンB）

蓄電池（非常用）の負荷パターンは以下のとおりである。

蓄電池（非常用）の容量は、代替非常用発電機の給電開始までの時間（約25分）に対し、十分な給電時間を有している。



2.4 必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 25 分間に最小限必要な直流設備は以下のとおり。

(1) 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な設備 (代替電源から給電が開始されるまで)

	判断及び操作	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉停止	全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1次冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 主蒸気ライン圧力
原子炉冷却	タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット	—	補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位
サポート系	早期の電源回復不能判断及び対応	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型タンクローリ —	—
原子炉冷却	1次冷却材漏えいの判断	—	—	1次冷却材圧力 (広域) 加圧器水位 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
原子炉冷却	補助給水系の機能維持の判断	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット	—	補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位

青字：蓄電池からの直流給電で使用可能

必要最小限の重大事故等対処設備は、重大事故等対策の有効性評価「全交流動力電源喪失」を参照した。

(参考) 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な設備
(代替電源から給電が開始された以降)

	判断及び操作	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却	1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉止	—	—	—
原子炉冷却	蒸気発生器2次側による炉心冷却	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材圧力(広域) 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位(狭域) 蒸気発生器水位(広域) 補助給水ピット水位
原子炉冷却	蓄圧注入系動作の確認	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力(広域)
サポート系	アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ 可搬型タンクローリー	—
原子炉冷却	蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力(広域) 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側)
原子炉冷却	蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	主蒸気逃がし弁 タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット	—	1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材圧力(広域) 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位(狭域)

	判断及び操作	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
				蒸気発生器水位（広域） 補助給水ピット水位
原子炉冷却	代替格納容器スプレィポンプによる代替炉心注水	代替格納容器スプレィポンプ 燃料取替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー	1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位 原子炉容器水位 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量
格納容器健全性の確保	格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転	燃料取替用水ピット A-高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン C, D-格納容器再循環ユニット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー 可搬型温度計測装置	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンブ水位（広域） 格納容器再循環サンブ水位（狭域） 高圧注入流量 加圧器水位 1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側）
原子炉冷却	蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続	電動補助給水ポンプ 補助給水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側） 1次冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水ピット水位
サポート系	原子炉補機冷却系の復旧作業	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

赤字：交流電源が必要な負荷

青字：蓄電池からの直流給電で使用可能

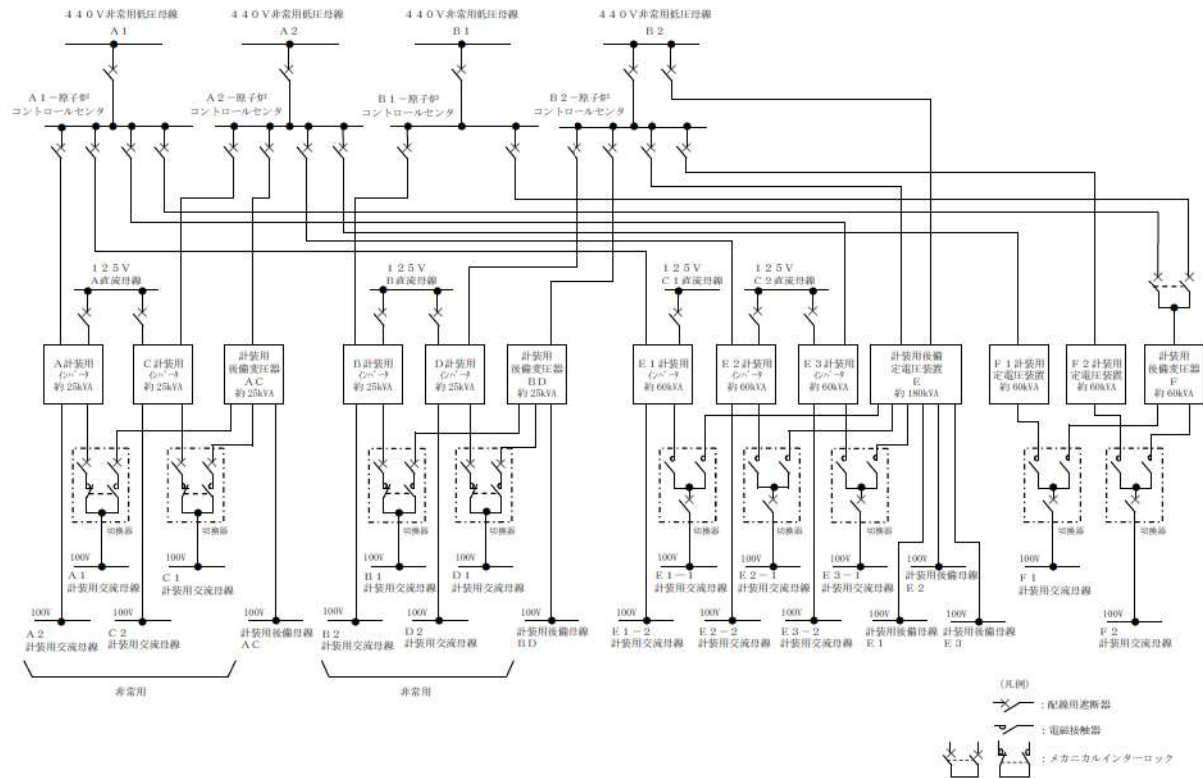
2.5 計測制御用電源設備の構成

計測制御用電源設備は、第10.1.4図に示すように非常用として計装用交流母線8母線、また、常用として計装用交流母線8母線及び計装用後備母線5母線で構成し、母線電圧は100Vである。

非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置等で構成する。

原子炉保護設備等の重要度の特に高い安全機能を有する設備に関する負荷は、非常用の計装用交流母線に接続する。多重チャンネル構成の原子炉保護設備への給電は、チャンネル毎に分離し、独立性を確保する。

なお、非常用の計装用交流母線4母線は、計装用後備変圧器からも受電できる設計とする。



2.6 蓄電池（非常用）の保守について

蓄電池（非常用）は、以下の点検を実施し、健全性を確認している。

■ 巡視点検

○ 蓄電池点検

期間：1回／日

内容：外観の異常有無、異音、異臭、液位、液漏れ有無等の確認
蓄電池電圧指示値確認

■ 日常点検

○ 蓄電池点検

期間：1回／月

内容：外観点検（液位、液漏れ、損傷有無等確認）
電圧及び比重測定（電圧、電解液比重、温度を測定し異常の有無を確認）

○ 均等充電

期間：1回／運転サイクル（プラント運転時に実施）

内容：均等充電（均等充電を実施する）
電圧及び比重測定（電圧、電解液比重、温度を測定し異常の有無を確認）

■ 定期点検

○ 蓄電池点検

期間：1回／定検

内容：外観点検（液位、液漏れ、損傷有無等確認）
電圧及び比重測定（電圧、電解液比重、温度を測定し異常の有無を確認）

○ 均等充電

期間：1回／定検（プラント停止時に実施）

内容：均等充電（均等充電を実施する）
電圧及び比重測定（電圧、電解液比重、温度を測定し異常の有無を確認）

○ 容量試験

期間：1回／定検

内容：容量試験（電圧及び比重測定結果から判定基準に対して裕度の少ない数セルを選定し、規定容量があることを確認）

■ 定期事業者検査

○ 機能・性能検査

期間：1回／定検

項目：電圧、比重、温度、液位

■ 蓄電池交換

○ 蓄電池交換

期間：1回／17年

内容：交換を行う

参考資料 1 蓄電池の容量算出方法

1. 計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。
電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2001)
- (2) 蓄電池温度は+10℃とする。
- (3) 放電終止電圧は 1.80V/セルとする。
- (4) 保守率は 0.9 とする。
- (5) 容量算出の一般式

$$C_n = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここで、

C : 蓄電池容量

L : 保守率

K : 容量換算時間

I : 放電電流

サフィックス 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化順に付番

2. 計算例 (蓄電池 (非常用) (トレン A))

蓄電池 (非常用) (トレン A) の場合、1 分間、5 分間、250 分 (4.2 時間) 給電での必要容量の内、最大となる $C_{250\text{min}} = 2,395\text{Ah}$ が必要容量となる。

1 分間給電

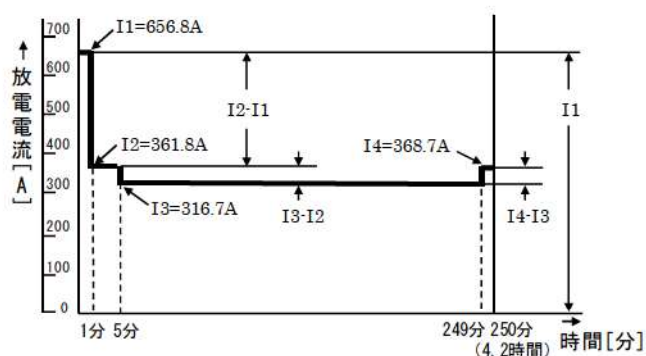
$$C_{1\text{min}} = \frac{1}{0.9} (1.62 \times 656.8) = 1183\text{Ah}$$

5 分間給電

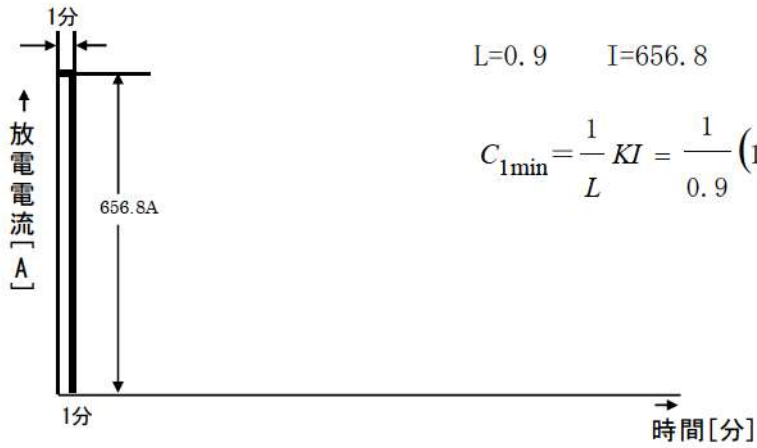
$$C_{5\text{min}} = \frac{1}{0.9} \{1.77 \times 656.8 + 1.74 \times (361.8 - 656.8)\} = 722\text{Ah}$$

250 分間給電 (※)

$$C_{250\text{min}} = \frac{1}{0.9} \{6.51 \times 656.8 + 6.49 \times (361.8 - 656.8) + 6.44 \times (316.7 - 361.8) + 1.62 \times (368.7 - 316.7)\} = 2395\text{Ah}$$



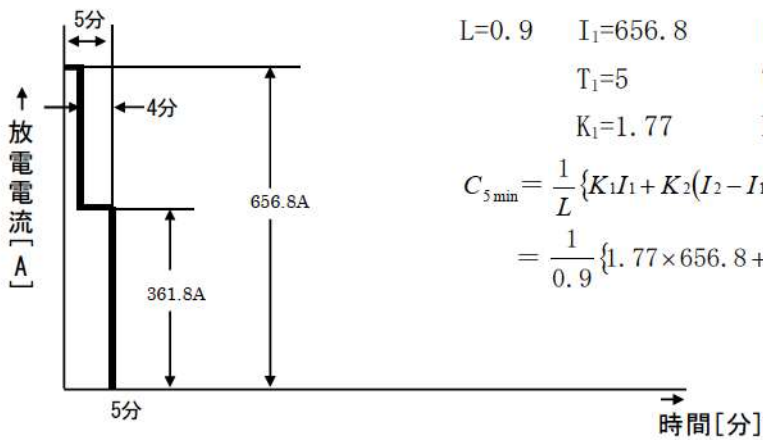
給電開始から1分後までの蓄電池必要容量 $C_{1\min}=1,183\text{Ah}$



$$L=0.9 \quad I=656.8 \quad T=1 \quad K=1.62$$

$$C_{1\min} = \frac{1}{L} KI = \frac{1}{0.9} (1.62 \times 656.8) = 1183\text{Ah}$$

給電開始から5分後までの蓄電池必要容量 $C_{5\min}=722\text{Ah}$



$$L=0.9 \quad I_1=656.8 \quad I_2=361.8$$

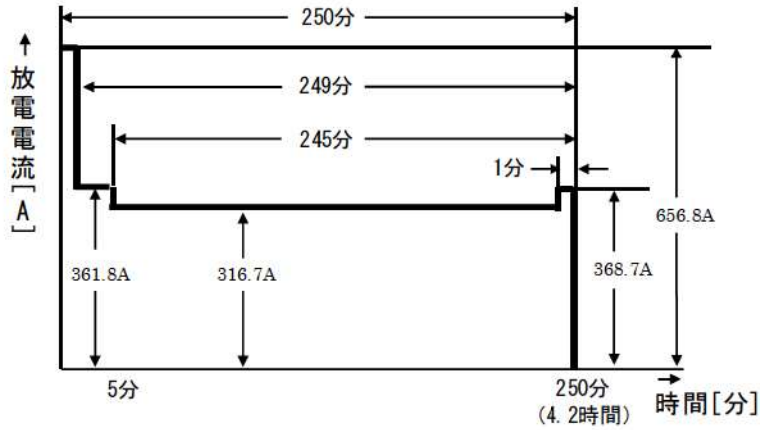
$$T_1=5 \quad T_2=4$$

$$K_1=1.77 \quad K_2=1.74$$

$$C_{5\min} = \frac{1}{L} \{K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)\}$$

$$= \frac{1}{0.9} \{1.77 \times 656.8 + 1.74 \times (361.8 - 656.8)\} = 722\text{Ah}$$

給電開始から 250 分後までの蓄電池必要容量 $C_{250\text{min}} = 2,395\text{Ah}$



$$\begin{array}{cccccc}
 L=0.9 & I_1=656.8 & I_2=361.8 & I_3=316.7 & I_4=368.7 \\
 & T_1=250 & T_2=249 & T_3=245 & T_4=1 \\
 & K_1=6.51 & K_2=6.49 & K_3=6.44 & K_4=1.62
 \end{array}$$

$$\begin{aligned}
 C_{250\text{min}} &= \frac{1}{L} \{K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)\} \\
 &= \frac{1}{0.9} \{6.51 \times 656.8 + 6.49 \times (361.8 - 656.8) \\
 &\quad + 6.44 \times (316.7 - 361.8) + 1.62 \times (368.7 - 316.7)\} = 2395\text{Ah}
 \end{aligned}$$

参考資料 2 代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの時間については、代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電操作に要する時間約 15 分に、状況判断に要する時間 10 分を加え約 25 分を見込んでいる。

代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)						備考
				10	20	30	40	50	60	
				約15分 代替非常用発電機による 電源復旧開始 ▽						
代替非常用発電機 による代替電源 (交流)からの給電	運転員 (中央制御室)	1	受電準備							
			受電操作							
	運転員 (現場)	1	移動, 受電準備							
			受電操作							
	災害対策要員	2	移動, 受電準備							

参考資料 3 所内常設蓄電式直流電源設備

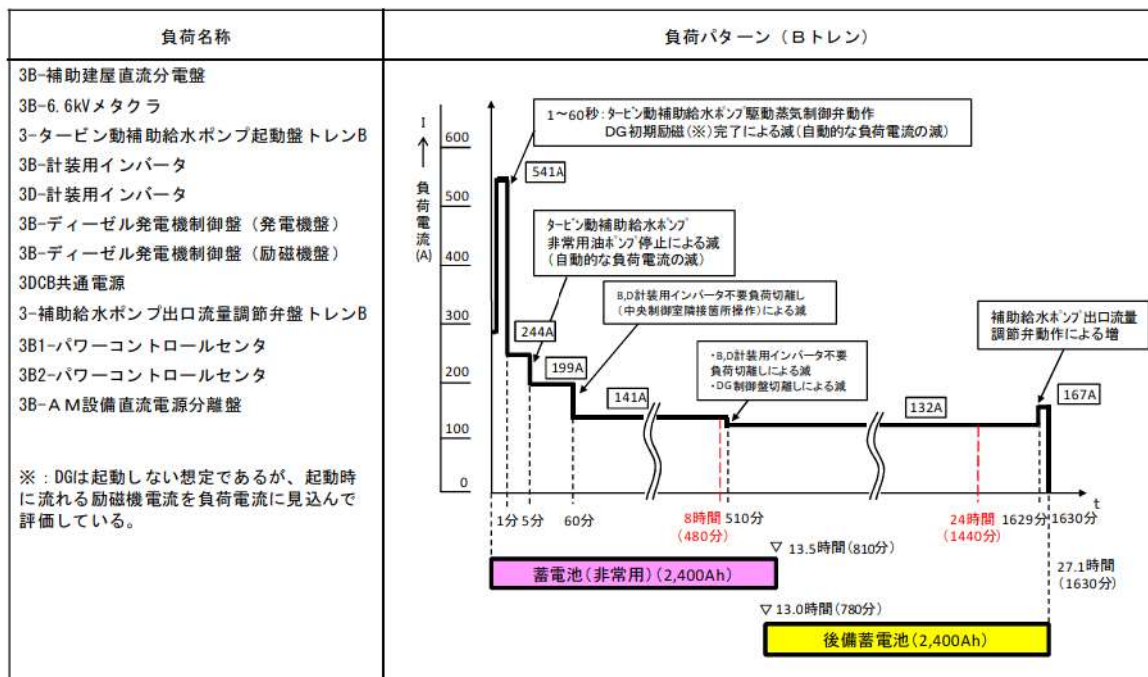
蓄電池（非常用）は、重大事故等対処設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用しており、設置許可基準規則 57 条（電源設備）解釈 1 b）において以下の規定がある。

所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷の切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、電力の供給を行うことが可能であること。

上記の要求事項を満足するために、代替電源設備を含む交流電源の復旧見込みがない場合は、全交流動力電源喪失発生後 1 時間までに中央制御室又は隣接する安全系計装盤室にて不要直流負荷を切り離し、8 時間以降に中央制御室下階の安全補機開閉器室の計装用交流分電盤及び直流コントロールセンタで更に不要負荷を切り離す手順を整備している。

従って、蓄電池（非常用）は、「全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 25 分間に対し、1 時間以上電力供給が可能な容量」としている。

(トレンB)

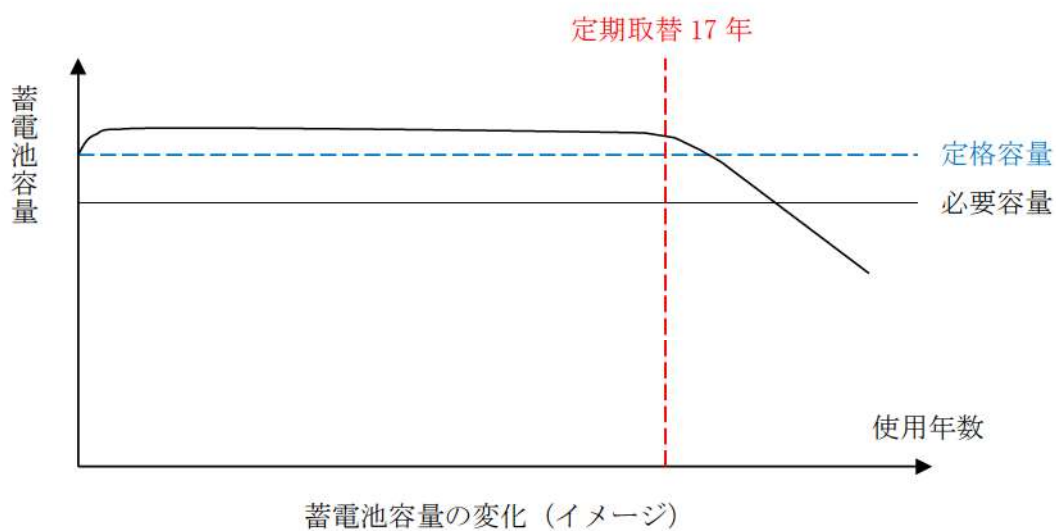


参考資料4 保守率選定の考え方

蓄電池の容量は、使用開始から寿命までの間変化し、使用年数を経るに従い容量低下する。蓄電池容量設計に際し、予め使用条件に応じた保守率を設定し容量に余裕を持った設計とする。

当社原子力発電所では以下の理由で保守率を0.9に設定している。

- ①日常点検および定期点検の実施により異常のないことを確認している。
- ②定期点検により、蓄電池の容量が90%（保守率0.9相当）以上あることを確認している。
(定格容量 > 必要容量 / 保守率)



泊發電所 3 号炉

技術的能力説明資料 全交流動力電源喪失対策設備

14 条 全交流動力電源喪失対策設備

【追加要求事項】

14 条 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

【解釈】

第14条について、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できること。

下線部は追加要求事項

非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できること。

重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間に必要となる容量の蓄電池を設置する。

蓄電池（非常用）2組（既設）
（容量：約2,400Ah/組）

■ 運用による対応
■ 設備による対応

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

【14条 全交流動力電源喪失対策設備】

対象項目	区分	運用対策等
蓄電池（非常用）	運用・手順	—
	体制	（通常体制）
	保守・点検	蓄電池に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
	教育・訓練	蓄電池に係る保守管理に関する教育を行う。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB17 r. 4. 0
提出年月日	令和4年8月5日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(設計基準対象施設等)

第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

令和4年8月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第17条：原子炉冷却材圧力バウンダリ

<目 次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 追加要求事項に対する適合性
 - (1)位置、構造及び設備
 - (2)安全設計方針
 - (3)適合性説明
- 1.3 気象等
- 1.4 設備等（手順等含む）

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出
- 2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について
- 2.3 余熱除去系統入口ラインの配管・弁の仕様
- 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価
- 2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の保全方法
- 2.6 R C S圧力バウンダリ、C/V圧力バウンダリに対する漏えい検査への影響について
- 2.7 クラス1機器とクラス2機器の設計・製作・据付時の検査の違いについて

3. 技術的能力説明資料

（別添資料）原子炉冷却材圧力バウンダリ

< 概 要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所3号炉における適合性を示す。
2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための技術的能力（手順等）を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリについて、設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条において、追加要求事項を明確化する（表1）。

表 1 設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条 要求事項

設置許可基準規則 第17条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)	技術基準規則 第27条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ) 第28条 (原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし (ただし、解釈にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大)</p>
<p>一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の原子炉冷却材圧力バウンダリの変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならぬ。</p>	<p>変更なし (従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。)</p>
<p>二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし (隔離装置である第1隔離弁の範囲から、第2隔離弁を含む範囲までに変更した。)</p>

備考		技術基準規則 第28条 (原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)	設置許可基準規則 第17条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ) 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。
<p>変更なし (オーステナイト系ステンレス鋼であり十分な破壊じん性を有している。 また、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。)</p>	<p>—</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならぬ。</p>	<p>変更なし (各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。)</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。）は、以下を考慮した設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は以下とする。

(一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。

(二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。

(三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ)

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器及び配管は、原子炉施設の供用期間中を通じて高い信頼性を得るように材料を選択するとともに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において生ずると考えられる圧力、熱荷重、地震荷重等の必要な組合せに耐え、かつ、機能を維持できる設計とする。

通常運転時のうち原子炉運転中においては、加圧器圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。また、原子炉の起動時又は停止時においては、1次冷却材の加熱率及び冷却率を制限値以下に抑えること等ができる設計とする。

負荷の喪失等の運転時の異常な過渡変化時においては、「原子炉圧力高」等の原子炉トリップ信号を発信する安全保護系を設け、また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁

を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍以下となる設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、主給水管破断等がある。これについては「蒸気発生器水位低」等の原子炉トリップ信号を発信する安全保護系を設け、加圧器安全弁等の動作とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、設計基準事故時において最高使用圧力の1.2倍以下となる設計とする。

第1項第2号について

原子炉容器を含め1次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関し、原則として次のとおり隔離弁を設ける。

- (1) 通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- (2) 通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- (3) 通常時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等は(1)に準ずる。
- (4) (2)に準ずる隔離弁において、通常時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。

ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる余熱除去系統入口ラインについては、従来クラス2機器としていたが、上記(4)に該当することから原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足していることを確認する。

拡大範囲については、クラス1機器供用期間中検査を行うとともに、拡大範囲のうち配管と管台の溶接継手に対して追加の非破壊検査（浸透探傷検査）を検査間隔にて全数（100%）継続的に行い健全性を確認する。

【説明資料（2.1～2.7：P17条-11～30）】

第1項第3号について

通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止

するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、設計、製作及び水圧試験時に以下のように特別な注意を払う。

設計及び製作においては、溶接部を含む使用材料に起因する不具合、欠陥の介在等を防止するため、材料仕様、溶接及び熱処理の管理並びに非破壊検査を行うとともに、破壊靱性の確認を行う。

比較的低温で加圧する水圧試験時には、加える圧力に応じ、最低温度の制限を設ける。

原子炉容器の母材、溶接熱影響部及び溶接金属については、試験片を原子炉容器に挿入して、原子炉容器と同様な条件で照射し、計画的に取り出し、衝撃試験及び引張試験を行い関連温度等の妥当性の確認を行う。

また、1次冷却設備の加熱時又は冷却時の運転に対しては、加熱率及び冷却率に制限値を設ける。

【説明資料(2.3 : P17 条-13~14)】

第1項第4号について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えいは、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器サンプ水位上昇率測定装置及び凝縮液量測定装置により約3.8L/minの漏えいを1時間以内に検出できる設計とする。

1次冷却材の1次冷却設備から2次冷却設備への漏えいに対しては、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。

これらの検出装置が異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発信する設計とする。

なお、原子炉格納容器内への漏えいに対しては、原子炉格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを検出できる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

5. 原子炉冷却設備

5.1 1次冷却設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.3 主要設備

(6) 弁

1次冷却設備の弁として、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁、加圧器スプレイ弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設け、このうち主要な弁については、中央制御盤で弁の開閉状態を監視できる。

原子炉容器を含め1次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として、次のとおり隔離弁を設ける。

ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが生じた場合において、通常時の充てんポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものは除く。

- a. 通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- b. 通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- c. 通常時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等はa. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記b. に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

弁が1次冷却材に接する主要部分は、すべてステンレス鋼を使用する。

【説明資料(2.1～2.3：P17条-11～14)】

大口径の弁は、ステムリークオフを設け、下部グランドパッキンの漏えい水を液体廃棄物処理設備に送る。また、小口径の弁についても、可能な限りグランド部にベローズ及び金属ダイヤフラムを用いて漏えいのない構造とした弁を採用し、1次冷却設備から原子炉格納容器内への漏えいを防止する。

加圧器安全弁は、ばね式で、加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない平衡型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、

加圧器安全弁の弁座から水素ガス、蒸気等の漏えいを防止する。

各配管系には、水張り及び水抜きのために、ベント弁及びドレン弁を設ける。

加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、加圧器安全弁の総容量は100%負荷喪失時に主蒸気安全弁のみが動作したときの加圧器サージ流量以上の値としている。加圧器安全弁により、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下、また、事故時において最高使用圧力の1.2倍以下に抑えることができる。

加圧器逃がし弁は、定格負荷の50%相当までの負荷急減時において制御棒制御系及びタービンバイパス系の作動とあいまって原子炉圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量を有する。加圧器逃がし弁は自動制御により動作し、また、手動遠隔操作することもできる。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合にこの加圧器逃がし弁を隔離するため、遠隔操作の加圧器逃がし弁元弁を設ける。

また、1次冷却設備の加熱時及び冷却時における誤操作等による過圧を防止するため、加圧器逃がし弁の動作により圧力上昇を許容範囲内に制限する。

加圧器スプレイ弁は、10%負荷減少時において加圧器逃がし弁を作動させないで、圧力変動を吸収し得る容量である。加圧器スプレイ弁は、通常時は自動制御であるが、中央制御盤での手動制御もできる。加圧器スプレイ配管及び加圧器サージ管温度の維持並びに加圧器内とそれ以外の1次冷却材ほう素濃度に差が生じないようにするため、加圧器スプレイ弁と並列に手動の加圧器スプレイバイパス弁を設けて、少量のスプレイ水を連続的に流す。

5.1.1.6 手順等

- (1) RCSループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等については、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

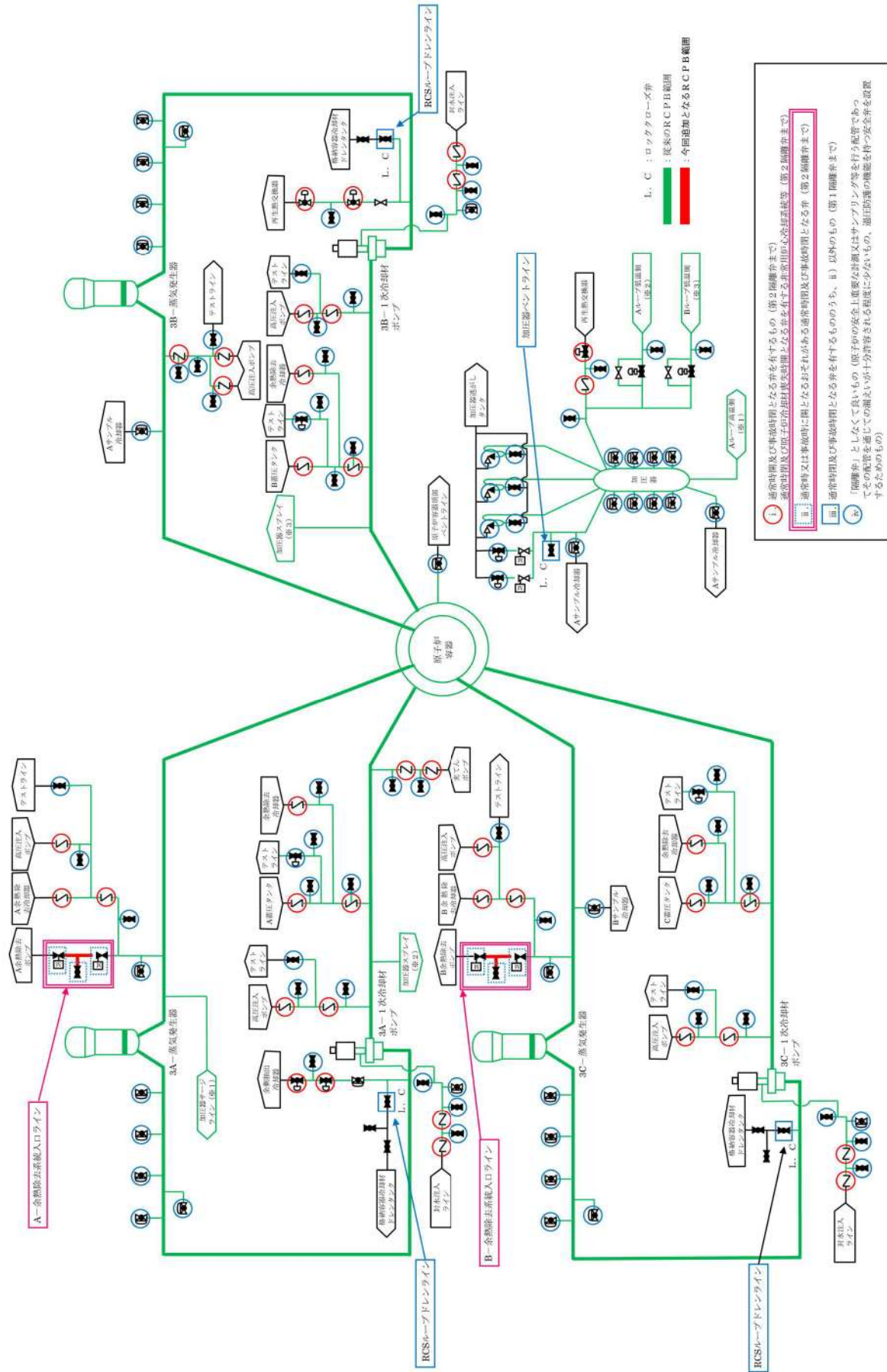


図 5.1.1 泊 3 号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ図

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

1 次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1 次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の充てんポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開、事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時閉、事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常時閉、事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 b. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見て第一隔離弁までの範囲としていたものが第二隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に図 1 に示すフロー（添付 1）に基づき確認した。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を添付 2 に示す。

この図に示すとおり、範囲が拡大する可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・加圧器ベントライン
- ・RCS ループドレンライン
- ・余熱除去系統入口ライン

(2) 拡大範囲の検討

加圧器ベントライン及び RCS ループドレンラインの弁は、施錠により弁ハンドルの固定が行われる手動弁である。

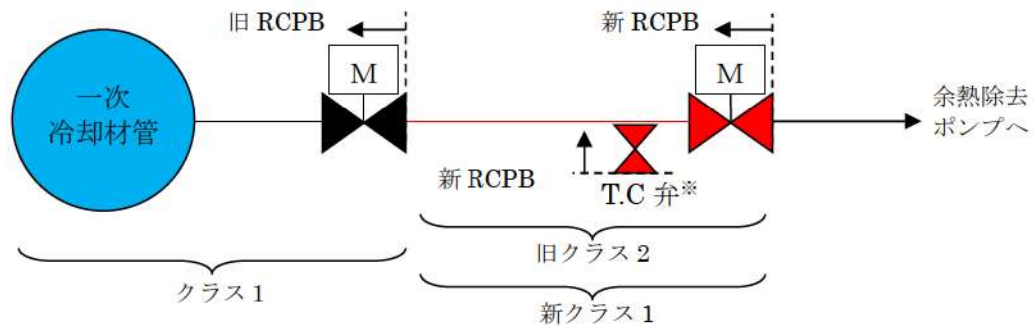
したがって、これらの弁については、弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じていることから、通常時又は事故時に開となるおそれはないことを確認した。よって、バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方、余熱除去系統入口ラインに設置している隔離弁については、第 1 隔離弁に原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設けているが、中央制御室から遠隔操作する電動弁であり、開となるおそれが否定できない。

よって、余熱除去系統入口ラインについては、第 1 隔離弁から第 2 隔離弁を含むま

での範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。(図1)

また、第2隔離弁については、通常運転時、閉弁で電源切りとし弁が開放しないよう運用している。



※管台直付けのため配管部分はない。

図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ (RCPB) 拡大範囲図

2.2 誤操作防止対象弁の運用及び管理について

加圧器ベントライン、RCSループドレンラインの手動弁は、施錠により弁ハンドルを固定し、誤操作防止措置を講じており、通常時又は事故時に開となるおそれがないよう管理している。また、施錠管理に用いる鍵については、発電課長（当直）の管理のもと使用及び保管している。

なお、当該弁のある原子炉格納容器については、エアロックを原子炉起動前までに閉止し閉止状態で管理している。

加圧器ベントライン、RCSループドレンラインの当該手動弁の閉止及び施錠状態の確認は、原子炉起動前までに運転員が起動前のラインアップ確認として、手順に基づき実施し、その結果を当直課長が確認している。

当該弁の閉止および施錠状態を確認する手順は、保安規定の下位文書である運転要領に定めている。

また、開操作については、当該弁は原子炉格納容器内の弁であることから、通常運転中に開操作を行わない。定期検査時においては、系統の水抜き等のため、当直課長が承認した保守票等に基づいて開放し、その後、復旧操作として閉止している。

なお、上記のとおり原子炉起動前までにラインアップ確認として、閉止および施錠状態を確認することから、当該弁は確実に閉止・施錠している。



図2 弁施錠状態の例の写真

表2 手動弁の施錠管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	系統	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※ ¹ （第1隔離弁まで）※ ²	加圧器ベント	3V-RC-053
	RCSループドレン	3V-RC-020A
		3V-RC-020B
		3V-RC-020C

※1：余熱除去系統入口ラインは除く

※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ図（添付2）の青四角実線で示す弁

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の仕様

当該範囲については、以下のとおり、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同じ仕様であるとともに、強度評価を行い、強度上問題がないことを確認している。

表3 余熱除去系統入口ラインの配管の仕様

	最高 使用圧力	最高 使用温度	材料 (呼び厚さ)
第1隔離弁上流の配管	17.16MPa	343℃	SUS316TP (Sch160)
第1隔離弁から 第2隔離弁間の配管	17.16MPa	343℃	SUS316TP (Sch160)
主配管からT.C弁間の 配管（管台のみ）	17.16MPa	343℃	SUSF316 (Sch160)

表4 余熱除去系統入口ラインの弁の仕様

	最高 使用圧力	最高 使用温度	主要寸法 (呼び径)	材料 (弁箱・弁ふた)
第1 隔離弁	17.16MPa	343℃	12B	SCS14A
第2 隔離弁	17.16MPa	343℃	12B	SCS14A
T.C弁	17.16MPa	343℃	3/4B	SUSF316

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管強度及び耐震評価

(1) 主配管の強度及び耐震評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1となる主配管に関する強度・耐震評価を行なった。結果は以下の通りであり、強度・耐震について、問題がないことを確認している。

【強度評価結果】

機器等の区分	項目 (単位)	値 (最も厳しい値を記載)	許容値
クラス1配管	管の厚さ (mm)	29.1	22.7以上
	穴の補強面積 (mm ²)	1302	367以上
	設計条件 (一次応力) (MPa)	57	171
	供用状態C (一次応力) (MPa)	61	226
	供用状態D (一次応力) (MPa)	76	252
	供用状態A B	一次+二次応力 (MPa)	298
	疲労累積係数	0.00602	1.0

【耐震評価結果】

(単位：MPa (疲労累積係数を除く))

管種	項目	最大値	許容値
クラス1配管	一次応力 (ねじり応力による)	23	83
	一次応力 (曲げ応力含む)	93	342
	一次+二次応力 (注1)	167	342
	疲労累積係数 (注2)	0.00602	1.0

(注1) 地震のみによる一次+二次応力変動値。

(注2) 地震による疲労累積係数と供用状態A、Bによる疲労累積係数との和を示す。

※工事認可申請書 添付資料に、詳細な評価内容を記載している。

(2) 主要弁の強度評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1機器となる主要弁に関する強度評価を行なった。結果は以下のとおりであり、強度について問題がないことを確認している。

弁箱、弁ふたの厚さ		d n / d m*が1.5以下である 弁箱のネック部の厚さ	
計算上必要な厚さ t (mm)	実際使用最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ t m (mm)	実際使用最小厚さ (mm)
48.2	弁箱	48.2	
	弁ふた		

※ d n : ネック部内径、d m : 弁入口流路内径

機器等の区分	項目 (単位)	値 (最も厳しい値を記載)	許容値	
クラス1弁	弁箱	内圧による一次応力	62	125
		配管反力による二次応力 (MPa)	33, 64, 64	187
		軸方向、曲げ、ねじり		
		一次+二次応力 (MPa)	196, 153	375
		起動時及び停止時、 起動時及び停止時以外		
		局部一次応力 (MPa)	139	281
		疲労累積係数	0.10162	1
		弁体の応力 (MPa)	81	172
		フランジの応力 (MPa) 軸方向、半径方向、周方向	92, 51, 39	172
		ボルトの応力 (MPa) 使用状態、ガスケット締付時	115, 21	190

(3) T.C弁の強度評価

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、クラス1機器となるT.C弁に関する強度評価を行なった。結果は以下のとおりであり、強度について問題がないことを確認している。

弁箱、弁ふたの厚さ		d n / d m*が1.5以下である 弁箱のネック部の厚さ	
計算上必要な厚さ t (mm)	実際使用最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ t m (mm)	実際使用最小厚さ (mm)
6.1	弁箱	7.2	
	弁ふた		

※ d n : ネック部内径、d m : 弁入口流路内径

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.5. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の保全方法

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに変更した配管・弁については、従来クラス2機器として供用期間中検査を行ってきたが、今後はクラス1機器として供用期間中検査を行っていく必要がある。日本機械学会発電用原子力設備規格維持規格（2008年版）に基づくクラス1機器またはクラス2機器に対する検査項目を以下に示す。

なお、クラス1機器供用期間中検査に新たに組み込まれ、PSI未実施の部位については、クラス1機器としての現在の健全性を確認しておくため、今施設定期検査時に全数の検査・点検を実施している。

UT、PT検査対象部位については、クラス1機器として要求されるUT、PT試験は完了しており、異常のないことを確認している。その他の検査対象部位についても、現場確認等を行い検査対象範囲の検査性について問題ないことを確認している。

表5 供用期間中検査項目

検査対象	供用期間中検査				
	クラス2機器		クラス1機器		検査・点検 実績
	試験方法	試験程度 ^{※2}	試験方法	試験程度 ^{※2}	
主配管の 溶接継手	UT (板厚の 1/3t) +PT 〔100A を超える 溶接継手〕	溶接継手数の 7.5%/10年	UT (全体積) 〔100A 以上の 溶接継手〕	溶接継手数の 25%/10年	実施済 (H25.10)
	対象外 〔50A 以上 100A 以下 の対象部位なし〕		PT (100A 未満)		— (対象部位なし)
主配管と管台の 溶接継手	対象外	—	PT	溶接継手数の 25%/10年	実施済 (H25.10)
主配管の支持部 材取付け溶接継 手	PT	溶接継手数の 7.5%/10年	PT	溶接継手数の 7.5%/10年	実施済 (H19.1)
支持構造物	VT	全数の 7.5%/10年	VT	全数の 25%/10年	実施済 (H24.6)
弁のボルト締付 け部	対象外	—	VT	類似弁毎に 1台の 25%/10年	実施済 (H26.6)
弁本体の内表面	対象外	—	VT	類似弁毎に 1台/10年	実施済 (H26.6)
全ての耐圧機器 (漏えい試験) ^{※1}	VT	100%/10年	VT	100%/1定検	実施予定

※1 系の漏えい試験における圧力保持範囲は、全ての弁が通常の原子炉起動に要求される開閉状態での原子炉冷却材圧力バウンダリと一致していなければならない。今回原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大した範囲のうち第1隔離弁は通常閉であることから、系の漏えい試験の圧力保持範囲は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲となる。なお、第1隔離弁は、原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設置しており、高圧では開とならない設計としている。

※2 試験部位の選定は、機器と配管の溶接継手等の構造不連続部位、使用環境条件の厳しい部位、過去の損傷発生部位等を当該機器の重要性、接近性等の検査性、過去の検査実績等を勘案して選定する。

2.6 RCS圧力バウンダリ、C/Vバウンダリに対する漏えい検査への影響について

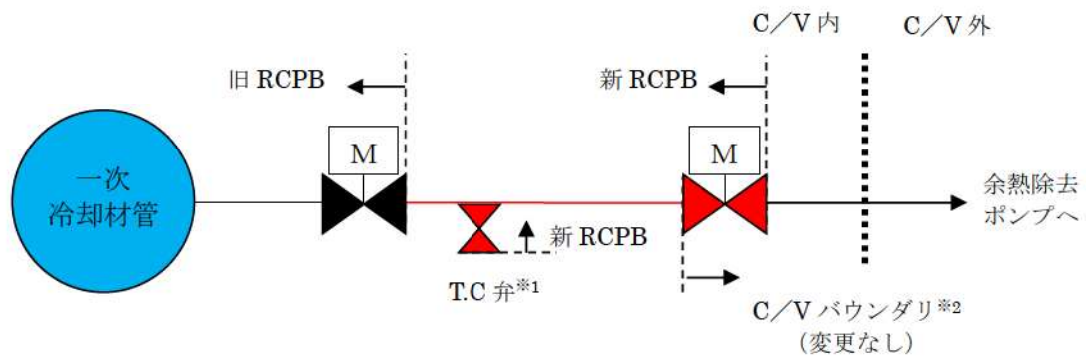
原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、余熱除去系統入口ラインの第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲として拡大となった。なお、原子炉格納容器バウンダリの範囲に変更はないことを確認している。

原子炉冷却材圧力バウンダリについて

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲については、今後はクラス1機器として供用期間中検査を行うこととする。当該範囲の漏えい検査については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」に基づき、実施することとする。

原子炉格納容器バウンダリについて

原子炉格納容器バウンダリの範囲に変更はないことから、漏えい検査に影響はないことを確認している。



※1 管台直付けのため配管部分はない。

※2 構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管であることから、隔離弁は内側のみ設置

図3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.7 クラス1機器とクラス2機器の設計・製作・据付時の検査の違いについて

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下、RCPB）に組み込まれた部位は、従来、クラス2機器であり、設計・製作・据付時の検査はクラス1機器と違いがある。以下にクラス1機器として格上げした場合の設計・製作・据付時の検査について整理した。

（設計）

クラス1機器とクラス2機器の設計時の要求は異なるが、当該部位については、従来のRCPB内の系統の仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同仕様であることを確認した。また、クラス1機器としての強度評価を行ない、同等の設計であることを確認している。

※工事認可申請書 添付資料に、詳細な評価内容を記載している。

（製作・据付時の検査）

クラス1機器とクラス2機器の製作・据付時における検査は異なるが、当該部位については、表6のとおりクラス1機器と同じ製品構造や型番であり、同一の製造工程・製造過程で製造・据付をしていることを確認した。従って、品質についても同等であることを確認した。

なお、配管については、溶接部の全数及び溶接部に隣接する母材10mmの範囲について超音波探傷試験を実施しており、欠陥等は検出されていない。

以上のように、新たにRCPBに組み込まれた部位はクラス1機器と同等の品質であり、検査実績のないT.Cライン管台及びT.C弁についても、検査を実施し健全性を確認している。

表6. クラス1機器とクラス2機器の比較

名称	クラス1機器とクラス2機器の比較			
	製造メーカ	製造プロセス	製品構造・型番	
配管	配管メーカ	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカ	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカ	同上	同上	同上
第2隔離弁	弁メーカA	同上	同上	同上
T.C弁	弁メーカB	同上	同上	同上

※1：表7の素材非破壊検査要否が相違するが、それ以外の製造プロセスは同一

表 7. 泊 3 号 R C P B 拡大範囲の検査項目 (製作・据付時の検査)

部位	検査要求		検査実績	備考
	クラス 1 (現在)	クラス 2 (建設時)		
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管 (エルボ以外) ①	—	△	配管メーカーにおいて円周方向の UT を実施している。
	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管 (エルボ) ①	—	×	UT+PT を実施する。
	主配管と T.C 弁間の管台②	—	×	UT+PT を実施する。
弁	第 2 隔離弁③	RT+PT(MT)	△※1	PT を実施する※2。
	弁箱、弁蓋、弁体	RT	—	PT(MT) を実施する。
	ボルト、ナット	PT(MT)	×	PT を実施する※2。
溶接部 ※3	T.C 弁④	PT(MT)	△※1	PT を実施する※2。
	主配管の溶接継手⑤	RT+PT(MT)	○	
	主配管と管台の溶接継手⑥	1/2PT(MT)※4 +PT	△※5	当該箇所は今後 ISI として全数検査を実施する。(点検方法及び点検頻度は変更なし) ※6
溶接部 ※3	主配管の支持部材取付け溶接継手⑦	PT(MT)	○	
	管台と T.C 弁の溶接継手⑧	PT(MT)	○	

UT：超音波探傷試験、PT：浸透探傷試験、MT：磁粉探傷試験、RT：放射線透過試験、—：検査要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある、△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績が一部ある、×：検査実績なし

※ 1：一部、PT の検査実績あり (弁メーカーによる加工後の PT 実施済み範囲)

※ 2：シート部等にステライト等を溶接している範囲や弁内面の探傷材の除去が困難な範囲は除く。弁メーカーによる加工後の PT 実施済み範囲は除く。

※ 3：溶接部については、維持規格に求められる供用期間中検査の一環として、供用前検査に相当する検査を対象となる全溶接線に対して実施している。

※ 4：溶接深さ 2 分の 1 ほどの浸透探傷試験または磁粉探傷試験

※ 5：耐圧試験を実施している。

※ 6：1/2PT で検出される欠陥及びその欠陥に対する施工プロセス等での対策を踏まえ、当該箇所には、発生の可能性は極めて低いと考えられる。また、劣化モードとして外面からの疲労を想定したとしても、当該箇所は従来の RCPB 範囲より過渡頻度、環境条件が厳しくないため、クラス 1 機器の ISI 検査で定められている検査頻度にて経年監視することが妥当と考えられる。よって、当該箇所の点検方法及び頻度については、クラス 1 機器の ISI 検査で定められている検査方法 (外面 PT) 及び検査頻度にて今後の検査を実施する。しかしながら、1/2PT を実施していないという点に鑑み、全数を検査対象とする。なお、今定検にて当該部位の外面 PT を実施したが欠陥は認められていない。

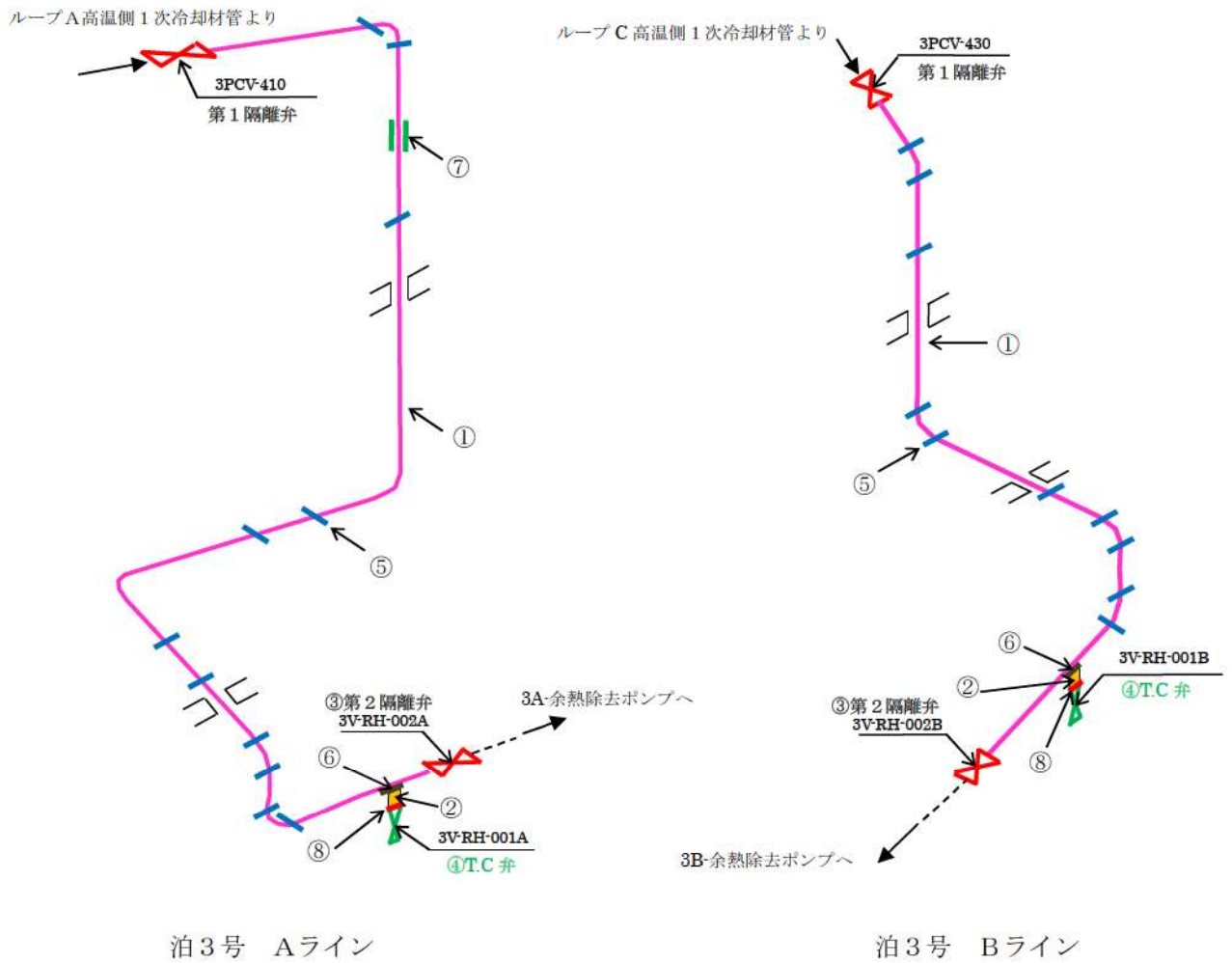


図4. 検査実施範囲

- <凡例>
- ①第1隔離弁から第2隔離弁間の配管（エルボ含む）
 - ②主配管とT.C弁間の管台
 - ③第2隔離弁
 - ④T.C弁
 - ⑤主配管の溶接継手
 - ⑥主配管と管台の溶接継手
 - ⑦主配管の支持部材取付け溶接継手
 - ⑧管台とT.C弁の溶接継手

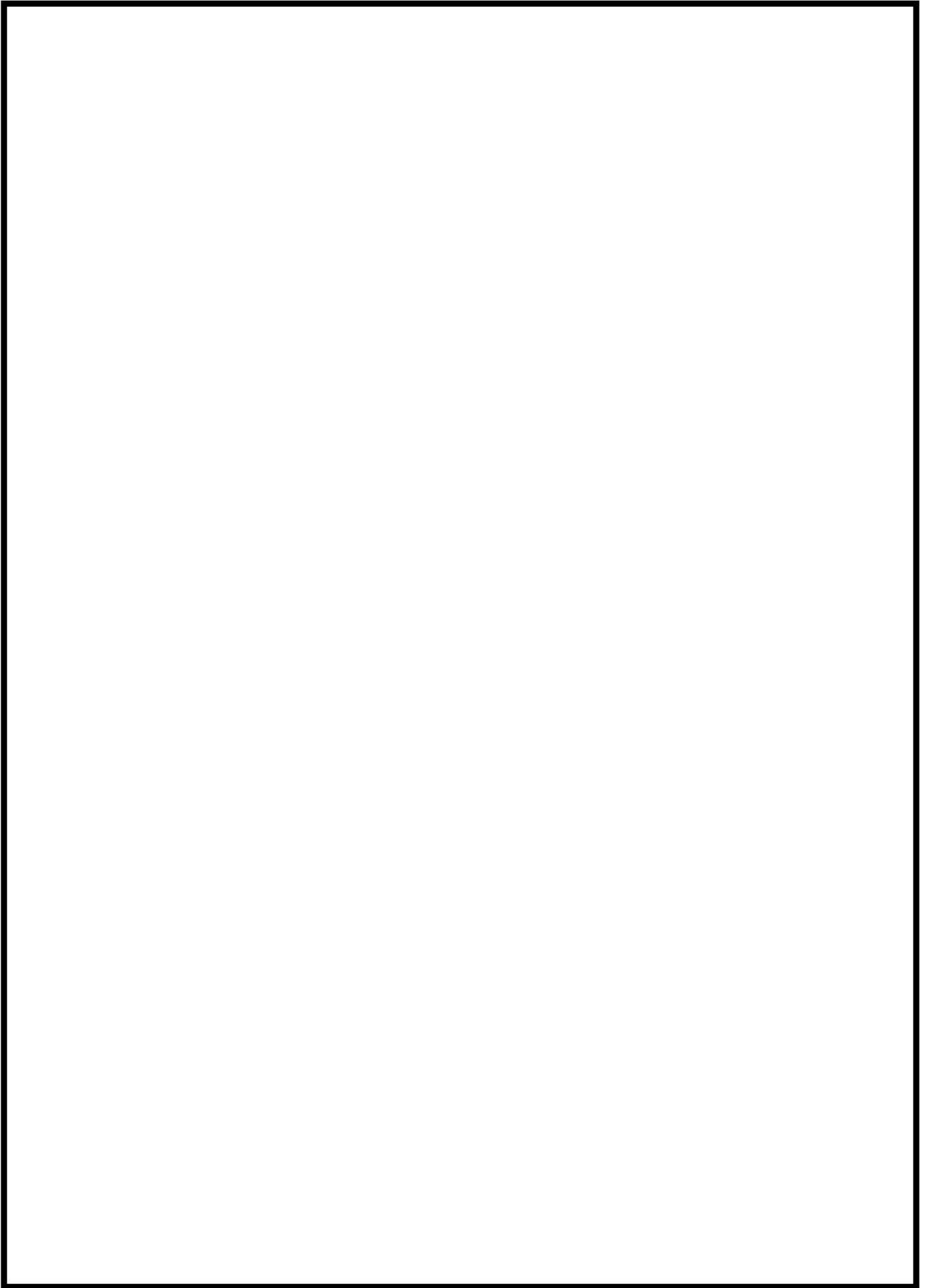



図5. 配管の製造プロセスフロー図

図6. 配管の据付プロセス（例）フロー図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

【参考】管台と母管との溶接継手について

(1) 当該箇所今後の点検の妥当性について

RCPB拡大範囲の枝管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PTを実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

a. 1/2PTの方法及び検査目的

1/2PTとは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施するものである。(図7参照)
検出される欠陥としては、表8に示すものがある。

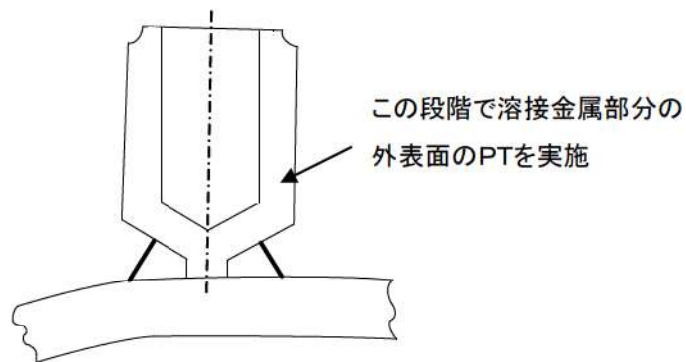


図7. 1/2PT概念図

表8. 検出される欠陥の種類

高温割れ	溶接部の凝固温度範囲、またはその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後、溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻き込み	溶接金属中または母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

b. 想定される内在欠陥の発生の可能性

表8の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

(a) 欠陥ごとに対する対策の観点

<高温割れ、低温割れ>

高温割れについては、その発生防止のためステンレス鋼の溶接金属には不純物(リン、硫黄)の含有量を低減するとともに、適切なデルタフェライトを含むような成

分設計としており、施工時においても高温割れ防止のため、溶接時の収縮ひずみ緩和の観点から層間温度の上限を管理していることから、高温割れの発生可能性は低い。

また、低温割れについては、主に炭素鋼や低合金鋼で発生が想定される欠陥であり、当該部材であるオーステナイト系ステンレス鋼においては、低温割れの発生はない。

<スラグ巻き込み、融合不良>

当該箇所は溶接検査対象であることから、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施することで、スラグ巻き込みや融合不良の原因となる多層盛りの層間でスラグ除去、開先及びビード境界面の溶解を実施している。また、溶接棒は吸湿により性能劣化するため、適切に管理された溶接棒を選定しており、施工法においてもクラス1と同等の要領であることから、スラグ巻き込み、融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

(b) 施工上の観点

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部※は穴あけ切削時に除去される（図8参照）。

従って、溶接による内部欠陥のリスクは低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接しやすいような作業環境、条件が確保されている工場で行っているため、欠陥発生のリスクは少なくなる。

※： 初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先形状が狭いことから他層に比べ溶接棒の操作性が悪く、溶接が困難。

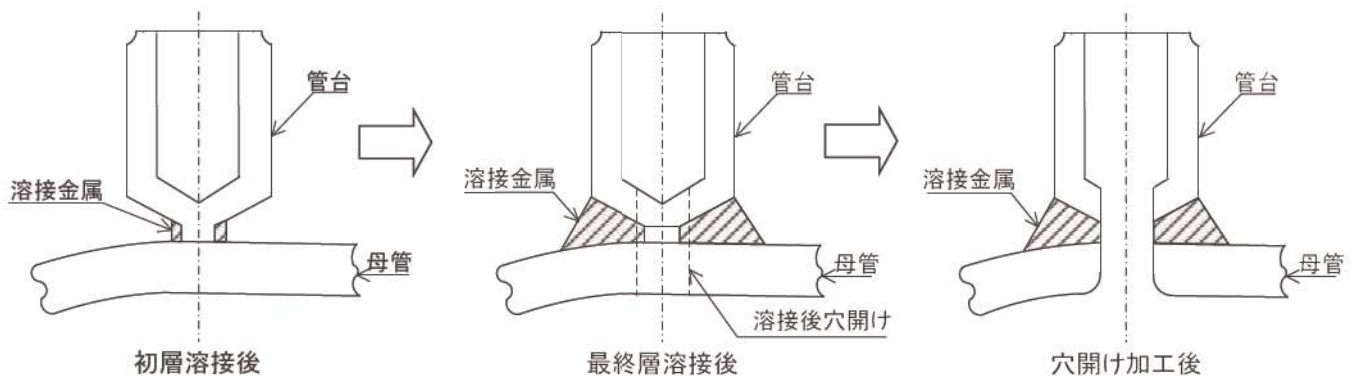


図8. 初層溶接部の除去

(c) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。

また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥の発生に対する予防措置を十分に講じている。

当該溶接部は、溶接検査において1/2PTの前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層PT検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2層位置でも同等の品質は得られていると考える。

表9. 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none">・高温割れの原因となる不純物(P、S)低減材の使用。・高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。・高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none">・低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。	無
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none">・多層盛りの層間でスラグ除去を実施。・第三者機関に認可された溶接士が行い、クラス1機器と同等の要領で施工している。	無
融合不良	<ul style="list-style-type: none">・開先や前ビードとの境界を溶かす作業を実施。・第三者機関に認可された溶接士が行い、クラス1機器と同等の要領で施工している。・作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。	無

表9の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考えがたい。

なお、過去のPWR実績にて当該箇所を起因とした損傷事例を調査したが、現時点では確認されておらず、この点からも内在欠陥を起点とした損傷の可能性は極めて小さいと考える。

(d) 1/2PT検査の代替検査の可否

RCPB拡大範囲の枝管の管台と母管の溶接継手については、1/2PT検査を実施していないが、代替検査として、UT検査(超音波探傷試験による体積検査)、RT検査(放射線透過試験による体積検査)の実施可否を検討した。

<UT検査>

以下の理由により、UTでは探傷できない。

- ・当該溶接部は管台溶接であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。(図9参照)
- ・母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。

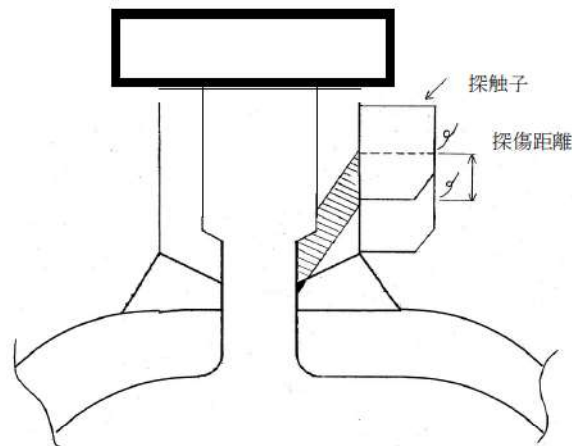


図9. UT直射探傷範囲図

<RT検査>

RTでは、試験部の放射線の透過厚さが均一であり、フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ、試験部にすきまなく設置することで、溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足したフィルムの撮影をすることができる。

上記を満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると、図10のとおりとなる。

しかし、この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さは均一でなく、またフィルムは狭隘形状のために試験部にすきまなく設置することができず、溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足したフィルムの撮影ができないため、適切なRTを実施することはできない。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

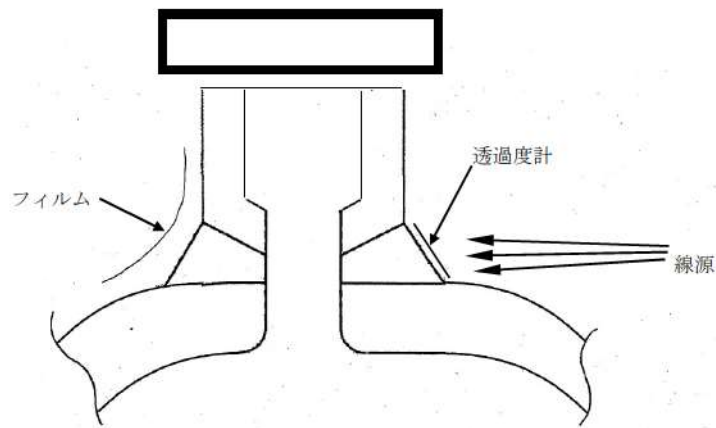


図 10. RT 検討図

c. 劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を表 10 に示す。

表 10. 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none"> 設計対策*を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けないが、余熱除去系統使用時に、軽微な圧力過渡を受ける。 また、多層盛りの溶接部であり、初層は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。 よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。 	低 (外面から)
SCC	<ul style="list-style-type: none"> 内部流体は管理された 1 次系水質のため、発生は考えがたい。 	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none"> 耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考えがたい。 	無
減肉	<ul style="list-style-type: none"> プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考えがたい。 	無

- ※：・当該部の 1 次冷却材管側にある第 1 隔離弁がプラント運転中閉止されているため、当該部は 1 次冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。
- ・当該管台に取り付けられている T、C 弁は、端部を固定していない構造であり、当該部は温度過渡に伴う応力が発生しにくい。
 - ・当該部は、振動源である余熱除去ポンプからの距離が十分離れており、同ポンプから直接振動を受けない。

表 10 に示すように、当該箇所には、損傷発生の可能性は極めて低いが、劣化モードとして、外面からの疲労を想定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ただし、当該部位は、プラント運転中は使用しない系統であり、従来のRCPB範囲よりも圧力・温度等の過渡を受けにくく、使用する際も従来のRCPBより低温、低圧環境である。

d. 点検方法及び点検頻度

表10の当該箇所の劣化モードの検討結果より、外面からの疲労を想定し、クラス1機器のISI検査で定められた外面からのPTを行なう。

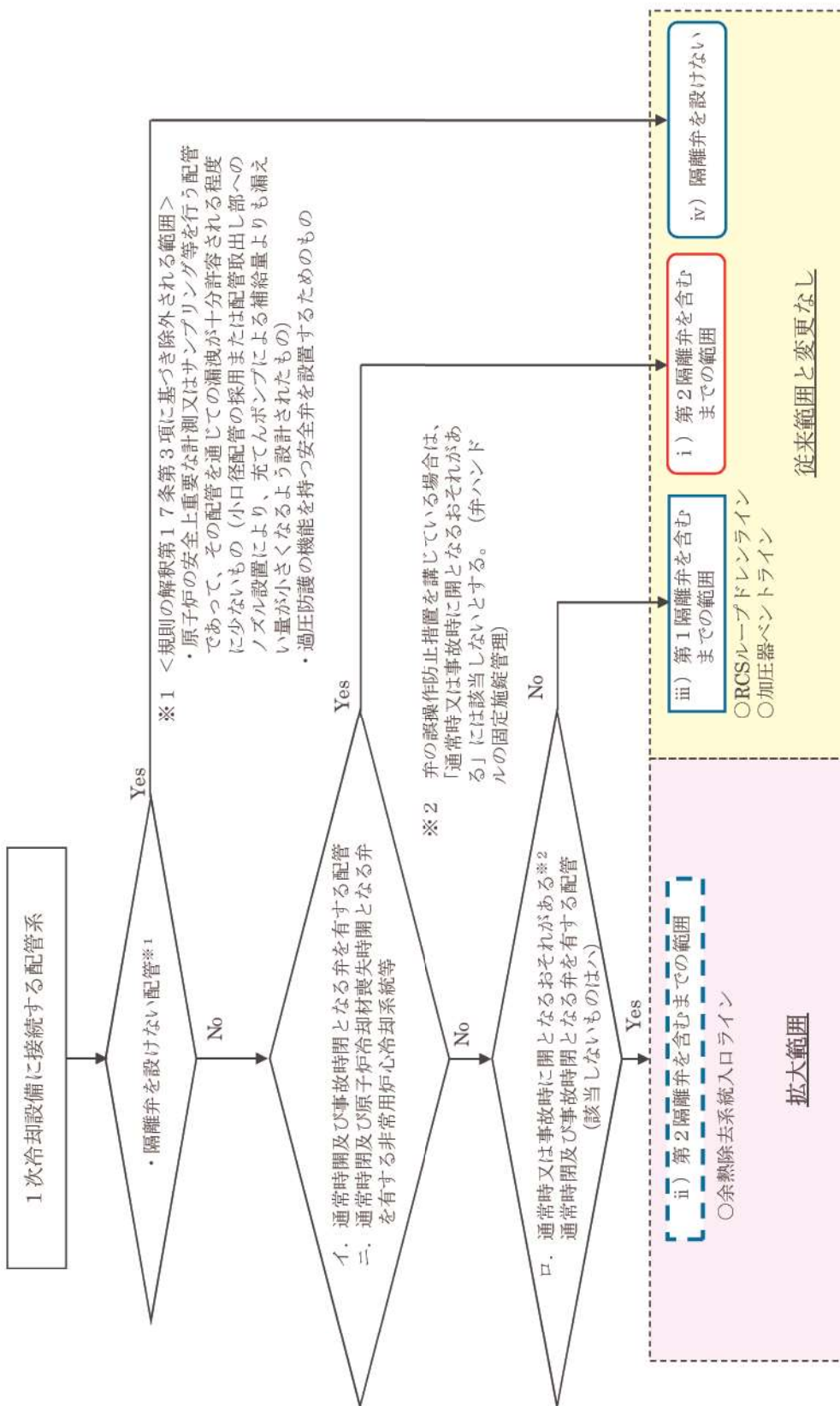
また、当該箇所は従来のRCPB範囲より過渡頻度、環境条件を考慮し、クラス1機器のISI検査で定められている検査頻度にて経年監視する。

e. 今後実施する点検

以上から、当該箇所の点検方法及び頻度については、クラス1機器のISI検査で定められている検査方法（外面PT）及び検査頻度にて今後の検査を実施する。

また、検査対象箇所は、クラス1機器のISI検査において、箇所数の25%が対象となる。当該箇所は1/2PTを実施していないことを踏まえ、全数を検査対象とする。

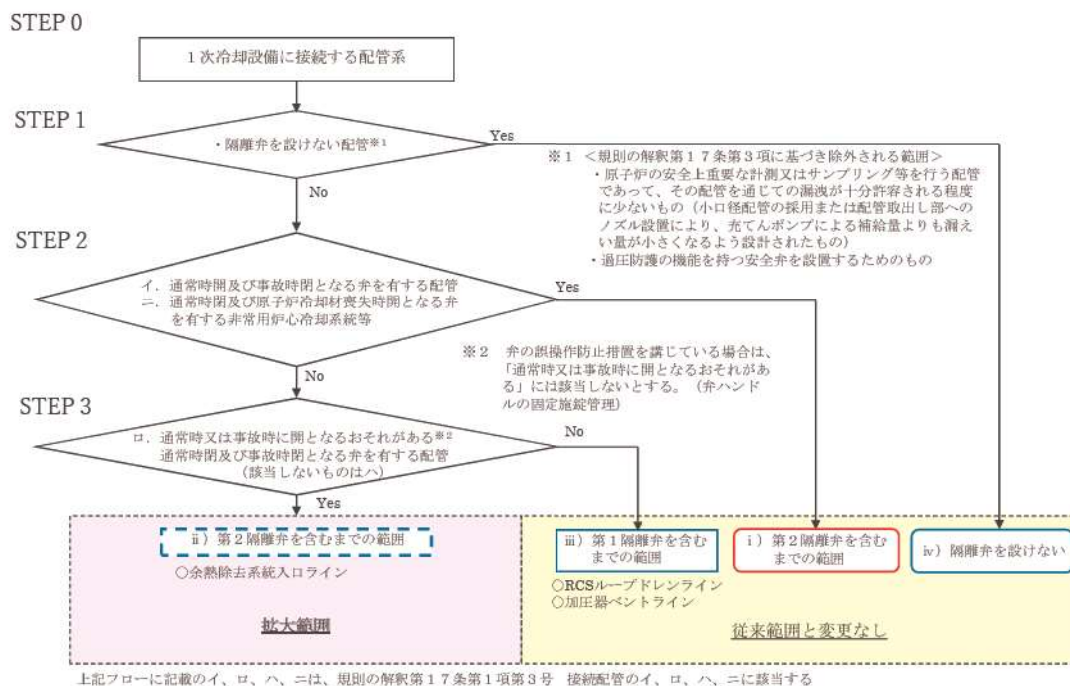
なお、今定検にて当該部位全数の外面PTを実施し、健全性を確認している。



上記フローに記載のイ、ロ、ハ、ニは、規則の解釈第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ハ、ニに該当する

原子炉冷却材圧力バウンダリ抽出フロー

原子炉冷却材バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



原子炉冷却材圧力バウンダリ抽出フロー

【抽出プロセス】

STEP 0（母集団の確認）

- ・設計図書を用いて、原子炉容器のノズルを抽出する。
- ・ノズルに接続されている配管を、配管装置図を用いて抽出する。
- ・第二隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径を確認する。

STEP 1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲）の抽出）

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの※、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

STEP 2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管の確認を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時間となる弁を有する非常用炉心冷却系等を抽出する。

STEP 3（拡大要否の検討）

・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時閉及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※ 弁の誤操作措置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとする（弁ハンドルの固定施錠管理）

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管について

泊 3 号炉における原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される小口径配管の考え方について、以下に示す。

「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第 17 条より、隔離弁を設けない配管として、「原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの」が規定されており、充てんポンプによる補給によって 1 次冷却系への冷却水の補給が十分可能なほど破断時の流出流量が少ない小口径配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外するものとしている。

先行 PWR プラントでは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管に、内径 9.5 mm の流量制限ノズルを設置することで、充てんポンプから 1 次冷却設備に充てんされる流量が、原子炉冷却材圧力バウンダリの 1 次冷却材が内径 9.5 mm の流量制限ノズルから流出する流量を上回るため、上述した除外規定に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管を、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外している。

泊 3 号炉においても、先行 PWR プラントと同様に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4 B 以下の小口径配管に、内径 9.5 mm の流量制限ノズルを設置することで、充てんポンプから 1 次冷却設備に充てんされる流量が、原子炉冷却材圧力バウンダリの 1 次冷却材が内径 9.5 mm の流量制限ノズルから流出する流量を上回るため、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 3/4B 以下の小口径配管を、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外している。

以下に、充てんポンプから 1 次冷却設備に充てんされる流量が、内径 9.5 mm の流量制限ノズルから原子炉格納容器へ流出する 1 次冷却材の流出流量を上回ることを説明する。

(1) 内径 9.5 mm の流量制限ノズルから原子炉格納容器へ流出する 1 次冷却材の流出流量
原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する内径 9.5 mm の流量制限ノズルから、1 次冷却材が流出する流量は、内径 9.5 mm の流量制限ノズル直後が破断した場合、式①で表される。

$$\begin{aligned}
 Q_{RCS} &= C d \times A \times \sqrt{\frac{2 \times g \times (P_1 - P_0)}{\gamma_{RCS}}} \times 3600 \quad \dots \textcircled{1} \text{ (注1)} \\
 &= 0.59 \times 7.09 \times 10^{-5} \times \sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times (161 \times 10^4 - 1 \times 10^4)}{754}} \\
 &= 30.7
 \end{aligned}$$

Q_{RCS}	: 流量制限ノズルからの流出流量 (m ³ /h)	
C_d	: 流量制限ノズルの縮流係数 (-)	=0.59 (注2)
A	: 流量制限ノズルの断面積 (m ²)	=7.09×10 ⁻⁵ (注3)
g	: 重力加速度 (m/s ²)	=9.8
P_1	: 1次冷却材圧力 (kg/m ² abs)	=161×10 ⁴ (注4)
P_0	: 原子炉格納容器圧力 (kg/m ² abs)	=1×10 ⁴ (注4)
γ_{RCS}	: 1次冷却材の比重量 (kg/m ³)	=754 (注5)
3,600	: m ³ /s から m ³ /h の単位換算係数	

(注1) 「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE.」(CRANE 社) より。

流出流量が大きくなるように考慮し、流体は液体の単層流とする。

(注2) 「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE.」(CRANE 社) A-20 表 SQUARE EDGE ORIFICE より。

(注3) 流量制限ノズルの断面積は以下のとおり求まる。

$$A = \pi / 4 \times D^2 = \pi / 4 \times 0.0095^2 = 7.09 \times 10^{-5}$$

A : 流量制限ノズルの断面積 (m²)

D : 流量制限ノズルの内径 (m) =0.0095

(注4) 流量制限ノズルの流出流量の算定には、流量制限ノズルの差圧が大きくなるように考慮し、1次冷却材圧力を 15.7 MPa (=161 kg/cm²abs) とし、原子炉格納容器圧力を大気圧 0.1 MPa[abs] (=1 kg/cm²abs) とする。

(注5) 流量制限ノズルの流出流量の算定には、1次冷却材の比重量が小さくなるように考慮し、無負荷運転時温度 286.1 °Cを用い、1次冷却材圧力 15.7 MPa と無負荷運転時温度 286.1 °Cにおける比重量 (754 kg/m³) を使用する。

以上より、内径 9.5 mm の流量制限ノズル直後が破断した場合、1次冷却材が流出する流量は、30.7 m³/h となる。なお、1次冷却材の流出流量 30.7 m³/h の重量流量は、以下のとおり、23.1×10³ kg/h である。

$$M = Q_{RCS} \times \gamma_{RCS} = 30.7 \times 754 = 23.1 \times 10^3 \text{ kg/h}$$

M : 流量制限ノズルからの流出する重量流量 (kg/h)

Q_{RCS} : 流量制限ノズルからの流出する流出流量 (m³/h) =30.7

γ_{RCS} : 1次冷却材の比重量 (kg/m³) =754

したがって、1次冷却材が 30.7 m³/h 流出するときの、必要充てん流量は、以下のとおり、23.2 m³/h となる。

$$Q_{CH} = M \times \gamma_{CH} = 23.1 \times 10^3 / 994 = 23.2 \text{ m}^3/\text{h}$$

Q_{CH} : 必要充てん流量 (m³/h)

M : 流量制限ノズルからの流出する重量流量 (kg/h) = 23.1 × 10³

γ_{CH} : 充てんラインの比重量 (kg/m³) = 994 (注6)

(注6) 圧力 17.7 MPa[abs]及び 54.4℃における比重量

(2) 充てんポンプの1次冷却設備への充てん能力

充てんポンプによる1次冷却系への補給量は充てんポンプ運転流量 47.8 m³/h - ミニマムフローライン流量 13.6 m³/h - 封水戻り流量 2.0 m³/h = 32.2 m³/h ≒ 32 m³/h となる。

以上より、充てんポンプから1次冷却設備への充てん流量は、内径 9.5 mm の流量制限ノズルから原子炉格納容器へ流出する1次冷却材の流出流量を上回る。

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に使用されている
フェライト系鋼に対する管理について

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第17条第1項第3号において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊靱性を有するものとするのが要求されている。泊3号炉においては、フェライト系鋼の脆性的挙動及び急速な伝播型破断の発生を防止するため、建設当時から告示501号等の技術基準の要求に従って、以下の管理を実施してきている。

○使用材料管理

適用規格基準：告示501号（昭和55年10月30日，最終改正平成15年7月29日）

管理事項：材料の選定，破壊靱性試験の実施及び素材段階での非破壊検査（体積検査，表面検査）の実施

○使用圧力・温度制限

適用規格基準：JEAC4206（2000）原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法

管理事項：起動・停止時，耐圧漏えい試験時の圧力・温度の制限

○使用期間中の監視

適用規格基準：JEAC4205（1986）軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査

管理事項：供用期間中検査での欠陥発生有無の確認

適用規格基準：JEAC4201（2000）原子炉構造材の監視試験方法

管理事項：監視試験による関連温度の管理

以上

泊発電所 3 号炉

技術的能力説明資料 原子炉冷却材圧力バウンダリ

17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

【追加要求事項】

17 条原子炉冷却材圧力バウンダリ

(設置許可基準規則 第 17 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。
- 四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。

(技術基準規則 第 14 条) 安全設備

- 2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。

(技術基準規則 第 15 条) 設計基準対象施設の機能

- 3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。

(技術基準規則 第 17 条) 材料及び構造

- 一 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。
- 八 クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。
- 十五 クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 容器、クラス 3 管、クラス 4 管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に定めるところによること。

(技術基準規則 第 18 条) 使用中の亀裂等による破壊の防止

- 2 使用中のクラス 1 機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。

(技術基準規則 第 19 条) 流体振動等による損傷の防止

- 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

(技術基準規則 第 27 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

- 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。

(技術基準規則 第 28 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等

- 2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。

(設置許可基準規則 第 17 条、技術基準規則 第 27 条、第 28 条)

- 一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。
- 二 変更なし 隔離装置である第 1 隔離弁の範囲から、第 2 隔離弁を含む範囲までに変更した。
- 三 変更なし オーステナイト系ステンレス鋼であり十分な破壊じん性を有している。また、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。
- 四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。
なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について漏えいを検出する方法に変更はない。

○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

接続配管のうち、通常時間、事故時間となる弁があるラインは、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

①余熱除去系統入口ライン ②RCS ループドレンライン ③加圧器ベントライン

このうち、①に設置している隔離弁については、第 1 隔離弁に、原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設けているが、中央制御室から遠隔操作する電動弁であり、開となるおそれが否定できないため、バウンダリ拡大範囲対象とする。また、②及び③については、施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤操作防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。

○バウンダリ範囲の拡大(①)

余熱除去系統入口ラインについては、第 1 隔離弁から第 2 隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

○弁の施錠管理(②及び③)

RCS ループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時間となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を実施する。

- (技術基準規則 第 14 条) 2
(技術基準規則 第 15 条) 3
(技術基準規則 第 17 条) 一、八、十五
(技術基準規則 第 18 条) 2
(技術基準規則 第 19 条)

上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改造を伴わないことから変更はない。

評価OK

運用による対応

設備による対応

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

【17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ】

対象項目	区分	運用対策等
バウンダリ範囲の拡大	運用・手順	—
	体制	—
	保守・点検	・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等については、適切に保守・点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
	教育・訓練	・原子炉冷却材圧力バウンダリに係る対象弁等の保守・点検に関する教育を適宜実施する。
弁の施錠管理	運用・手順	・RCSループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を実施する。
	体制	—
	保守・点検	—
	教育・訓練	・施錠管理に関する教育

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB24 r.5.0
提出年月日	令和4年10月7日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(設計基準対象施設等)

第24条 安全保護回路

令和4年10月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

24条：安全保護回路

<目次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合性
 - (1) 位置，構造及び設備
 - (2) 安全設計方針
 - (3) 適合性説明
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等（手順等含む）

2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について
 - 2.2 概要
 - 2.3 安全保護設備の物理的分離
 - 2.4 安全保護設備の機能的分離
 - 2.5 コンピュータウイルスによる被害の防止
 - 2.6 設計，製作，試験及び変更管理の各段階における検証及び妥当性確認
 - 2.7 物理的及び電氣的アクセスの制限
 - 2.8 安全保護設備の概要
 - 2.9 安全保護設備のソフトウェア変更管理
 - 2.10 耐ノイズ・サージ対策

3. 別紙
 - 別紙1 安全保護設備について，承認されていない動作や変更を防ぐための設計方針
 - 別紙2 今回の設置許可申請に関し，安全保護設備に変更を施している場合の基準適合性
 - 別紙3 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項
 - 別紙4 現場据付以降の作業時における，インサイダー等に対するセキュリティ対策
 - 別紙5 安全保護設備のシステムへ接続可能なアクセスについて
 - 別紙6 安全保護設備のセキュリティ対策に関する当社及び受注者の対応について
 - 別紙7 安全保護設備について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無
 - 別紙8 安全保護設備の検証及び妥当性確認について

4. 技術的能力說明資料
(別添資料) 安全保護回路)

< 概 要 >

1 . において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所 3 号炉における適合性を示す。

2 . において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3 . において、追加要求事項に適合するための技術的能力（手順等）を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条において，追加要求事項を明確化する（表 1）。

表1 設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条 要求事項

設置許可基準規則 第24条 (安全保護回路)	技術基準規則 第35条 (安全保護装置)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止システムその他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ 	<p>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。 二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。 三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離 	<p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第24条 (安全保護回路)	技術基準規則 第35条 (安全保護装置)	備考
<p>互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p> <p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p> <p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p> <p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</p> <p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</p> <p>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</p> <p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p> <p>七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p>	<p>変更なし</p> <p>追加要求事項</p> <p>変更なし</p> <p>変更なし</p>

<p>設置許可基準規則 第24条(安全保護回路)</p>	<p>技術基準規則 第35条(安全保護装置)</p>	<p>備考</p>
	<p>八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>	<p>変更なし</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1)位置，構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(3)その他の主要な構造

(i)本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(s)安全保護回路

安全保護回路は，運転時の異常な過渡変化が発生する場合において，その異常な状態を検知し，及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより，燃料要素の許容損傷限界を超えないとともに，設計基準事故が発生する場合において，その異常な状態を検知し，原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは，単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において，安全保護機能を失わないよう，多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは，それぞれ互いに分離し，それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

安全保護回路は，駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路の機能を果たす安全保護系のデジタル計算機は，不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに，ソフトウェアは設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

【説明資料 (2.1:P24 条-30,31) (2.2:P24 条 31) (2.3:P24 条-31,32) (2.4:P24 条-33) (2.5:P24 条-33) (2.6:P24 条-34-36) (2.7:P24 条-37) (2.9:P24 条-40)】

へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(1) 計装

(i) 核計装の種類

原子炉容器外周に設置した炉外核計装の中性子束検出器により、次の3領域に分けて中性子束を測定する。

中性子源領域	2チャンネル
中間領域	2チャンネル
出力領域	4チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

発電用原子炉施設の安全保護回路のプロセス計装として、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材流量・温度、蒸気発生器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力等の計測装置を設ける。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

(2) 安全保護回路

安全保護回路は、独立したチャンネルからなる多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「2 out of 4」方式等の回路を形成する。

安全保護回路の機能を果たす安全保護系は、原子炉停止回路の機能を果たす原子炉保護設備及びその他の主要な安全保護回路の機能を果たす工学的安全施設作動設備で構成し、マイクロプロセッサを用いる設計とする。

安全保護系は、計測制御系と機能的に分離した設計とする。また、安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合にも、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計とする。

安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1:P24 条-30, 31) (2.2:P24 条 31) (2.3:P24 条-31, 32) (2.4:P24 条-33) (2.5:P24 条-33) (2.6:P24 条-34-36) (2.7:P24 条-37) (2.9:P24 条-40)】

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉保護設備は、原子炉の安全性を損なうおそれのある状態が発生した場合、あるいは発生が予想される場合に、これを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉を自動的に緊急停止（トリップ）させる。

原子炉保護設備は、多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「2 out of 4」方

式等の回路を設け、次に示す信号により原子炉を自動的にトリップさせる。

- a. 中性子源領域中性子束高
- b. 中間領域中性子束高
- c. 出力領域中性子束高
- d. 出力領域中性子束変化率高
- e. 非常用炉心冷却設備作動
- f. 過大温度 ΔT 高
- g. 過大出力 ΔT 高
- h. 原子炉圧力高
- i. 原子炉圧力低
- j. 加圧器水位高
- k. 1次冷却材流量低
- l. 1次冷却材ポンプ電源電圧低
- m. 1次冷却材ポンプ電源周波数低
- n. タービントリップ
- o. 蒸気発生器水位低
- p. 地震加速度大

また、手動操作時及び原子炉保護設備の電源喪失時にも、原子炉はトリップする設計とする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

- a. 非常用炉心冷却設備の起動
 - 1次冷却材の確保あるいは過度の反応度添加を抑え、炉心の損傷を防止する。
 - ・原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - ・原子炉圧力異常低
 - ・主蒸気ライン圧力低
 - ・原子炉格納容器圧力高
- b. 主蒸気隔離弁の閉止
 - 主蒸気管破断時に、健全側の蒸気発生器からの蒸気流出を防ぎ、1次冷却系統の除熱能力を確保する。
 - ・原子炉格納容器圧力異常高
 - ・主蒸気ライン圧力低
 - ・主蒸気ライン圧力減少率高
- c. 原子炉格納容器スプレイの起動
 - 1次冷却系統の破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去のため、原子炉格納容器スプレイ設備を起動する。
 - ・原子炉格納容器圧力異常高

d. 主蒸気隔離弁以外の主要な原子炉格納容器隔離弁の閉止

1 次冷却材喪失事故及び原子炉格納容器内での主蒸気管破断事故後に放射性物質の放出を防止するため、原子炉格納容器の隔離弁を閉止する。

- ・非常用炉心冷却設備作動信号
- ・原子炉格納容器スプレイ作動信号

なお、手動操作で上記動作を行うことができる。

(2)安全設計方針

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.5 計測制御系統施設設計の基本方針

1.1.5.1 原子炉制御設備

運転及び制御保護動作に必要な中性子束、温度、圧力等を測定する

原子炉計装及びプロセス計装を設けるとともに、通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して自動的に原子炉を制御する原子炉制御設備を設ける。

1.1.5.2 監視警報装置

通常運転時に異常、故障が発生した場合は、これを早期に検知し所要の対策が講じられるよう中性子束、温度、圧力、放射能等を常時自動的に監視し、警報を発する装置を設ける。

また、誤動作・誤操作による異常、故障の拡大を防止し事故への進展を確実に防止するようインターロックを設ける。

1.1.5.3 原子炉保護設備

炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることのないよう異常状態へ接近するのを検知し、原子炉トリップを行うために原子炉保護設備を設ける。

原子炉保護設備は、多重性及び独立性を有する設計とし、機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能が妨げられない設計とするとともに、原子炉運転中に試験できる設計とする。また、原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断等においても最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）とする。

1.1.5.4 工学的安全施設作動設備

1 次冷却材喪失等の設計基準事故時に、炉心及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため、工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作動設備を設ける。工学的安全施設作

動設備は、原子炉保護設備と同様に高い信頼性が得られるよう設計する。

1.1.5.5 安全保護回路不正アクセス防止

安全保護系については、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-30, 31）（2.2：P24 条 31）（2.3：P24 条-31, 32）（2.4：P24 条-33）（2.5：P24 条-33）（2.6：P24 条-34-36）（2.7：P24 条-37）（2.9：P24 条-40）】

1.1.5.6 安全保護回路共用禁止

安全保護回路は2基以上の発電用原子炉施設間で共用しない設計とする。

(3) 適合性説明

第二十四条 安全保護回路

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

安全保護系には予想される各種の運転時の異常な過渡変化に対処し得る複数の原子炉トリップ信号及び工学的安全施設作動信号を設け、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇等の異常状態を検知した場合には、原子炉停止系統を作動させて原子炉を自動的に停止させるとともに、必要に応じて工学的安全施設作動設備により非常用炉心冷却設備を作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系の作動を自動的に開始させる設計とする。また、非常用炉心冷却設備の作動、原子炉格納容器隔離弁の閉止、原子炉格納容器スプレイ設備の作動等の工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計とする。

- (1) 原子炉は、以下の条件の場合にトリップする。

- a. 中性子源領域中性子束高
- b. 中間領域中性子束高
- c. 出力領域中性子束高
- d. 出力領域中性子束変化率高
- e. 非常用炉心冷却設備作動
- f. 過大温度 ΔT 高
- g. 過大出力 ΔT 高
- h. 原子炉圧力高
- i. 原子炉圧力低
- j. 加圧器水位高
- k. 1次冷却材流量低
- l. 1次冷却材ポンプ電源電圧低
- m. 1次冷却材ポンプ電源周波数低
- n. タービントリップ
- o. 蒸気発生器水位低
- p. 地震加速度大
- q. 手動

(2) 工学的安全施設は、以下のとおり作動する。

- a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致，原子炉圧力異常低，主蒸気ライン圧力低，原子炉格納容器圧力高のいずれかの信号による非常用炉心冷却設備の起動
 - b. 原子炉格納容器圧力異常高信号による原子炉格納容器スプレイ設備の起動
 - c. 原子炉格納容器圧力異常高，主蒸気ライン圧力低，主蒸気ライン圧力減少率高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉止
 - d. 非常用炉心冷却設備作動信号又は原子炉格納容器スプレイ作動信号による主蒸気隔離弁以外の主要な原子炉格納容器隔離弁の閉止
- なお，手動操作で上記動作を行うことができる。

第1項第3号について

安全保護系は，十分に信頼性のあるチャンネルにより原則として4チャンネルで構成し，機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても，その安全保護機能を失わないように，多重性を備えた設計とする。

具体的には次のとおりである。

- (1) 原子炉保護設備は，原子炉トリップ演算処理装置，トリップチャンネル，原子炉トリップ遮断器等で構成し，「2 out of 4」方式とする。原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは各々四つ設け，検出器は原子炉トリップ演算処理装置ごとに設ける。

原子炉トリップ演算処理装置は、安全保護回路のプロセス計装等からの信号を入力し、原子炉トリップ演算を実施する。この信号が設定値に達した場合、チャンネルトリップ信号を発信する。

トリップチャンネルは、各々四つの原子炉トリップ演算処理装置からの信号を入力し、二つ以上の原子炉トリップ演算処理装置の動作により原子炉トリップ信号を発信する。

各トリップチャンネルからの信号は、対応するトリップチャンネルに属する原子炉トリップ遮断器に入力され、二つ以上のトリップチャンネルが原子炉トリップ信号を発信した場合、原子炉がトリップする設計とする。

- (2) 工学的安全施設作動設備は、工学的安全施設作動演算処理装置、工学的安全施設作動装置等で構成し、「2 out of 4」方式とする。工学的安全施設作動演算処理装置は四つ、工学的安全施設作動装置は二つ設ける。

工学的安全施設作動演算処理装置は、安全保護回路のプロセス計装からの信号を入力し、工学的安全施設作動演算を実施する。この信号が設定値に達した場合、チャンネルトリップ信号を発信する。

工学的安全施設作動装置は、各々四つの工学的安全施設作動演算処理装置からの信号を入力し、二つ以上の工学的安全施設作動演算処理装置の動作により工学的安全施設作動信号を発信する。

- (3) 原子炉起動時等その安全保護機能を必要とする期間が短期間に限られる場合は、その短期間でのチャンネルの故障確率が小さいことから、原子炉保護設備のうち「中性子源領域中性子束高」及び「中間領域中性子束高」原子炉トリップは「1 out of 2」方式とする。

第1項第4号について

安全保護系は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系からも原則として分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を確保した設計とする。

具体的には次のとおりである。

- (1) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、各チャンネルごとに専用のケーブルトレイ等を設け、独立に安全系計装盤室の各盤に導く。各原子炉トリップ演算処理装置等は、各々独立の盤に設ける。
- (2) 安全保護系の電源は、相互に分離及び独立した無停電の計装用交流母線から、独立に供給する設計とする。

第1項第5号について

安全保護系は駆動源として電力を使用する。原子炉保護設備の原子炉トリップ遮断器の不

足電圧コイル等は、駆動源の喪失、系統の遮断等に対して原子炉をトリップさせる方向に作動する設計とする。工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失、系統の遮断等に対してフェイル・セイフとするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも、多重化された他の回路によって工学的安全施設を作動させることができる設計とする。

電源喪失時にフェイル・セイフとなる主要なものは次のとおりである。

- (1) 原子炉トリップ
- (2) 原子炉格納容器隔離弁閉（空気作動弁）

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動設備及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで発電用原子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

- (1) 安全保護系のデジタル計算機は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離し、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（一方向のみに通信を許可する装置等）を介して一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離する設計とする。
- (2) 安全保護系のデジタル計算機は、外部からの不正アクセスを防止するため、計算機固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
- (3) 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620-2008）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609-2008）」に準じて、検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
- (4) 不正な変更等による承認されていない動作や変更を防ぐため、発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電気的アクセスを制限する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-30,31）（2.2：P24条31）（2.3：P24条-31,32）（2.4：P24条-33）（2.5：P24条-33）（2.6：P24条-34-36）（2.7：P24条-37）（2.9：P24条-40）】

第1項第7号について

安全保護系は、計測制御系から分離した設計とする。

安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所に光変換カード又は絶縁増幅器を使用し、計測制御系で回路の短絡、開放等の故障が生じても安全保護系へ影響を与えない設計とする。

また、安全保護系と計測制御系とは電源、検出器及びケーブルルートを、原則として分離する設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御設備

6.3 プロセス計装

6.3.1 概要

プロセス計装は、発電用原子炉施設の適切かつ安全な運転のために必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備及び原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等の測定を行い、主要なパラメータは、中央制御盤で監視でき、必要なものは警報を発信する。

原子炉の停止及び炉心冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

(1) 安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

a. 多重性

安全保護回路のプロセス計装は、その系統を構成するチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

b. 独立性

安全保護回路のプロセス計装は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を確保した設計とする。

c. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の機能

安全保護回路のプロセス計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する設備の健全性を確保するために必要なパラメータについて、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内で監視できる設計とする。

さらに、運転時の異常な過渡変化時において、その異常な状態を検知し、原子炉をトリップさせ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

d. 設計基準事故時の機能

安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時において、その異常な状態を検知し、原子炉トリップ及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

e. 故障時の機能

安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計とする。

f. 不正アクセス防止

安全保護回路のプロセス計装は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

g. 計測制御系との分離

安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系とは機能的に分離した設計とする。安全保護系から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系に故障が生じて、安全保護系に影響を与えない設計とする。

h. 試験可能性

安全保護回路のプロセス計装は、原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各チャンネルの試験及び検査ができる設計とする。

i. 電源喪失に対する考慮

安全保護回路のプロセス計装の電源は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

j. 記録及び保存

安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位、原子炉冷却系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるように当該記録が保存できる設計とする。

k. 共用禁止

安全保護回路のプロセス計装は、2基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

(2) 安全保護回路以外のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の監視

安全保護回路以外のプロセス計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する設備の健全性を確保するために必要なパラメータについて、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内で監視、記録ができる設計とする。

b. 設計基準事故時の監視

安全保護回路以外のプロセス計装は、設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視でき、必要なものは記録できる設計とする。

c. 試験可能性

安全保護回路以外のプロセス計装は、試験及び検査ができる設計とする。

d. 電源喪失に対する考慮

安全保護回路以外の主要なプロセス計装の電源は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

e. 中央制御盤での監視

プロセス計装の主要なパラメータは中央制御盤で監視できるようにする。

6.3.3 主要設備

(1) 安全保護回路のプロセス計装

安全保護回路のプロセス計装は、検出器、デジタル演算処理装置等で構成する。安全保護回路のプロセス計装を第6.3.1表に示す。これらの計装は単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行ってもその安全保護機能を失わないように多重化されている。

デジタル演算処理装置はチャンネルごとに独立したラックに収納するとともに、検出器とラック間等の関連する配線も専用のケーブルトレイ等を設け、チャンネル相互間を物理的に分離する。

安全保護回路のプロセス計装の電源は、無停電の計装用交流母線からそれぞれ独立に給電することにより、チャンネル相互間を電氣的に分離する。

ラック及び配線は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

安全保護回路のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、光変換カード又は絶縁増幅器により両者の間を絶縁し、計測制御系に生じた短絡、地絡又は断線による故障が安全保護系に影響を与えることのないようにする。

【説明資料 (2.2 : P24条31) (2.3 : P24条-31, 32) (2.4 : P24条-33)】

これらの計装の機能をテストする場合には、検出器の出力信号回路に模擬入力を印加

することにより、規定の設定値において、必要な動作をすることを確認することができる。また、多重化した検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。

安全保護回路のプロセス計装のパラメータは中央制御盤で監視でき、発電用原子炉施設の適切かつ安全な運転ができる。

また、加圧器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力及び蒸気発生器水位については、設計基準事故時においても中央制御盤で監視できる。

(2) 安全保護回路以外のプロセス計装

安全保護回路以外のプロセス計装は、以下の計装により中央制御盤で監視できる。

また、設計基準事故時において事故の状態を知り対策を講じるのに必要なプロセス計装を第 6.3.2 表に示す。

a. 1 次冷却設備計装

1 次冷却設備計装は、1 次冷却材の温度・圧力・サブクール度、加圧器スプレイラインの温度、加圧器逃がしラインの温度、加圧器逃がしタンクの温度・圧力・水位、1 次冷却材ポンプの振動・軸受温度、原子炉容器水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

b. 化学体積制御設備計装

化学体積制御設備計装は、抽出ラインの圧力・温度・流量、体積制御タンクの圧力・水位、充てんラインの温度・流量、1 次冷却材ポンプ封水ラインの温度・流量、1 次系純水補給ラインの流量、ほう酸補給ラインの流量、ほう酸タンクの温度・水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

c. 主蒸気及び給水設備計装

主蒸気及び給水設備計装は、蒸気発生器水位（広域）、主蒸気及び主給水の圧力・温度・流量、補助給水流量、補助給水ピット水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

d. 燃料取替用水系計装

燃料取替用水ピット水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

e. 原子炉格納施設計装

原子炉格納施設計装は、格納容器スプレイ流量、格納容器内温度、格納容器再循環サンプル水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

f. 原子炉補機冷却水設備計装

原子炉補機冷却水設備計装は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

g. 原子炉補機冷却海水設備計装

原子炉補機冷却海水設備計装は、原子炉補機冷却海水母管圧力等を監視し、必要な

ものについては警報を発信する。

h. 制御用圧縮空気設備計装

制御用圧縮空気設備計装は、制御用空気圧力等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

i. 非常用炉心冷却設備計装

非常用炉心冷却設備計装は、蓄圧タンク圧力・水位、高圧及び低圧注入流量、燃料取替用水ピット水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

j. 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料ピットの水位及び水温の異常な状態を検知し、中央制御室に警報を発信する。

また、外部電源が利用できない場合でも水位、水温その他使用済燃料ピットの状態を示す事項を監視できる設計とする。

k. その他

上記のほかに、使用済燃料ピット水浄化冷却設備、放射性廃棄物廃棄設備、試料採取設備等のプロセス計装を設ける。

l. 記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

m. プラント計算機

中央制御盤による発電用原子炉施設の状態把握を補助するものとしてプラント計算機を設け、プラント性能計算、データの収集、記録等を行う。

6.3.4 主要仕様

安全保護系のプロセス計装を第 6.3.1 表、事故時監視が必要なプロセス計装を第 6.3.2 表に示す。

6.3.5 試験検査

プロセス計装は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験及び検査を行う。

- (1) 安全保護系のプロセス計装は原則として 4 チャンネルで構成し、1 つの測定パラメータに対して 4 チャンネルの検出器からの信号を入力する。これらの信号を使用し、“2 out of 4” の論理回路を構成しているため、原子炉運転中でも、任意の 1 チャンネルについて模擬入力を印加し、健全性を確認することができる。

この場合、残りのチャンネルの信号により、安全保護機能（原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備作動等）を維持することができる。

- (2) 多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認することができる。

6.3.6 評価

- (1) 安全保護系のプロセス計装は多重化されており、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失することはない。
- (2) 多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル間の分離、独立性を図るため、検出器は相互に距離を隔てて設置するとともに、チャンネルごとに独立した計器ラックに機器を収納している。電源及び配線についてもチャンネルごとに独立な構成としている。

また、計器ラック及び配線は、実用上可能な限り、難燃性又は不燃性材料を使用する設計としている。

- (3) 安全保護系のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、光変換カード又は絶縁増幅器により絶縁し、計測制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。
- (4) 安全保護系のプロセス計装は、電源の喪失又は系の遮断に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。
- (5) 安全保護系のプロセス計装は、原子炉運転中にも検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、規定の設定値において必要な動作がおこなわれることを確認できる。

また、検出器は、多重化されたチャンネル間の信号を相互比較することにより、原子炉運転中にも健全性が確認できる。

- (6) 安全保護系のプロセス計装及び安全保護系以外の主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置から給電される。

したがって、短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。また、非常用所内電源系のみでの運転下あるいは外部電源のみでの運転下で単一故障を仮定しても安全保護機能を失うことはない。

- (7) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、加圧器水位、1次冷却材の圧力、温度及び流量、原子炉格納容器圧力等は、予想変動範囲内での監視が可能である。

また、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータである原子炉格納容器圧力、温度等は、中央制御盤で監視できる。

特に、原子炉の停止状態は原子炉トリップ遮断器の開表示と1次冷却材のサンプリングによるほう素濃度の測定により、また、炉心の冷却状態は加圧器水位及び1次冷却材のサブクール度、圧力、温度等により監視あるいは推定できる。

- (8) プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で監視できる。

6.6 原子炉保護設備

6.6.1 概要

原子炉保護設備は、原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合、又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防

止するため、異常を検知し原子炉を自動的にトリップさせる。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する4チャンネルの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップ遮断器とで構成する。

6.6.2 設計方針

(1) 多重性

原子炉保護設備は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

(2) 独立性

原子炉保護設備は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

(3) 過渡時の機能

- a. 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。
- b. 原子炉保護設備は、制御棒クラスタの偶発的な連続引き抜きのような反応度制御設備のいかなる単一の誤動作に起因する急激な反応度投入が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

(4) 設計基準事故時の機能

原子炉保護設備は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉をトリップさせる設計とする。

(5) 故障時の機能

原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計とする。

(6) 計測制御系との分離

原子炉保護設備は、計測制御系とは機能的に分離した設計とする。安全保護系から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系に故障が生じて、安全保護系へ影響を与えない設計とする。

(7) 試験可能性

原子炉保護設備は、原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各チャンネルの試験及び検査ができる設計とする。

(8) 電源喪失に対する考慮

原子炉保護設備の電源は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

(9) 作動状況の確認

原子炉保護設備は、監視機能を設け作動状況が確認できる設計とする。

(10) 手動操作

原子炉保護設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動させることができる設計とする。

(11) 不正アクセス防止

原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-30, 31) (2.2 : P24 条 31) (2.3 : P24 条-31, 32) (2.4 : P24 条-33) (2.5 : P24 条-33) (2.6 : P24 条-34-36) (2.7 : P24 条-37) (2.9 : P24 条-40)】

(12) 共用禁止

原子炉保護設備は、2基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

6.6.3 主要設備

(1) 構成

原子炉保護設備は第 6.6.1 図に示すように、原子炉トリップ演算処理装置、トリップチャンネル、原子炉トリップ遮断器等で構成し、“2 out of 4”方式とする。また、原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは、多重化された四つのチャンネルで構成し、各チャンネルには自己診断機能を有するマイクロプロセッサを用いる。

原子炉トリップ演算処理装置は、安全保護回路のプロセス計装あるいは炉外核計装からの信号を入力し、原子炉トリップ演算を行い、信号が設定値に達した場合には、チャンネルトリップ信号を発信する。

トリップチャンネルは、各々四つの原子炉トリップ演算処理装置からの信号を入力し、二つ以上の原子炉トリップ演算処理装置がチャンネルトリップ信号を発信した場合には、原子炉トリップ信号を発信する。

原子炉トリップ遮断器は、トリップチャンネルごとにそれぞれ2台ずつ設けられ相互に接続された計8台構成とする。各原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは、原子炉運転中常に対応するトリップチャンネルから直流電源が供給され励磁しているため、原子炉トリップ遮断器は投入状態となっている。各トリップチャンネルからの原子炉トリ

ップ信号は、原子炉トリップ遮断器を投入している不足電圧コイルへの直流電源を遮断し、対応する原子炉トリップ遮断器2台を同時に開放する。すなわち、二つ以上のトリップチャンネルが原子炉トリップ信号を発信することにより各原子炉トリップ遮断器が開放し、制御棒制御装置への電源が遮断され、制御棒クラスタが重力で炉心に落下し、原子炉がトリップする。

原子炉保護設備の原子炉トリップ演算処理装置、トリップチャンネル及び原子炉トリップ遮断器の駆動源には、電力を使用する。これらは、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においてもフェイル・セイフとなり、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く。

また、原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは、マイクロプロセッサの故障に対してトリップ信号を発信する。

なお、原子炉保護設備は、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることが保証されたソフトウェアを使用する。

(2) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号は以下のものがあり、第7.4.1表及び第7.4.2図に示す。また、第7.4.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す。パーミッシブ信号は、原子炉停止時及び起動時において安全保護動作に適切なインターロックをかけるための信号である。

a. 中性子源領域中性子束高

原子炉停止時及び起動時の異常な原子炉出力上昇に対する原子炉保護のため、中性子源領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、中間領域中性子束がP-6の設定値以上では手動でブロックできる。

さらに、出力領域中性子束がP-10の設定値以上では自動的にブロックされる。

b. 中間領域中性子束高

原子炉停止時及び起動時の異常な原子炉出力上昇に対する原子炉保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がP-10の設定値以上では手動でブロックできる。

c. 出力領域中性子束高

通常の出力行時の過大出力に対する原子炉保護のため、出力領域中性子束高（高設定）の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

また、起動時等の低出力運行時の異常な原子炉出力上昇に対する原子炉保護のため、出力領域中性子束高（低設定）の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がP-10の設定値以上では手動でブロックできる。

d. 出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛び出し時の原子炉保護のため、出力領域中性子束増加率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

また、制御棒クラスタの落下時の原子炉保護のため、出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

e. 非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合には、原子炉をトリップさせる。

f. 過大温度 ΔT 高

過大温度 ΔT 高原子炉トリップには、過大温度 ΔT 高 (DNB防止) と過大温度 ΔT 高 (高温側配管沸騰防止) があり、前者は炉心をDNBから保護し、後者は高温側配管での1次冷却材の沸騰を防止する。

過大温度 ΔT 高 (DNB防止) 及び過大温度 ΔT 高 (高温側配管沸騰防止) の設定値は以下のとおりで“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

過大温度 ΔT 高 (DNB防止) 設定

$$=K_1 - K_2 \frac{1 + \tau_1 s}{1 + \tau_2 s} (T - T_0) + K_3 (P - P_0) - f(\Delta q)$$

過大温度 ΔT 高 (高温側配管沸騰防止) 設定

$$=K_4 - K_5 \frac{1 + \tau_3 s}{1 + \tau_4 s} (T - T_0) + K_6 (P - P_0)$$

ここで, s : ラプラス演算子

T : 1次冷却材平均温度

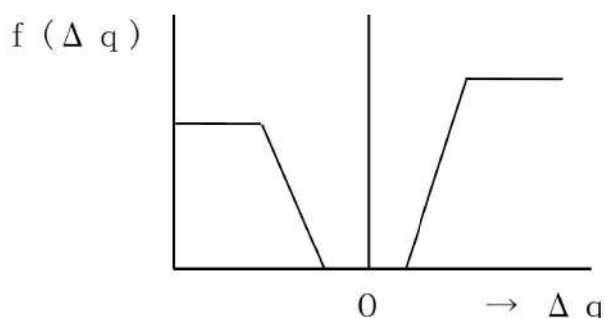
T₀ : 定格出力運転時の1次冷却材平均温度

P : 加圧器圧力

P₀ : 原子炉運転圧力

K₁ ~ K₆, τ₁ ~ τ₄ : 定数

f(Δq) : 炉外中性子束検出器 (出力領域用) 信号の上
半分(φ_t)と下半分(φ_b)の差の関数で、概略
を下図に示す。(Δq = φ_t - φ_b)



過大温度 ΔT 高 (DNB防止) 及び過大温度 ΔT 高 (高温側配管沸騰防止) による保護限界の代表例を第 6.6.3 図に示す。

g. 過大出力 ΔT 高

過大出力 ΔT 高原子炉トリップは、炉心の過大出力を防止する。

過大出力 ΔT 高の設定値は以下のとおりで“2 out of 4”信号で原子炉をトリッ

プさせる。

$$\text{過大出力 } \Delta T \text{ 高設定} = K_7 - \left[K_8 \frac{\tau_5 s}{1 + \tau_5 s} T \right] - [K_9(T - T_0)] - f(\Delta q)$$

ただし、[] で示した項は負の値にならないように零でリミットする。

ここで、s : ラプラス演算子

T : 1次冷却材平均温度

T₀ : 定格出力運転時の1次冷却材平均温度

K₇～K₉, τ₅ : 定数

f(Δq) : 過大温度 ΔT高と同じ

過大出力 ΔT高による保護限界の代表例を第 6.6.3 図に示す。

h. 原子炉圧力高

1次冷却設備の過圧防止のために、加圧器圧力高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

i. 原子炉圧力低

原子炉圧力が異常に低下した場合に、炉心での過度な沸騰を防止するため、加圧器圧力低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

j. 1次冷却材流量低

1次冷却材流量が低下した場合に、炉心をDNBから保護するため、各ループの1次冷却材流量低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では2ループ以上の1次冷却材流量低による原子炉トリップが自動的にブロックされる。また、出力領域中性子束がP-8の設定値以下では1ループのみの1次冷却材流量低による原子炉トリップが自動的にブロックされる。

k. 1次冷却材ポンプ電源電圧低

1次冷却材ポンプの電源電圧が低下した場合の1次冷却材流量の低下に対して、炉心をDNBから保護するため、2台以上の1次冷却材ポンプ電源電圧低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

l. 1次冷却材ポンプ電源周波数低

1次冷却材ポンプの電源周波数が低下した場合の1次冷却材流量の低下に対して、炉心をDNBから保護するため、2台以上の1次冷却材ポンプ電源周波数低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

m. タービントリップ

タービントリップ時の1次冷却材の温度及び圧力の過度の上昇を避けるため、タービン非常遮断油圧低の“2 out of 4”信号又は主蒸気止め弁4個の閉で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

n. 蒸気発生器水位低

蒸気発生器の水位が異常に低下した場合には、1次冷却設備から2次冷却設備への除熱能力の喪失に対する保護のため、各蒸気発生器の水位低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

o. 加圧器水位高

加圧器の満水を防止するため、あるいは原子炉圧力高原子炉トリップの後備として、加圧器水位高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

p. 地震加速度大

地震に対する保護のため、水平方向加速度大の“2 out of 4”信号又は鉛直方向加速度大の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

q. 手動

中央制御盤の原子炉トリップスイッチ2個のうちいずれか1個を操作すれば、原子炉はトリップする。

(3) 原子炉トリップ時のインターロック

原子炉がトリップした場合には、蒸気タービン及び発電機をトリップさせる。発電機のトリップは、1次冷却材流量確保のため一定時間後とする。

また、1次冷却設備の過冷却を防止するため、原子炉トリップと1次冷却材平均温度低の一致により、主給水制御弁及び主給水バイパス制御弁を全閉させる。

(4) 監視機能

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、以下のような監視機能を設ける。

また、原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

a. 警報

原子炉保護設備で使用する安全保護系のプロセス計装あるいは炉外核計装からの信号が警報設定値に達し、論理回路が作動した場合には、発電用原子炉施設が通常の運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御盤に警報を発信する。

また、多重チャンネル構成を有するチャンネルトリップ信号は、1チャンネルでも動作すればパーシャルトリップ警報を発信する。

b. 状態表示

多重チャンネル構成を有するチャンネルトリップ信号は、各チャンネルごとに中央制御盤に作動状態を表示できる。

6.6.4 主要仕様

原子炉保護設備の主要仕様を第 6.6.1 表及び第 6.6.1 図に示す。

6.6.5 試験検査

原子炉保護設備は、その機能の健全性を確認するため、定期的に緊急しゃ断のための性能検査及び緊急しゃ断検査を行う。

- (1) 原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは4チャンネルで構成しているため、原子炉運転中でも、中性子源領域中性子束高及び中間領域中性子束高を除く任意の1チャンネルについて、模擬入力による原子炉トリップ演算処理装置の設定値確認及びトリップチャンネルの論理回路の作動確認を行うことができる。

この場合、残りの原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルにより、安全保護機能（原子炉トリップ）を維持することができる。

- (2) 原子炉トリップ遮断器は四つのトリップチャンネルごとに設け、原子炉運転中でも、任意の一つのトリップチャンネルについて、テストスイッチ操作により原子炉トリップ遮断器が開放することを確認することができる。

この場合、残りの原子炉トリップ遮断器により、安全保護機能（原子炉トリップ）を維持することができる。

6.6.6 手順等

- (1) 安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用する。
- (2) 発電所への出入りについては、出入管理方法を定め運用する。
- (3) 安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。
- (4) 適切に保守管理を行うとともに、故障時においては補修を行う。
- (5) 保守管理や盤の施錠管理、出入管理、パスワード管理等の管理手順に関する教育を実施する。

【説明資料（別添）】

6.6.7 評価

(1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路及び原子炉トリップ遮断器には多重性を持たせている。すなわち、原則として“2 out of 4”で構成される論理回路は、連絡ケーブルをも含めて4チャンネル構成としている。

これらのチャンネルは、電氣的、物理的に分離しているため、単一のチャンネルの

故障で保護機能を失うことはない。

(2) 独立性

原子炉保護設備は、相互干渉が起こらないように、物理的、電氣的に独立性を持たせている。すなわち、論理回路、原子炉トリップ遮断器、連絡ケーブル等は供給電源（直流 2 母線、無停電電源 4 母線）を含めて独立な構成としている。

(3) フェイル・セーフ

原子炉保護設備を構成するリレー、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは常時励磁状態とし、駆動電源の喪失、系の遮断に対して原子炉保護動作をとる方向に作動するよう設計している。

(4) 運転中試験

原子炉保護設備は、論理回路及び原子炉トリップ遮断器に関し、プラント運転中にも試験ができる設計としている。

論理回路は、テストスイッチを操作して、各チャンネルの双安定回路のリレーをトリップ状態にする等の方法により、正常に動作したことを確認できる。

なお、原子炉トリップ遮断器の動作テストは、“2 out of 4” ロジック構成のため、チャンネルごとに実動作テストを行うことができる。

(5) 手動操作

必要な場合、手動でも原子炉保護動作を行えるように、中央制御盤に原子炉トリップスイッチを 2 個設け、いずれか 1 個のスイッチ操作により原子炉トリップ信号を発生することができる。

(6) 作動状況の確認

原子炉保護設備の作動状況は、警報、表示灯、炉外核計装等により確認することができる。

(7) 不正アクセス防止

原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-30, 31) (2.2 : P24 条 31) (2.3 : P24 条-31, 32) (2.4 : P24 条-33) (2.5 : P24 条-33) (2.6 : P24 条-34-36) (2.7 : P24 条-37) (2.9 : P24 条-40)】

6.7 工学的安全施設作動設備

6.7.1 概要

工学的安全施設作動設備は、原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の公衆の安全を確保するための設備を作動させる。

6.7.2 設計方針

(1) 多重性

工学的安全施設作動設備は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

(2) 独立性

工学的安全施設作動設備は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

(3) 過渡時の機能

工学的安全施設作動設備は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

(4) 設計基準事故時の機能

工学的安全施設作動設備は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉トリップ及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

(5) 故障時の機能

工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計とする。

(6) 計測制御系との分離

工学的安全施設作動設備は、計測制御系とは機能的に分離した設計とする。安全保護系から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系に故障が生じても、安全保護系へ影響を与えない設計とする。

(7) 試験可能性

工学的安全施設作動設備は、原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各チャンネルの試験及び検査ができる設計とする。

(8) 電源喪失に対する考慮

工学的安全施設作動設備は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

(9) 作動状況の確認

工学的安全施設作動設備は、監視機能を設け作動状況が確認できる設計とする。

(10) 手動操作

工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動で

き運転員の手動操作を期待するものは容易に操作可能な設計とする。

また、手動操作に必要な情報及びその操作が正しく行われたことを示す情報が、明確に表示できる設計とする。

(11) 不正アクセス防止

工学的安全施設作動設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-30, 31) (2.2 : P24 条 31) (2.3 : P24 条-31, 32) (2.4 : P24 条-33) (2.5 : P24 条-33) (2.6 : P24 条-34-36) (2.7 : P24 条-37) (2.9 : P24 条-40)】

6.7.3 主要設備

(1) 構成

工学的安全施設作動設備は第 6.7.1 図に示すように、工学的安全施設作動演算処理装置、工学的安全施設作動装置等で構成する。工学的安全施設作動演算処理装置は多重化された四つのチャンネル及び工学的安全施設作動装置は 2 系列化された工学的安全施設に各々対応した作動装置で構成し、自己診断機能を有するマイクロプロセッサを用いる。

工学的安全施設作動演算処理装置は、安全保護回路のプロセス計装からの信号を入力し、工学的安全施設作動演算を行い、信号が設定値に達した場合には、チャンネルトリップ信号を発信する。

工学的安全施設作動装置は、各々四つの工学的安全施設作動演算処理装置からの信号を入力し、二つ以上の工学的安全施設作動演算処理装置がチャンネルトリップ信号を発信した場合には、工学的安全施設作動信号を発信する“2 out of 4”方式とする。

工学的安全施設作動設備の工学的安全施設作動演算処理装置及び工学的安全施設作動装置の駆動源には、電力を使用する。これらは駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、フェイル・セーフとなるか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になり、この現状維持の場合でも、多重化された他の装置によって安全保護動作を行うことができる。

なお、工学的安全施設作動設備は、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることが保証されたソフトウェアを使用する。

(2) 作動信号

6.7.6 手順等

安全保護系の手順については、「6.3.6 手順等」に示す。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第1項第六号にて要求されている『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』に対して，安全保護回路の機能を果たす安全保護系のデジタル計算機である安全保護設備（原子炉安全保護盤，工学的安全施設作動盤，安全系現場制御監視盤）は，下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限する。電氣的アクセスについては，安全保護設備の盤を施錠管理しており，また，保守ツールの接続箇所は施錠管理された盤内で常時物理的に切り離しており，ソフトウェア変更等の不正行為が実施できない構造となっていることにより，管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護設備の信号は，安全保護設備→ゲートウェイ→防護装置 []
[]*1) →データ収集計算機→防護装置 []*2) を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護系からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及び保守ツールの接続箇所は施錠管理された盤内で常時物理的に切り離すことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置 []*1 等) を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限している。また，ソフトウェア変更手順を定めることで，ウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを含む管理されないソフトウェアの変更を防止している。

(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護設備は，「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用している。

安全保護設備は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なソフトウェアへのアクセス制限対策として入域制限及び現場作業での鍵管理，また，保守ツールの接続箇所は施錠管理された盤内で常時物理的に切り離していることにより，関係者以外の不正な変更等を防止している。

また，安全保護設備は，供給者独自のハードウェアを使用した，専用のデジタル計

[] 内の内容は機密事項に属しますので公開できません。

算機であり、不要な機能は有していない（別紙7参照）。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護設備は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、盤へ入線する電源受電部や外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

通信ラインのケーブルは光ケーブルを適用し、サージの影響を防止する設計としている。また、安全保護設備は、開発検証時において耐ノイズ／サージに対する耐性を確認している。（ノイズ・サージ試験／準拠規格 JIS C 61000-4-4，電波障害試験／参考規格 JIS C 61000-4-3 等）

※1 ハードウェアレベルで一方向のみ通信を許可する装置

※2 通信状態を監視し送信元，送信先及び送信内容を制限することにより，目的外の通信を遮断する装置

2.2 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第1項第六号にて要求されている「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。」に対して、デジタル化している安全保護設備（原子炉安全保護盤，工学的安全施設作動盤，安全系現場制御監視盤）は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

2.3 安全保護設備の物理的分離

安全保護設備は，盤の施錠等により，許可された者以外にはハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離している。例えば，安全保護設備にはUSBポートを設けないことで，USBメモリーの使用による不正アクセスその他の被害を防止している。

安全保護設備から計測制御系などへのデータ伝送には光信号を用いており，光変換カードによって電気信号を光信号に変換して送信することで，物理的分離及び電気的分離を行っている。

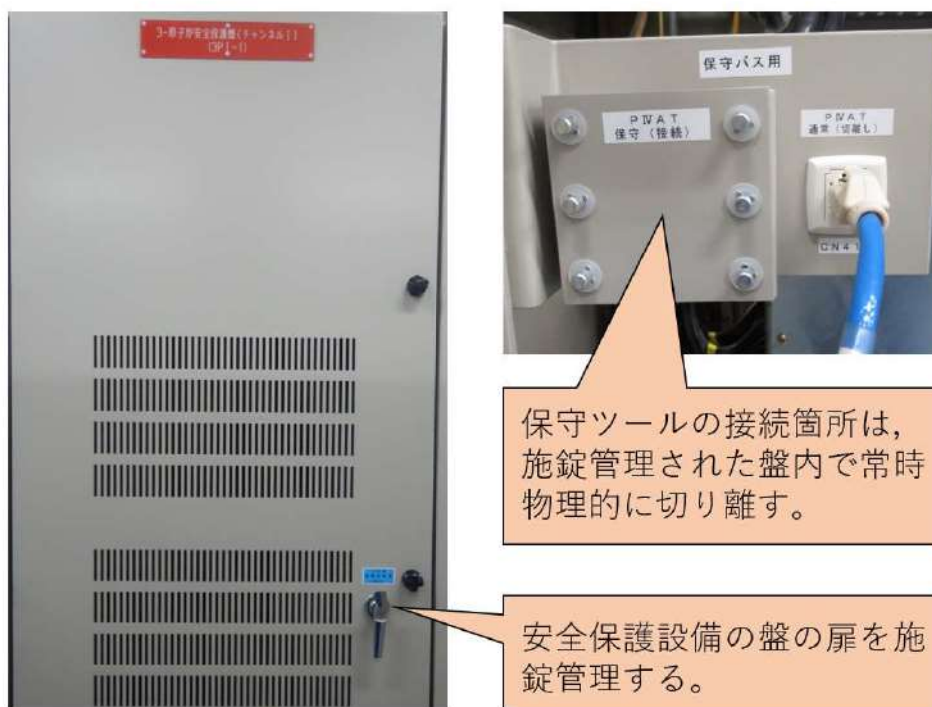


図1 安全保護設備の物理的対策

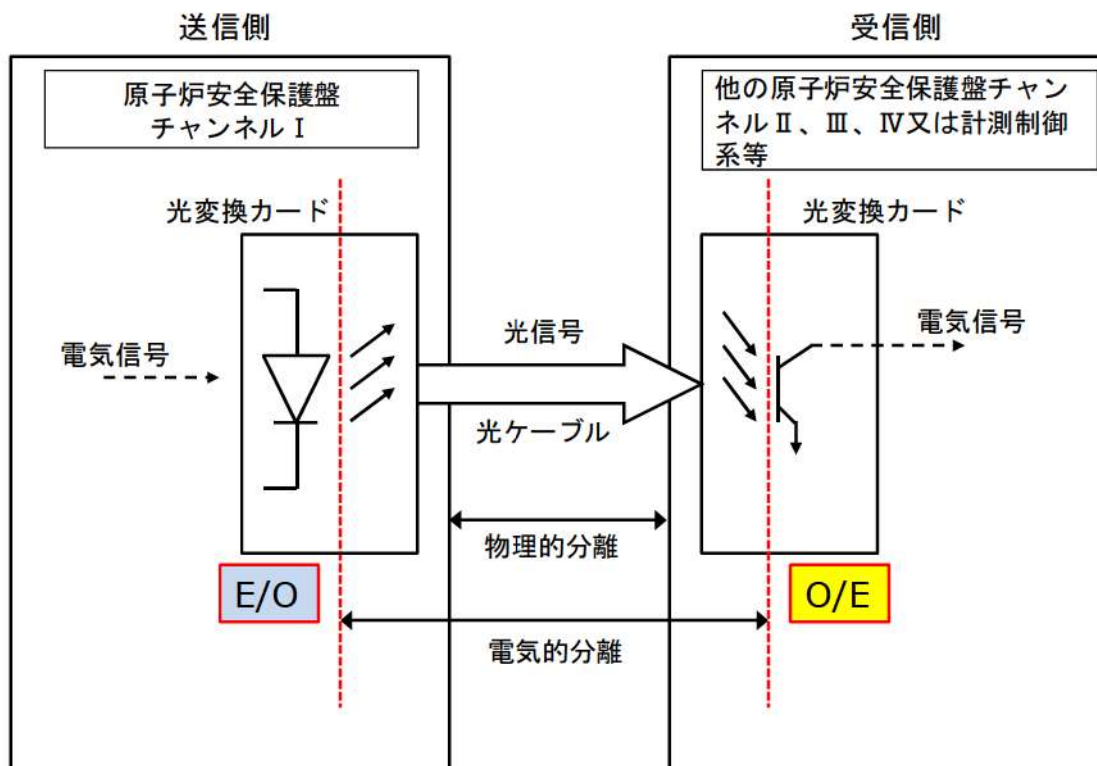


図2 光通信における分離概念図

2.4 安全保護設備の機能的分離

安全保護設備の信号を外部へ伝送する場合は、外部ネットワークと直接接続せず、防護装置（一方方向のみに通信を許可する装置等）を介し介した一方方向通信に制限し、ハードウェアレベルで外部からの信号を受信しないことで、機能的分離を行っている。

2.5 コンピュータウイルスによる被害の防止

安全保護設備は、固有のプログラム及び言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに、保守以外のソフトウェアへの不要なアクセス制限対策としてパスワード管理等によって関係者以外の不正な変更等を防止している。また、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で後述する検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用している。

さらに、ウイルスの侵入防止対策および内部脅威者対策も含め、当社の原子力施設に係る情報システムへの妨害行為又は破壊行為を防止するため、「情報システムセキュリティ計画」を策定し、所要の措置を講じるとともに、同措置によりセキュリティが確保されていることを定期的に確認することとしている。

準拠規格

「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」

(JEAC4620-2008)

項目	確認項目
調達に係る対策	
システムの構成に係る対策	
システムの構成要素に係る対策	
アクセスの制御に係わる対策	
パスワードに係わる対策	
バックアップに係わる対策	
媒体に係わる対策	
セキュリティチェック	

表1 情報システムセキュリティ計画の概要

出典元：泊発電所 情報システムセキュリティ計画

内の内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.6 設計、製作、試験及び変更管理の各段階における検証及び妥当性確認

安全保護設備は、工場製作段階から以下の品質保証活動に基づくライフサイクルプロセスにおける各段階での検証と妥当性確認を適切に行うことで高い信頼性を実現している。

安全保護設備の検証及び妥当性確認について別紙-8に示す。

安全保護設備のプログラムは、工場製作段階から以下の想定脅威に対する対策及び品質保証活動に基づくライフプロセスにおける各段階での検証と妥当性の確認等を調達管理に関する規程に基づき適切に行うことで、高い信頼性を実現している。

準拠規格

「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」

(JEAC4620-2008)

「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」

(JEAG4609-2008)

現場据付以降の作業におけるインサイダー等に対するセキュリティ対策について別紙4に、安全保護設備のシステムへ接続可能なアクセスについて別紙5に示す。

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	
内部脅威	設備の脆弱性	
	不正ソフトウェア利用	
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	
	作業環境からの不正アクセス	
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	

表2 ソフトウェアのウイルス侵入対策（想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷））

内の内容は機密事項に属しますので公開できません。

段階	内容	対策
設計プロセス	安全保護設備に対するプラントの要求事項から、ソフトウェアの設計仕様を作成する。	
製作プロセス	安全保護設備ソフトウェア設計要求仕様から安全保護設備で実現するためのプログラムを作成する。	
試験プロセス	安全保護設備に対して、ハードウェアを統合し、その統合したシステムが設計要求どおり製作されていることを試験により確認する。	
装荷プロセス	安全保護設備を発電所に搬入・装荷し、本設備のソフトウェアの復元が妥当であることを確認する。(工場出荷時の状態に復元されていること。)	
変更プロセス	安全保護設備のソフトウェアの変更が生じた場合、変更仕様を決定し、変更を行うライフサイクルプロセスから、変更の実施内容に応じて必要とされる各々のプロセスを順次実施。	

表3 ライフプロセスの各段階での対策

内の内容は機密事項に属しますので公開できません。

安全保護設備のデジタル化にあたっては、システムの設計、製作、試験、変更管理の各段階で、建設時は「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する指針」(JEAG4609-1999)に基づき検証及び妥当性確認を実施し、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC4620-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008)に改定されてからは、これらに基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、当社は供給者による検証及び妥当性確認の各段階において、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用していることを確認している。

導入後の変更についても、下記フロー図のシステム要求事項から試験まで、導入時と同様に検証項目の検証1～妥当性確認までを実施している。

また、当社も各段階において確実に実施されていることを確認するとともに、導入後の変更においても、同様の管理を行っている。

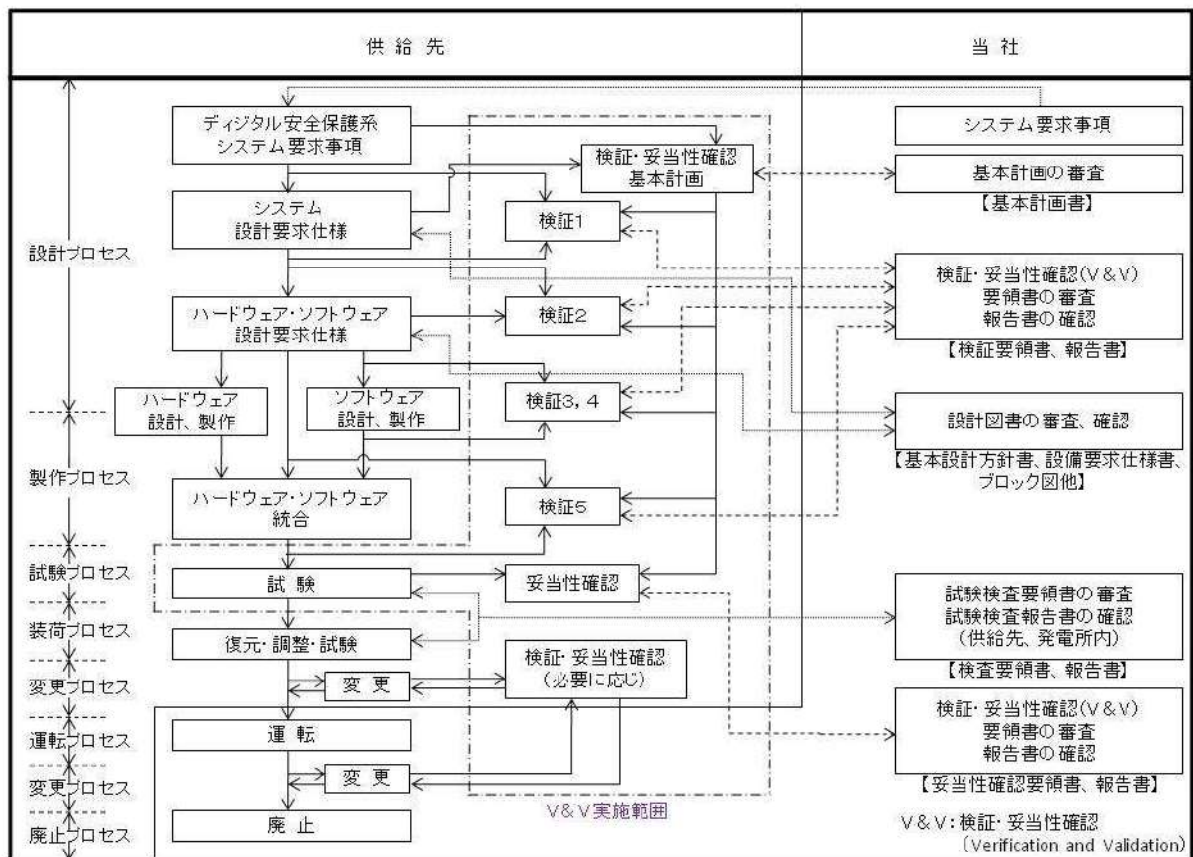


図3 安全保護設備の検証及び妥当性確認

検証項目	検証内容
検証1	システム設計要求仕様検証 安全保護系システムへの要求事項が正しく設備の基本設計方針書に反映されていることを検証
検証2	ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様検証 基本設計方針書の要求事項が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求図書に反映されていることを検証
検証3	ソフトウェア設計検証 ソフトウェアの設計要求図書が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証
検証4	ソフトウェア製作検証 ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証
検証5	ハードウェア・ソフトウェア統合検証 ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認

表4 検証項目と検証内容

2.7 物理的及び電氣的アクセスの制限

発電所への入域に対する出入管理及び、安全保護設備に対する盤の施錠と貸出管理等により、物理的アクセスを制限している。加えて、原子炉安全保護計装盤扉を開放した場合は中央制御室に警報が発信するため、不正侵入等の物理的アクセスを防止することができる。また、安全保護設備のシステムへのパスワード管理等により、電氣的アクセスも制限している。以上の物理的及び電氣的アクセスの制限により、管理されないソフトウェアの変更を防止している。なお、盤扉を開放した場合は中央制御室に警報が発信し、パスワードは定期的に変更されている。

安全保護設備は、外部ネットワークと直接接続は行っておらず、外部システムと接続する必要があるデータ等については、安全保護設備に設けた光変換カードにより電氣的に分離しているとともに、ソフトウェアを送信ソフトウェアのみとすることで、信号の流れが安全保護設備からデータ収集計算機へ信号を送信するのみの一方向となっている。また、安全保護設備とデータ収集計算機との間に設けた防護装置 により、ハードウェアレベルで信号の流れが安全保護設備から信号を送信するのみの一方向となっている。また、データ収集計算機と外部システムとの間には、防護装置 を介して接続している。また、安全保護設備は、ソフトウェア変更を以降 2.8 に示すとおりに管理することで、ウイルスの侵入を含む管理されないソフトウェアの変更を防止している。



内の内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.8 安全保護設備の概要

安全保護設備は、デジタル計算機で構成している。安全保護設備の構成を図5に示す。

原子炉安全保護盤は、プロセス信号（検出器からの信号）を処理、監視するとともに、設定値との比較を行い、原子炉停止信号及び工学的安全施設作動に係わる信号を原子炉トリップ遮断器盤及び工学的安全施設作動盤へ発信する設備である。

安全保護設備は、チャンネル毎及びトレン毎に盤筐体に収納し、他の各チャンネル間、トレン間及び計測制御系などとは物理的分離、機能的分離を行っている。システム構成機器又はチャンネルの単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、安全保護機能を喪失することがないように多重性を有する設計としている。

また、誤信号発生等による誤動作・誤不動作を防止するため、原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備は、基本的に「2 out of 4」方式とし、工学的安全施設を作動させる検出器は、多重性を持った構成とする。安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブルルートを原則として分離する設計とする。計測制御系のケーブルを安全保護系のケーブルと同じケーブルルートに敷設した場合には、安全保護系のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護系の計装配管として設計する。

安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所には光変換カード又は絶縁増幅器を使用し、計測制御系で回路の短絡、開放等の故障が生じても安全保護系へ影響を与えない設計とする。

また、安全保護設備には自己診断機能を設け、故障の早期発見が可能な設計とし、運転中に常時、装置の健全性を確認する設計としている。ウイルス等の起因事象に関係なく、システムに不具合等があれば中央制御室に警報が発信する。

なお、今回の設置許可申請に関する改造工事で安全保護設備に変更を施していないことを別紙2のとおり確認した。

また、安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、泊3号炉の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を確認した結果、反映不要であることを別紙3のとおり確認した。

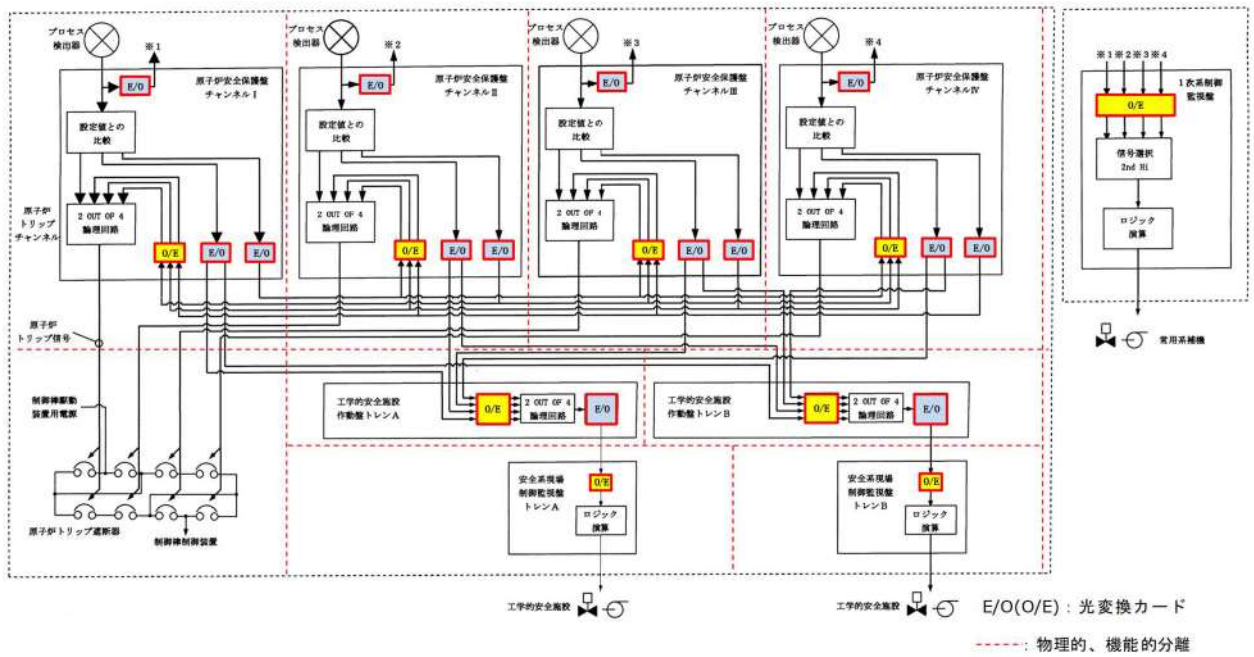
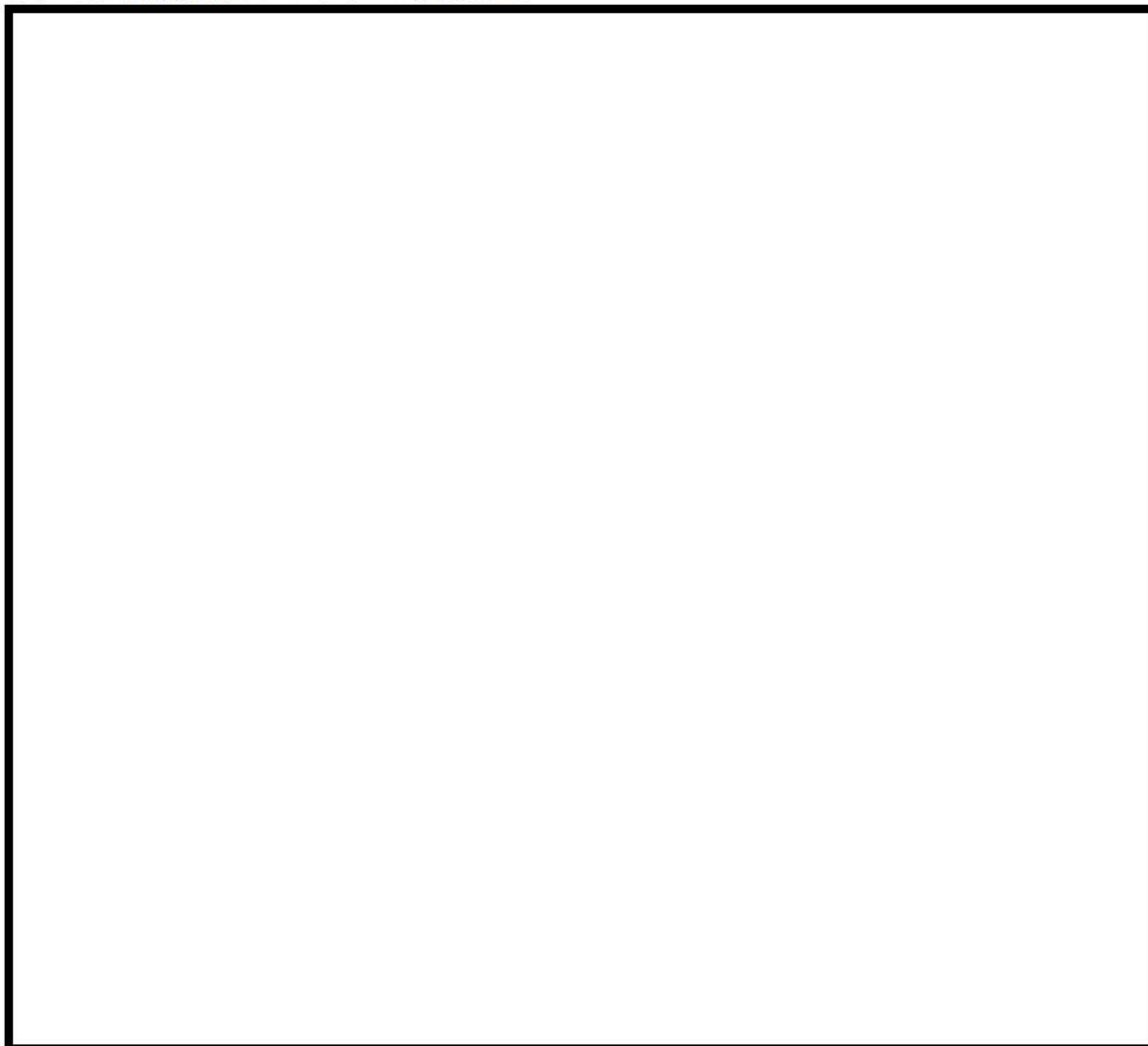


図5 安全保護設備の構成

2.9 安全保護設備のソフトウェア変更管理



□内の内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.10 耐ノイズ・サージ対策

安全保護設備は、雷・誘導サージ・電磁波障害などによる擾乱に対して、電源ラインへのラインフィルタの設置、現場との入出力回路への絶縁回路の設置、通信ラインにおける光ケーブルを適用している。

また、開発検証時に耐ノイズ／サージに対する耐性を確認している。

(ノイズ・サージ試験／準拠規格 JIS C 61000-4-4、電波障害試験／参考規格 JIS C 61000-4-3 等)

上記 2.1～2.10 に示す安全保護設備のセキュリティ対策における実効性の担保にあたり、当社及び安全保護設備に関する設計、工事の受注者が実施している管理内容について別紙 6 に示す。

別紙1 安全保護設備について、承認されていない動作や変更を防ぐための設計方針

安全保護設備はデジタル計算機で構成されており、承認されていない動作や変更を防ぐ措置として、以下を実施している。

安全保護設備の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（別紙 1-1 図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。

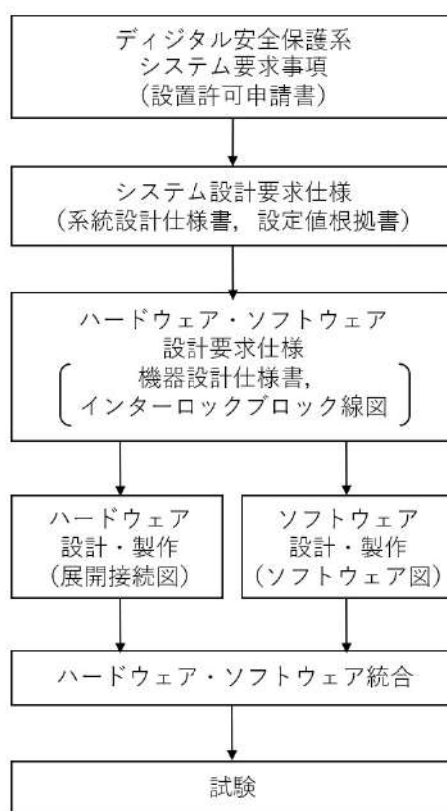
安全保護設備のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行う。

改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護設備が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。

なお、中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。

安全保護設備の盤の扉に施錠を行い、許可された者以外のソフトウェアの変更等の行為を防止している。

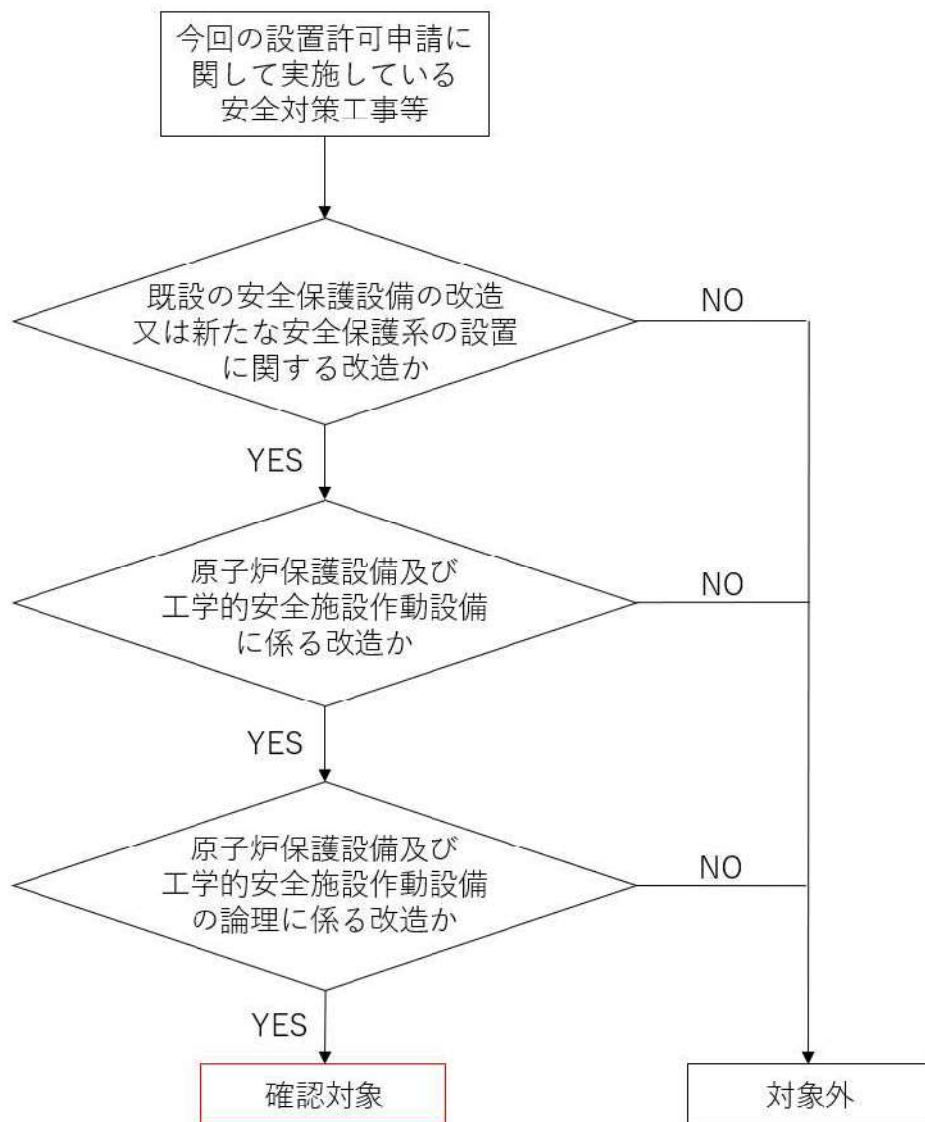
安全保護設備に係る現場作業を実施する際は、中央制御室にて発電課長（当直）の許可を得て、発電課長（当直）の管理する鍵を借用する必要がある、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



別紙 1-1 図 安全保護設備の設計・製作・試験の流れ（例）

別紙2 今回の設置許可申請に関し、安全保護設備に変更を施している場合の基準適合性

2011年3月以降に実施している安全性向上対策工事のうち、安全保護設備の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。別紙2-1図の抽出フローに基づき抽出した結果、原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備の論理に係る改造は抽出されなかった。



別紙2-1図 安全保護設備の論理に係る改造抽出フロー

別紙3 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、泊3号炉の安全保護設備の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり抽出した。

(1)過去の不具合事例の抽出

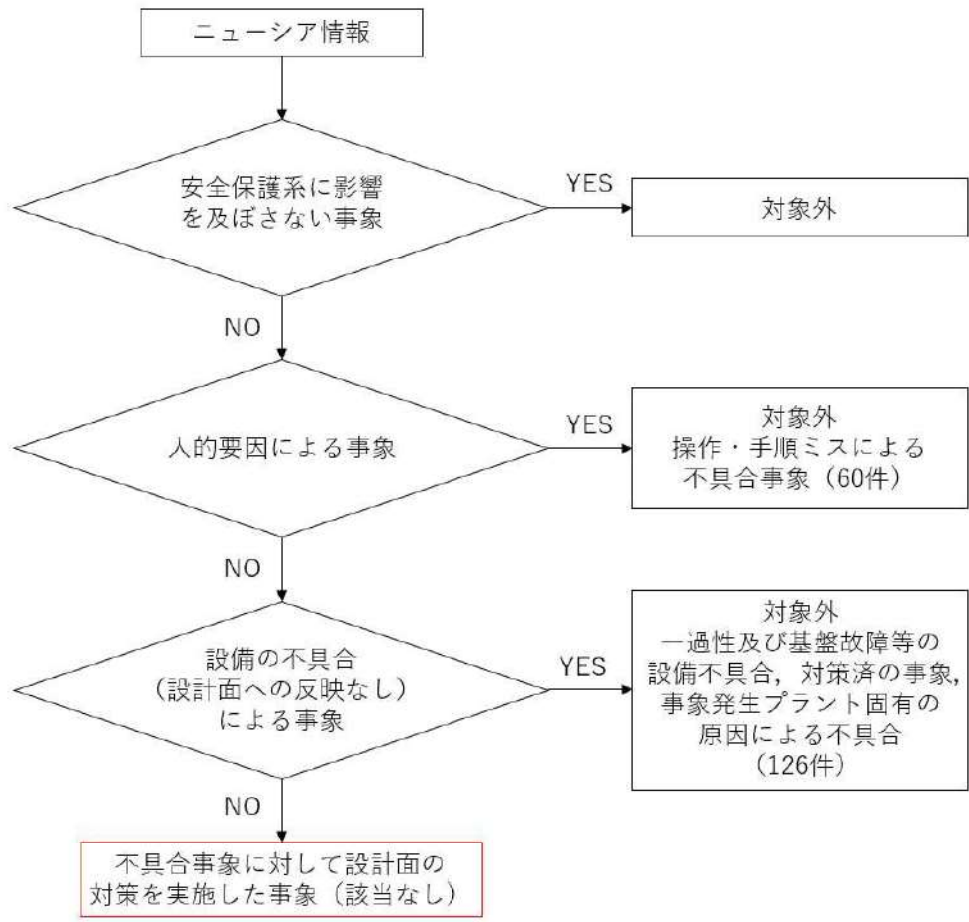
安全保護設備の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く。）

(2)反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、別紙3-1 図及び別紙3-1 表に基づき抽出した結果、泊3号炉の安全保護設備の設計面へ反映すべき事項は抽出されなかった。

なお、今後新知見等が得られれば、設計面への反映を検討していく。



別紙 3-1 図 設計面へ反映すべき事項の抽出フロー

別紙 3-1 表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス, 作業手順のミス等	作業手順, 作業管理等の人的要因によるものであり, 設計面へ反映すべき事項ではない。
設備への不具合 (設備面への反映なし) による事象	計器・部品の単品故障, 一過性故障, 偶発故障, 既に自社で対策済の事象等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であること, 又は対策済であるため, 設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因による事象	事象発生プラント固有の原因によるものであり, 泊発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。

参考 1

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において、柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で発生した落雷によるスクラム事象は、原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

泊発電所 3 号炉における安全保護系のケーブルは、建屋内に集約されており、原子炉建屋外壁埋設となっていないため、上記事象はプラント固有の原因と判断し、設計面へ反映が必要となる事象の抽出フロー（別紙 3-1 図）により反映不要としている。

なお、安全保護系を含む重要安全施設に対する落雷影響については、6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（別添資料 1 「補足資料 14 落雷影響評価について」）において評価し、機能が損なわれないことを確認している。

別紙4 現場据付以降の作業時における、インサイダー等に対するセキュリティ対策

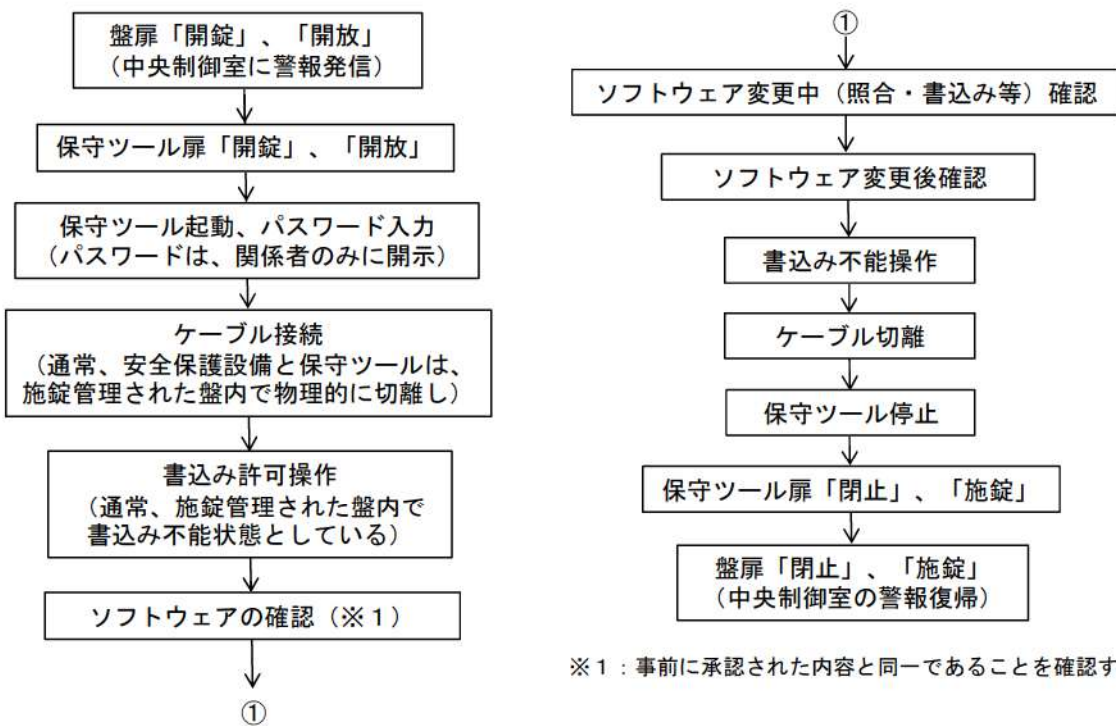
安全保護設備について、以下の対策を実施する。

(1)作業管理

- a. 安全保護設備に係る現場作業実施の際には、中央制御室にて発電課長（当直）の許可を得て、運転責任者の管理する鍵を借用する必要がある。
- b. 安全保護設備の点検作業は、当社が承認した作業要領書に基づき行う。また、安全保護設備を構成する機器は不正に取り外した場合には警報が発生する。
- c. 当社が承認した作業要領書にて作業を実施しており、作業後に当社が承認されていない変更がないことを確認している。

別紙5 安全保護設備のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護設備は、専用のデジタル計算機であり、不要な機能は有しておらず、汎用のソフトウェアやハードウェアを使用していない。また、保守ツールの接続箇所は、施錠管理された盤内で常時物理的に切り離しており、ソフトウェア変更は以下の手順（別紙 5-1 図）で実施することで、管理されないソフトウェアの変更を防止している。



別紙 5-1 図 安全保護設備に係るソフトウェア変更手順

別紙6 安全保護設備のセキュリティ対策に関する当社及び受注者の対応について

安全保護設備のセキュリティ対策における実効性の担保に当たっては、機器の設計・製作については、当社の設計管理プロセスにより受注者の実施内容を管理している。また、機器への物理的アクセス（出入管理・鍵管理）については、当社が定めた社内手順に従い管理している。

別紙6-1 表 安全保護設備のセキュリティ対策に関する当社及び受注者の対応 (1/3)

対策		発電所の出入管理	当社の実施内容	受注者※1の実施内容	
1. 物理的及び電氣的アクセスの制限対策【2.1(1), 2.3, 2.7, 2.9】	発電所の出入管理	発電所の出入管理を実施	発電所の出入管理を社内手順に定め実施	左記手順に従い実施	
	・ 盤の施錠管理 ・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し	・ 盤の施錠管理 ・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し	・ 盤の施錠管理 ・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し	・ 盤の施錠管理 ・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し	左記手順に従い実施
2. ハードウェアの物理的・機能的分離【2.1(2), 2.4, 2.7, 2.9】	・ 安全保護設備の信号は防護装置を介して外部に伝送 ・ 信号は一方のみ(安全保護設備から発信)で、外部からの信号を受信しない設計	・ 安全保護設備の信号は防護装置を介して外部に伝送 ・ 信号は一方のみ(安全保護設備から発信)で、外部からの信号を受信しない設計	・ 安全保護設備の信号は防護装置を介して外部に伝送 ・ 信号は一方のみ(安全保護設備から発信)で、外部からの信号を受信しない設計	・ 安全保護設備の信号は防護装置を介して外部に伝送 ・ 信号は一方のみ(安全保護設備から発信)で、外部からの信号を受信しない設計	当社が提示する調達要求仕様に従い機器の設計管理を実施※3
	・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し 防護装置・一方向通信により外部からのデータ書き込み機能を設けない設計	・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し 防護装置・一方向通信により外部からのデータ書き込み機能を設けない設計	・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し 防護装置・一方向通信により外部からのデータ書き込み機能を設けない設計	・ 保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し 防護装置・一方向通信により外部からのデータ書き込み機能を設けない設計	左記手順に従い実施 当社が提示する調達要求仕様に従い機器の設計管理を実施※3
3. 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策【2.1(3), 2.4, 2.7, 2.9】	ソフトウェア変更管理	ソフトウェア変更管理	ソフトウェア変更管理を社内手順に定め実施	左記手順に従い実施	

別紙 6-1 表 安全保護設備のセキュリティ対策に関する当社及び受注者の対応 (2/3)

対策		当社の実施内容	受注者※1の実施内容
4. システムの導入段階, 更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策【2.1(4), 2.3, 2.5, 2.6, 2.7, 2.9, 別紙5, 8】	安全保護設備のソフトウェアは, JEAC4620, JEAC4609 に準じた管理 固有のプログラム言語の使用, 不要な機能を設けない設計 発電所の出入管理	機器の設計管理プロセス※2により 受注者の実施内容を管理 機器の設計管理プロセス※2により 受注者の実施内容を管理 発電所の出入管理を社内手順に定め実施	当社が提示する調達要求仕様に従い 機器の設計管理を実施※3 当社が提示する調達要求仕様に従い 機器の設計管理を実施※3 左手順に従い実施
	・保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し ・現場作業時の鍵管理	鍵管理を社内手順に定め実施	左手順に従い実施
5. 耐ノイズ・サージ対策【2.1(5), 2.10】	ノイズ対策の実施	機器の設計管理プロセス※2により 受注者の実施内容を管理	当社が提示する調達要求仕様に従い 機器の設計管理を実施※3
	不正アクセス等の被害を受けない構成 発電所の出入管理	機器の設計管理プロセス※2により 受注者の実施内容を管理 発電所の出入管理を社内手順に定め実施	当社が提示する調達要求仕様に従い 機器の設計管理を実施※3 左手順に従い実施
6. 安全保護設備の設計【2.8, 別紙1】	現場作業時の鍵管理	鍵管理を社内手順に定め実施	左手順に従い実施

別紙 6-1 表 安全保障設備のセキュリティ対策に関する当社及び受注者の対応 (3/3)

対策	対策	当社の実施内容	受注者※1の実施内容
<p>7. 想定脅威に対する対策【2.6, 別紙4】</p>	<p>(1)工場制作・出荷段階 ・外部脅威に対する対策(外部からの侵入)</p>	<p>機器の設計管理プロセス※2により受注者の実施内容を管理</p>	<p>防護装置()による社外からの侵入防止対策</p>
	<p>・内部脅威に対する対策(不正ソフトウェア, 改ざん, 不正アクセス等) ・人的要因(知識不足による情報漏えい等) (2)現場据付以降 ・現場作業時の鍵管理 ・機器取り外し時の警報発生 ・作業要領書に基づく点検 ・保守ツールの接続箇所を施錠管理された盤内で常時物理的に切り離し ・現場作業時の鍵管理</p>	<p>具体的には、調達時に受注者に対し、不正アクセス対策, ウイルス対策, 不正プログラム対策, 教育等の情報セキュリティ対策を要求し, 実施状況を確認。</p>	<p>ソフトウェアは、受注者独自のソフトウェア言語にて構築, 作業専用端末のインストール管理, 作業専用端末による作業, 作業専用エリアへの作業関係者のみの入域管理 左手順に従い実施</p>
<p>8. 物理的分離・電気的分離【2.8】</p>	<p>電源・ケーブル等の物理的分離, 光変換器, 絶縁増幅器の使用</p>	<p>鍵管理を社内手順に定め実施 機器の設計管理プロセス※2により受注者の実施内容を管理</p>	<p>当社が提示する調達要求仕様に従い機器の設計管理を実施※3 左手順に従い実施 当社が提示する調達要求仕様に従い機器の設計管理を実施※3</p>

- ※1 受注者とは、安全保護設備に関する設計、工事を受注する者を指す。
- ※2 事業者の設計管理
機器の設計・製作に当たっては、以下により管理するプロセスを構築している。
 - ①業務の計画段階…業務の実施、設計・開発に必要な要求事項を明確化。
 - ②設計・開発段階…要求事項に従い設計を行い、その内容が要求事項に対して妥当であることを検証。
 - ③調達段階…設計内容を調達仕様に明確化し受注者に発注。調達要求により受注者が提出する設備図書・工事要領書を確認・承認。また、試験結果を確認し、調達要求どおり製作されたことを確認。
- ※3 受注者の設計管理
当社が提示する調達仕様に従い、設計・製作を行う。設計・製作に当たっては、設備図書、工事要領書を作成し、当社の承認を受ける。また、試験により調達仕様どおり製作されたことを確認し、その結果を当社に報告書として提出。

別紙7 安全保護設備について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護設備は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

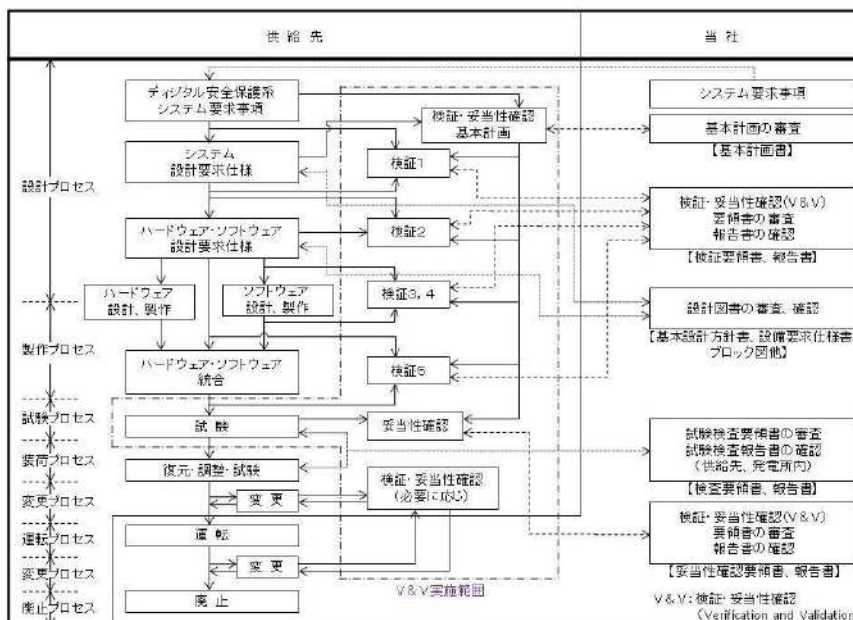
別紙 8 安全保護設備の検証及び妥当性確認について

安全保護設備のソフトウェアは、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、設計、製作、試験、変更管理の各段階で「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC4620-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008 (以下「JEAG4609」という。))に準じた検証及び妥当性確認を実施する。

以下にこれらソフトウェアの検証及び妥当性確認の概要を示す。(別紙 8-1 図)。

検証は、設計、製作過程のステップごとに上位仕様と下位仕様の整合性チェックを主体として、以下の観点から検証作業を行う。

- a. 安全保護系システム要求事項がシステム設計要求仕様に正しく反映されていること。
- b. システム設計要求仕様がハードウェア、ソフトウェアの設計要求仕様に正しく反映されていること。
- c. 上記設計要求仕様に基づいてソフトウェアが製作されていること。
- d. 検証及び妥当性確認が可能なソフトウェアとなっていること。必要な検証を経て製作されたソフトウェアをハードウェアと統合した後の全体システムについて、最終的に安全保護系システム要求事項が正しく実現されていることを確認するために妥当性確認を行う。



別紙 8-1 図 安全保護設備の検証及び妥当性確認

泊發電所 3 号炉

技術的能力説明資料 安全保護回路

第 2 4 条 安全保護回路

【追加要求事項】

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

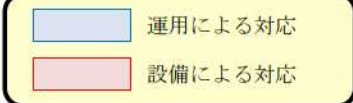
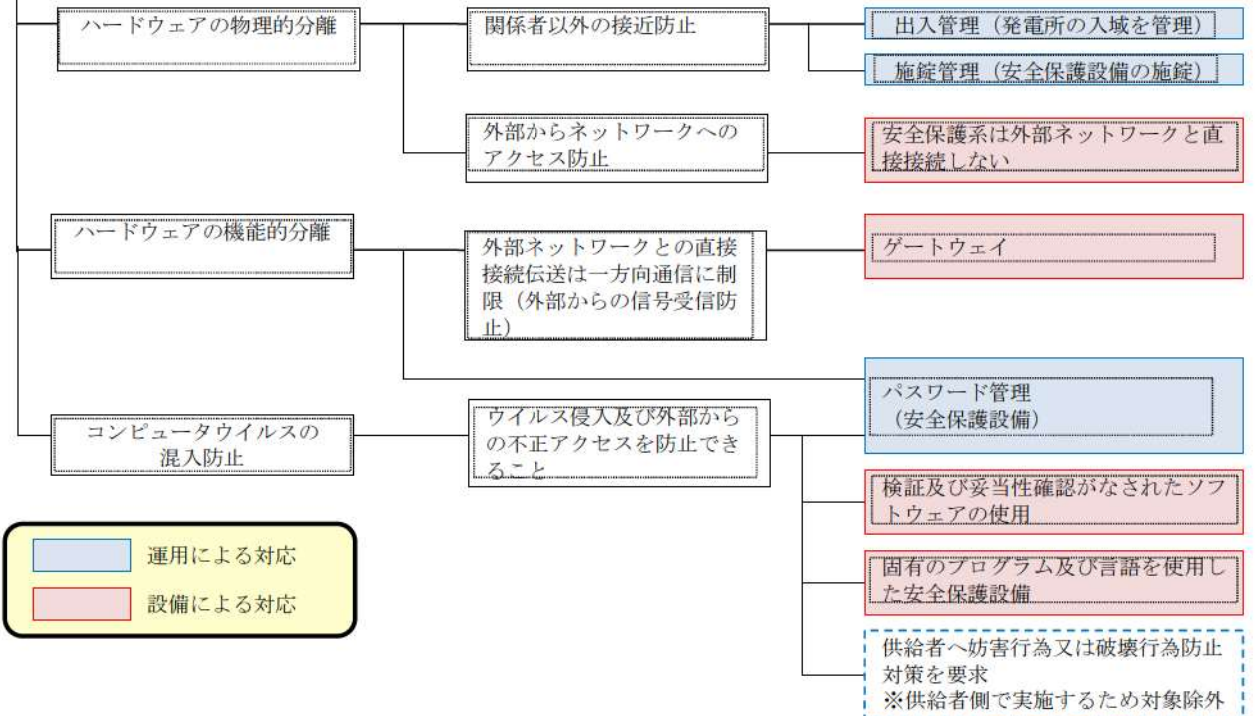
- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

6 第6号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。

承認されていない動作や変更を防ぐことができること



技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

【第24条 安全保護回路】

対象項目	区分	運用対策等
固有のプログラム及び言語を使用した安全保護設備	運用・手順	—
	保守・点検	適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
	教育・訓練	補修に関する教育を実施する。
施錠管理 (安全保護設備の施錠)	運用・手順	施錠管理手順に従い、適切に管理を実施する。
	保守・点検	—
	教育・訓練	施錠管理手順に関する教育を実施する。
パスワード管理 (安全保護設備)	運用・手順	パスワード管理及び入力操作に関する手順に従い、適切に管理・操作を実施する。
	保守・点検	—
	教育・訓練	パスワード管理及び入力操作に関する教育を実施する。
安全保護系は外部ネットワークと直接接続しない※	運用・手順	—
	保守・点検	適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
	教育・訓練	補修に関する教育を実施する。
出入管理 (発電所の入域を管理)	運用・手順	出入管理手順に従い、適切に管理を実施する。
	保守・点検	—
	教育・訓練	出入管理手順に関する教育を実施する。
ゲートウェイ	運用・手順	—
	体制	(保修課員によるゲートウェイの保守・点検)
	保守・点検	適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
	教育・訓練	補修に関する教育を実施する。
検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアの使用	運用・手順	管理手順（検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアの使用の手順含む）に従い、適切に管理を実施する。
	体制	(保修課員による管理)
	保守・点検	—
	教育・訓練	管理手順（検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアの使用）に関する教育を実施する。

※外部からのアクセスができない対応を実施している。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	DB033 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月5日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(設計基準対象施設等)

第33条 保安電源設備

令和4年8月
北海道電力株式会社

第 33 条 保安電源設備

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性説明

1.3 気象等

1.4 設備等（手順等含む）

2. 保安電源設備（33 条関係）

2.1 保安電源の信頼性

2.1.1 発電所構内における電気系統の信頼性

2.1.1.1 機器の破損，故障その他の異常の検知と拡大防止について

2.1.1.1.1 電気設備の保護

2.1.1.1.2 所内保護継電器

2.1.1.2 変圧器 1 次側の 3 相のうち 1 相の開放が発生した場合

2.1.1.2.1 安全施設への電力供給について

2.1.1.2.2 1 相開放故障の検知性について

2.1.1.2.3 具体的な検知方法

2.1.1.3 電力の供給が停止しない構成

2.1.2 電線路の独立性

2.1.2.1 泊発電所 3 号炉への電線路の独立性

2.1.2.1.1 西野変電所全停電時の供給系統

- 2.1.2.1.2 西双葉開閉所全停電時の供給系統
- 2.1.3 電線路の物理的分離
 - 2.1.3.1 送電線の物理的分離
 - 2.1.3.2 送電線の交差箇所・近接区間の概要について
 - 2.1.3.2.1 送電線の交差箇所について
 - 2.1.3.2.2 送電線の近接区間について
 - 2.1.3.3 変電所等と活断層の位置
 - 2.1.3.3.1 西野変電所について
 - 2.1.3.3.2 西双葉開閉所について
 - 2.1.3.3.3 国富変電所について
 - 2.1.3.3.4 66kV 送電線の津波影響について
 - 2.1.3.4 鉄塔基礎の安定性
 - 2.1.3.5 鉄塔基礎の安定性評価
 - 2.1.3.6 近接区間の共倒れリスクの評価
 - 2.1.3.6.1 (参考) 泊支線からの分岐によるルート確保 (更なる信頼性向上対策 1)
 - 2.1.3.6.2 (参考) 275kV 送電線近接区間における鉄塔基礎強化 (更なる信頼性向上対策 2)
 - 2.1.3.7 送電線の信頼性向上対策
 - 2.1.3.7.1 (参考) 送電線における信頼性向上の取組み
 - 2.1.3.7.2 (参考) 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性
- 2.1.4 複数号炉を設置する場合における電源の確保
 - 2.1.4.1 2 回線喪失時の電力供給継続
 - 2.1.4.2 変圧器多重故障時の電力供給継続
 - 2.1.4.3 外部電源受電設備の設備容量について

- 2.1.4.4 開閉所
 - 2.1.4.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について
 - 2.1.4.4.2 275kV 開閉所の塩害対策について
 - 2.1.4.4.3 開閉所の耐震安定性について
 - 2.1.4.4.4 洞道の基礎構造
- 2.2 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
 - 2.2.1 非常用電源設備等
 - 2.2.1.1 非常用電源設備の概要
 - 2.2.1.1.1 ディーゼル発電機
 - 2.2.1.1.2 蓄電池
 - 2.2.1.1.3 非常用電源設備の配置
 - 2.2.1.2 ディーゼル発電機燃料
 - 2.2.2 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存
 - 2.2.2.1 他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備との取り合い
 - 2.2.2.2 ディーゼル発電機の共用について
- 3. 技術的能力説明資料
 - (別添資料) 保安電源設備

< 概要 >

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所3号炉における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための技術的能力（手順等）を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

保安電源設備について，設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条において，追加要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備考
<p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するため必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならぬ。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</p>	<p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 高エネルギーのアーカ放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置</p> <p>二 前号に掲げるもののほか、機器の損壊、故障その他の異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置</p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則 第33条 (保安電源設備)	技術基準規則 第45条 (保安電源設備)	備考
<p>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設に連系するものでなければならぬ。</p>	<p>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならぬ。</p>	追加要求事項
<p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならぬ。</p>	<p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるるように施設しなければならぬ。</p>	追加要求事項
<p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならぬ。</p>	<p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならぬ。</p>	追加要求事項
<p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならぬ。</p>	<p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならぬ。</p>	追加要求事項 設置許可基準 規則 解釈

設置許可基準規則 第33条 (保安電源設備)	技術基準規則 第45条 (保安電源設備)	備考
<p>8 <u>設計基準対象施設及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</u></p>	<p>8 <u>設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように設計しなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

ロ．発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(ab) 保安電源設備

原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系した設計とする。

また，原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1.2.1）（2.2.1）】

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は，電線路，原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

【説明資料（2.1.1.3）（2.1.1.1）】

特に重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置することで、非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

【説明資料（2.1.1.3）】

また、変圧器1次側において3相のうち1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

【説明資料（2.1.1.2）】

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

【説明資料（2.1.2）】

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の2以上の原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの

原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

【説明資料 (2.1.4.1)(2.1.4.2)】

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。

【説明資料 (2.2.1) (2.1.1)(2.1.4.3)(2.2.1.1.1)】

ディーゼル発電機については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

【説明資料 (2.2.1.2)】

設計基準対象施設は、他の原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

【説明資料 (2.2.2)】

ヌ. その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

A. 3号炉

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

台数	1
容量	約 1,020,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV	4回線（1号，2号及び3号炉共用） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）
66kV	2回線（1号，2号及び3号炉共用） （「常用電源設備」及び「非常用電源設備」と兼用）

発電機，外部電源系の故障又は発電機に接続している送電線の
じょう乱により発生する短絡や地絡，母線の低電圧や過電流に対
し，検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主変圧器

台数	1
容量	約 950,000kVA
電圧	21kV／275kV（1次／2次）

b. 所内変圧器

台数	1
容量	約 72,000kVA
電圧	21kV／6.9kV（1次／2次）

c. 予備変圧器

台数	1
容量	約 30,000kVA
電圧	280kV／6.9kV（1次／2次）

d. 後備変圧器

台数	1
容量	約 40,000kVA
電圧	64.5kV／6.9kV（1次／2次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV	4回線（1号，2号及び3号炉共用） （ヌ．(1)と兼用）
66kV	2回線（1号，2号及び3号炉共用） （ヌ．(1)と兼用）

(ii) ディーゼル発電機

a. ディーゼル発電機（「ディーゼル発電機」及び「代替電源設備」と兼用）

台数	2
出力	約 5,600kW（1台当たり）
起動時間	約 10秒

b. ディーゼル発電機燃料油貯油槽

(「ディーゼル発電機」, 「代替電源設備」及び「補機駆動用燃料設備」と兼用)

基数	4
容量	約 146m ³ (1基当たり)

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池 (非常用) (「蓄電池」及び「代替電源設備」と兼用)

型式	鉛蓄電池
組数	2
容量	約 2,400Ah (1組当たり)

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(保安電源設備)

- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
- 3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

- 7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。
- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

第1項について

原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、275kV送電線（北海道電力ネットワーク株式会社泊幹線（以下「泊幹線」という。）及び北海道電力ネットワーク株式会社後志幹線（以下「後志幹線」という。））2ルート4回線及び66kV送電線（北海道電力ネットワーク株式会社泊電源支線（以下「泊電源支線」という。））1ルート2回線で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.2.1）】

第2項について

原子炉施設に、非常用電源設備としてディーゼル発電機及び蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

【説明資料（2.2.1）（2.2.1.2）】

第3項について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

【説明資料(2.1.1.1)】

変圧器1次側において3相のうち1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また、275kV送電線（泊幹線及び後志幹線）は複数回線との接続を確保し、1回線となる場合には巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引留部（架線部）の外観確認が可能な設計とする。66kV送電線（泊電源支線）は架線部のないケーブル引き込みによる設計とする。

【説明資料(2.1.1.2)】

また、保安電源設備は、重要安全施設がその機能を維持するため

に必要となる電力の供給が停止することがないように、以下の設計とする。

- ・ 送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図られた設計とし、275kV 母線は2母線、66kV 母線は1母線で構成する。275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）は予備変圧器を介し又は主変圧器及び所内変圧器を介し、66kV 送電線（泊電源支線）は後備変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とする。非常用母線を2母線確保する構成とすることで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。
- ・ 電気系統を構成する送電線、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（J E C）又は日本産業規格（J I S）等で定められた適切な仕様を選定することにより信頼性の高い設計とする。
- ・ 非常用所内電源系からの受電時等の母線切替は、故障を検知した場合、自動又は手動で容易に切替わる設計とする。

【説明資料(2.1.1)(2.1.1.3)】

第4項について

設計基準対象施設は、送受電可能な回線として、275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）2ルート4回線及び受電専用の回線として66kV 送電線（泊電源支線）1ルート2回線の合計3ルート6回線にて、電力系統に連系する設計とする。

275kV 送電線のうち 2 回線（泊幹線）は、約 67km 離れた北海道電力ネットワーク株式会社西野変電所（以下「西野変電所」という。）に連系し、他の 2 回線（後志幹線）は、約 66km 離れた北海道電力ネットワーク株式会社西双葉開閉所（以下「西双葉開閉所」という。）に連系する。また、66kV 送電線（泊電源支線）は約 19km 離れた北海道電力ネットワーク株式会社国富変電所（以下「国富変電所」という。）に北海道電力ネットワーク株式会社茅沼線（以下「茅沼線」という。）及び北海道電力ネットワーク株式会社泊支線（以下「泊支線」という。）を經由して連系する設計とする。これらの電気所は異なる電気所に連系し、1 つの電気所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とする。

【説明資料（2.1.2）】

第 5 項について

設計基準対象施設に接続する 275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）4 回線と 66kV 送電線（茅沼線及び泊支線）2 回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計とする。なお、66kV 送電線（泊電源支線）は地中に埋設する設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜地の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、強風発生時及び送電線着雪時の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計とする。

さらに、275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）と 66kV 送電線（茅

沼線及び泊支線)の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に接続する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

【説明資料(2.1.3)】

第6項について

設計基準対象施設に接続する送電線は、275kV送電線(泊幹線及び後志幹線)4回線と66kV送電線(泊電源支線)2回線で構成する設計とする。

これらの送電線は1回線で3号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの2回線が喪失しても、原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、泊発電所の275kV送電線(泊幹線及び後志幹線)は、母線連絡遮断器を介し、タイラインにより3号炉に接続する設計とするとともに、66kV送電線(泊電源支線)は、後備変圧器を介し、3号炉へ接続する設計とする。

【説明資料(2.1.4.1)(2.1.4.2)】

275kV開閉所から発電機側の送受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、碍子は可とう性のある懸垂碍子を使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。また、津波の影響を受けないよう、275kV開閉所及び予備変圧器を津波の影響を受けない敷地高さに、主変圧器及び所内変圧器を防潮堤内に設置する。さらに、塩害を考慮し、275kV開

閉所を塩害の小さい陸側後背地へ設置するとともに、碍子に対しては遮風建屋内に絶縁性能が高いポリマー碍管を設置し、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

66kV 開閉所（後備用）の受電設備は、十分な支持性能をもつ地盤に設置し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する設計とする。さらに津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮し、陸側後背地へ設置するとともにガス絶縁開閉装置への送電線の接続はケーブル引き込みとし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する設計とする。

【説明資料(2.1.4.4)(2.1.4.4.1)(2.1.4.4.2)
(2.1.4.4.3)(2.1.4.4.4)】

第7項について

ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に2台備え、共通要因により機能喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は、非常用2系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。

【説明資料(2.1.1)(2.2.1)(2.1.1.3)】

また、ディーゼル発電機については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する。

【説明資料(2.2.1.2)】

第8項について

設計基準事故時において、原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備は、原子炉ごとに単独で設置し、他の原子炉施設と共用しない設計とする。

【説明資料(2.2.2)】

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1 非常用電源設備

10.1.1 概要

原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

【説明資料(2.1.2.1)】

所内高圧母線は、常用3母線と非常用2母線で構成する。非常用2母線は、予備変圧器、所内変圧器、ディーゼル発電機及び後備変圧器のいずれからも受電できる設計とする。

所内低圧母線は、常用5母線と非常用4母線で構成する。非常用4母線はそれぞれの非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する。

所内の設備は、工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備とそれ以外の設備に分類し、工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備は、非常用母線に、それ以外の設備は、原則として常用母線に接続する。所内の設備で2台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

【説明資料(2.1.1)】

2台のディーゼル発電機は、275kV送電線（泊幹線及び後志幹線）が停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1

台で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有するとともに、たとえ同時に工学的安全施設が作動しても対処できる容量とする。

【説明資料(2.2.1.1)(2.2.1.1.1)】

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用所内電源として125V 2系統及び常用所内電源として125V 2系統から構成する。

【説明資料(2.2.1.1.2)】

発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料(2.1.1.3)(2.1.1.1)】

10.1.2 設計方針

10.1.2.1 非常用所内電源系

安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は、その電力の供給が停止することがないように、発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関

連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離し、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源系からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料(2.1.1.3)(2.1.1.1)】

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故対処設備の機能が確保される設計とする。

【説明資料(2.2.1)(2.1.1.3)(2.2.1.1.1)】

また、ディーゼル発電機については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を敷地内のディーゼル発電機燃料油貯油槽に貯蔵する設計とする。

【説明資料(2.2.1.2)】

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約25分間に対し、十分長い間、原子炉を安全に

停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

10.1.3 主要設備

10.1.3.1 所内高圧系統

所内高圧系統を第 10.1.1 図に示す。非常用高圧母線は、次の 2 母線で構成する。

非常用高圧母線（6-A, 6-B）

予備変圧器，所内変圧器，ディーゼル発電機，後備変圧器から受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し、遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、耐震設計上、原子炉補助建屋内に設置する。

非常用高圧母線は予備変圧器，所内変圧器，ディーゼル発電機及び後備変圧器に接続し工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備に給電する設計とする。

非常用高圧母線は、常時 275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）から予備変圧器を通して受電するが、予備変圧器の故障時等で受電できない場合には、所内変圧器を通して受電する。また、

275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）が喪失した場合，非常用高圧母線は，ディーゼル発電機から受電する。さらに，66kV 送電線（泊電源支線）に電圧がある場合は，手動で後備変圧器に切替えて受電することもできる設計とする。

【説明資料(2.1.1)(2.1.1.1)】

10.1.3.2 所内低圧系統

所内低圧系統を第 10.1.1 図に示す。非常用低圧母線は，次の 4 母線で構成する。

非常用低圧母線（4-A1，4-A2，4-B1，4-B2）

非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は，一連のキュービクルで構成し，遮断器は配線用遮断器を使用する。故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することにより，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用低圧母線のパワーコントロールセンタは，耐震設計上，原子炉補助建屋内に設置する。

工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備を接続している非常用低圧母線には，非常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。また，通常時，非常用低圧母線には，275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）から予備変圧器を介して非常用高圧母線を通じて給電し，予備変圧器から受電できなくなった場合には，所内変圧器から非常用高圧母線を通して給電する。

さらに，すべての 275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）が喪

失した場合には、ディーゼル発電機から非常用高圧母線を通して給電する。66kV送電線（泊電源支線）に電圧がある場合は、手動で後備変圧器に切替えて非常用高圧母線を通じて給電することもできる設計とする。

10.1.3.3 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、275kV送電線（泊幹線及び後志幹線）が喪失した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、かつ原子炉冷却材喪失が同時に発生した場合に、工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備の作動のための電力も供給する。

ディーゼル発電機は、多重性を考慮し2台備え、非常用高圧母線にそれぞれ接続する。各ディーゼル発電機は、配電盤及び制御盤ともそれぞれ独立した部屋に設置する。

【説明資料(2.1.1)(2.2.1)(2.2.1.1.3)】

また、ディーゼル発電機は、それぞれ定格出力で7日間連続運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

【説明資料(2.2.1.1.1)(2.2.1.2)】

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約10秒で電圧を確立する。

非常用高圧母線低電圧信号が発信した場合には、ディーゼル発電機が自動起動するとともに非常用母線に接続する負荷のうち動力変圧器等を除きすべて開放する。ディーゼル発電機の

電圧が確立すると非常用高圧母線に自動的に接続され、原子炉を停止するために必要な負荷を順次投入する。

非常用炉心冷却設備作動信号によりディーゼル発電機が自動起動した場合で、非常用高圧母線が停電していない場合は、ディーゼル発電機は待機運転状態となり、手動で停止するまで運転を継続する。

なお、非常用高圧母線低電圧信号及び非常用炉心冷却設備作動信号が同時に発信した場合には、ディーゼル発電機が自動起動するとともに非常用母線に接続する負荷のうち動力変圧器等を除きすべて開放する。ディーゼル発電機の電圧が確立すると非常用高圧母線に自動的に接続され、工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備に関する負荷を順次投入する。

非常用高圧母線が停電し、各ディーゼル発電機が非常用高圧母線に接続されると以下の主要な負荷を順次投入する。

充てんポンプ	1 台
制御用空気圧縮機	1 台
安全補機開閉器室給気ファン	1 台
中央制御室給気ファン	1 台
中央制御室循環ファン	1 台
原子炉補機冷却水ポンプ	1 台目
原子炉補機冷却水ポンプ	2 台目
電動補助給水ポンプ	1 台
原子炉補機冷却海水ポンプ	1 台目
原子炉補機冷却海水ポンプ	2 台目

空調用冷凍機	1 台目
空調用冷凍機	2 台目
格納容器再循環ファン	1 台目
格納容器再循環ファン	2 台目
制御棒駆動装置冷却ファン	1 台
原子炉容器室冷却ファン	1 台
軸受冷却水ポンプ	1 台

上記以外にも，必要に応じて負荷を接続できる。

また，非常用高圧母線低電圧信号及び非常用炉心冷却設備作動信号が同時に発信した場合，各ディーゼル発電機が非常用高圧母線に接続されると，工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する以下の主要な負荷を順次投入する。

原子炉格納容器隔離弁等	数十台
アニュラス空気浄化ファン	1 台
中央制御室給気ファン	1 台
中央制御室循環ファン	1 台
中央制御室非常用循環ファン	1 台
高圧注入ポンプ	1 台
余熱除去ポンプ	1 台
安全補機開閉器室給気ファン	1 台
原子炉補機冷却水ポンプ	1 台
電動補助給水ポンプ	1 台
原子炉補機冷却海水ポンプ	1 台
格納容器スプレイポンプ	1 台
制御用空気圧縮機	1 台

空調用冷凍機	1 台目
空調用冷凍機	2 台目

上記以外にも，必要に応じて負荷を接続できる。

なお，格納容器スプレイポンプは，原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合に接続する。

ディーゼル発電機の負荷が最も大きくなる非常用高圧母線低電圧信号及び非常用炉心冷却設備作動信号並びに原子炉格納容器スプレイ作動信号が同時に発信した場合の負荷曲線例を第 10.1.2 図に示す。

【説明資料(2.2.1)(2.2.1.1.1)】

10.1.3.4 直流電源設備

直流電源設備は，第 10.1.3 図に示すように，蓄電池（非常用）2 組に加え，蓄電池（常用）2 組の合計 4 組のそれぞれ独立した蓄電池，充電器，直流コントロールセンタ等で構成し，蓄電池（非常用）2 組のいずれの 1 組が故障しても残りの系統でプラントの安全性を確保する。また，これらは，多重性及び独立性を確保することにより，共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は 125V であり，うち蓄電池（非常用）2 組の電源の負荷は，工学的安全施設等の開閉器作動電源，電磁弁，計測制御用電源設備（無停電電源装置）等である。

4 組の蓄電池は，据置型蓄電池で独立したものであり，蓄電池（非常用）2 組は非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量は1組当たり約2,400Ahであり、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備が動作するとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置（約50A）、原子炉停止後の炉心冷却のためのタービン動補助給水ポンプ起動盤（タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁等）（約170A）、原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う計測制御用電源設備（無停電電源装置）（約290A）及びその他制御盤の待機電力等（約170A）の負荷へ電力供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約25分間に対し、1時間以上電力供給が可能な容量である。

10.1.3.5 計測制御用電源設備

計測制御用電源設備は、第10.1.4図に示すように非常用として計装用交流母線8母線、また、常用として計装用交流母線8母線及び計装用後備母線5母線で構成し、母線電圧は100Vである。

非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直

流母線に接続する無停電電源装置等で構成する。

無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約 25 分間においても、直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電力が供給されることにより、無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、非常用の計装用交流母線に対し電力供給を確保する。そのため、炉外核計装の監視による原子炉の安全停止状態の確認、1 次冷却材温度等の監視による原子炉の冷却状態の確認、及び原子炉格納容器圧力、格納容器内温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

原子炉保護設備等の重要度の特に高い安全機能を有する設備に関する負荷は、非常用の計装用交流母線に接続する。多重チャンネル構成の原子炉保護設備への給電は、チャンネルごとに分けて分離及び独立性を持たせる。

なお、非常用の計装用交流母線のうち 4 母線は、計装用後備変圧器からも受電できる。

10.1.3.6 ケーブル及び電線路

工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備の動力回路、制御回路及び計装回路のケーブルは、その多重性及び独立性を確保するため、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管及び格納容器電線貫通部を使用して布設し、相互に独立性を侵害することがないようにする。また、これらのケーブル、ケーブルトレイ、電線管等には不燃性又は難燃性

のものを使用する。さらに、ケーブルトレイ等が耐火壁を貫通する場合は、火災対策上、耐火壁効果を減少させない構造とする。

また、格納容器電線貫通部は、原子炉冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。

10.1.3.7 事故時母線切替

常時は、非常用高圧母線は 275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）4 回線から受電可能な設計とする。

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離し，故障による影響を局所化し，他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）4 回線停電時には，ディーゼル発電機が発電所を安全に停止するために必要な電力を供給する。

また，66kV 送電線（泊電源支線）に電圧がある場合は，手動で後備変圧器に切替えて受電することもできる設計とする。

【説明資料(2.1.1)(2.1.1.3)(2.1.4.3)】

(1) 所内変圧器への切替

予備変圧器の故障等により予備変圧器からの電力が喪失し，所内変圧器系に電圧がある場合，所内変圧器から受電して，発電所の安全停止に必要な補機を運転する。本切替は自動切替で

あり容易に実施可能である。

(2) ディーゼル発電機への切替

非常用高圧母線が停電するとディーゼル発電機が起動するとともに、非常用高圧母線に接続する電動機負荷及び非常用低圧母線に接続する電動機負荷はすべて遮断し、ディーゼル発電機の電圧が定格値になるとディーゼル発電機を非常用高圧母線に接続し、発電所を安全に停止するために必要な負荷を順次再投入する。

【説明資料 (2.1.1.3)】

(3) 後備変圧器への切替

275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）4 回線がすべて喪失し、ディーゼル発電機で所内負荷運転中、66kV 送電線（泊電源支線）に電圧がある場合、後備変圧器から受電して、発電所の安全停止に必要な補機を運転することもできる設計とする。本切替は手動切替であり容易に実施可能な設計とする。

(4) 275kV 送電線電圧回復後の切替

ディーゼル発電機又は後備変圧器で所内負荷運転中、275kV 送電線（泊幹線及び後志幹線）の電圧が回復すれば、所内負荷を元の状態に戻す。

(5) 計装用交流母線の切替

非常用の計測制御用電源設備のうち4母線には、2台の計装用後備変圧器を設け、切替えることができる。

10.1.4 主要仕様