

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PD-C-1 改 21
提出年月日	平成 29 年 7 月 4 日

## 東海第二発電所

### 設計基準対象施設について

平成 29 年 6 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 4 条 地震による損傷の防止
- 5 条 津波による損傷の防止
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（その他外部事象）
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（火山）
- 7 条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
- 8 条 火災による損傷の防止
- 9 条 溢水による損傷の防止等
- 10 条 誤操作の防止
- 11 条 安全避難通路等
- 12 条 安全施設（静的機器の単一故障）
- 14 条 全交流動力電源喪失対策設備
- 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 23 条 計測制御系統施設（第 16 条に含む）
- 24 条 安全保護回路
- 26 条 原子炉制御室等
- 31 条 監視設備
- 33 条 保安電源設備
- 34 条 緊急時対策所
- 35 条 通信連絡設備

# 東海第二発電所

## 全交流動力電源喪失対策設備

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 第14条 全交流動力電源喪失対策設備

### <目 次>

1. 基本方針	2
1.1 要求事項の整理	2
1.2 追加要求事項に対する適合方針	3
1.3 気象等	5
1.4 設備等（手順等含む）	5
2. 全交流動力電源喪失対策設備	16
2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに 要する時間	16
2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について	21
2.3 電気容量の設定	56
2.3.1 蓄電池（非常用）の容量について	56
2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について	56
2.3.1.2 125V A系蓄電池の容量	56
2.3.1.3 125V B系蓄電池の容量	60
2.3.1.4 125VH P C S系蓄電池の容量	63
2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量	66
2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量	68
2.3.1.7 まとめ	70
2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針	71
2.3.2.1 蓄電池（非常用）の主たる共通要因に対する頑健性	71

3. 別添…………… 74

別添 1 蓄電池の容量算出方法

別添 2 蓄電池の容量換算時間K値一覧

別添 3 蓄電池の放電終止電圧

別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方

別添 5 所内常設蓄電式直流電源設備

別添 6 計測制御用電源設備単線結線図

別添 7 常設代替交流電源設備から電源供給を開始する時間

別添 8 蓄電池（非常用）の容量内訳

別添 9 東海第二発電所 運用，手順説明資料

全交流動力電源喪失対策設備

## < 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、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所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運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

# 1. 基本方針

## 1.1 要求事項の整理

全交流動力電源喪失対策設備について、設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条において、追加要求事項を明確化する。(第 1.1-1 表)

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 14 条及び技術基準規則第 16 条 要求事項

設置許可基準規則 第 14 条 (全交流動力電源喪失対策設備)	技術基準規則 第 16 条 (全交流動力電源喪失対策設備)	備考
<p>発電用原子炉施設には、<u>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</u>，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。</p>	<p>発電用原子炉施設には、<u>全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）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</u>，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を施設しなければならない。</p>	<p>追加 要求 事項</p>

## 1.2 追加要求事項に対する適合方針

### (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

### (i) 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約90分を包絡した約8時間に対し，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。

この場合，格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料（2.1:16条-16～20）（2.3.1:14条-56～70）】

### (2) 安全設計方針

#### 1. 安全設計

#### 1.1 安全設計の方針

#### 1.1.1 安全設計の基本方針

#### 1.1.1.12 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約90分を包絡した約8時間に対し，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。

この場合、格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料 (2. 1:16条-16～20) (2. 3. 1:14条-56～70)】

### (3) 適合性説明

#### 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

第十四条 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。

#### 適合のための設計方針

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約90分を包絡した約8時間に対し、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。

この場合、格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料 (2. 1:16条-16～20) (2. 3. 1:14条-56～70)】

### 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

### 10.1.2.2 全交流動力電源喪失

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約90分を包絡した約8時間に対し，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。

この場合，格納容器の圧力及び温度は許容値内に保たれる。

【審査資料（2.1:16条-16～20）（2.3.1:14条-56～70）】

### 10.1.3 主要設備

#### 10.1.3.5 直流電源設備

非常用の直流電源設備は，第10.1-3図に示すように，直流125V 3系統及び直流±24V 2系統の蓄電池，充電器，直流主母線盤等で構成し，いずれの1系統が故障しても残りの系統で原子炉の安全性は確保できる。

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及び±24Vであり，非常用5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁等である。

蓄電池（非常用）は直流125V A系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ），直流125V B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）

及び直流125V H P C S系蓄電池（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、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）の容量はそれぞれ6000Ah(125V A系蓄電池及びB系)、500Ah(125V H P C S系蓄電池)、150Ah(中性子モニタ用蓄電池A系及びB系)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、原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、原子炉の停止、冷却、格納容器の健全性を確認できる計器に電源供給を行う制御盤へ電源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90分を包絡した約8時間以上電源供給が可能な容量である。

蓄電池室内の水素蓄積防止のため換気設備を設置する。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【審査資料（2.1:16条-16～20）（2.3.1:14条-56～73）】

#### 10.1.3.6 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用交流母線5母線で構成し、母線電圧は120V/240V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及び計装用交流主母線盤等で構成する。

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から開始されるまでの約90分においても、直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電源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源供給を確保する。

そのため、核計装の監視\*による原子炉停止確認，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力等の監視による原子炉の冷却状態の確認並びにドライウエル圧力及びサプレッション・プール水温度等の監視による格納容器の健全性の状態の確認を可能とする。

\*：平均出力領域計装による原子炉停止確認は，全交流動力電源喪失直後に行うため，全交流動力電源喪失から60分後に負荷を切り離ししても問題ない。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【審査資料 (2.1:14条-16～20) (2.2:14条-21～55) (2.3.1:14条-56～70)】

#### 10.1.5 試験検査

##### 10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

型 式	鉛蓄電池
個 数	6組 (1組当たり24個, 58個又は116個)
容 量	約6000Ah (1組当たり) ×2組 約500Ah (1組当たり) ×1組 約150Ah (1組当たり) ×2組 (安全上重要な設備に供給) 約2000Ah (1組当たり) ×1組 (安全上重要な設備以外の設備に供給)
電 圧	約129.5V×3組 (浮動充電時) 約26.8V×2組 (浮動充電時) (安全上重要な設備に供給) 約259V×1組 (浮動充電時) (安全上重要な設備以外の設備に供給)

(2) 充電器

型 式	シリコン整流器
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V×7台 単相 50Hz 120V×4台
直流出力電圧	129.5V (浮動充電時) ×5 26.8V (浮動充電時) ×4 (安全上重要な設備に供給)

259V（浮動充電時）×2

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

直流出力電流 約420A×2

約320A×1

約100A×2

約30A×4

（安全上重要な設備に供給）

約350A×1

約50A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

個 数 9（安全上重要な設備に供給）

2（安全上重要な設備以外の設備に供給）

(3) 直流主母線盤

個 数 3（安全上重要な設備に供給）

1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

定格電流 約1200A×2

約800A×1

（安全上重要な設備に供給）

約800A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

電 圧 125V×3（安全上重要な設備に供給）

250V×1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

個 数	2
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	2
定格電流	約1200A
電 圧	約120V/約240V

(2) 常用

a. 無停電電源装置

個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V/約240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

形 式	3相誘導電動機
個 数	2
定格容量	約45kW
電 圧	約440V

発電機

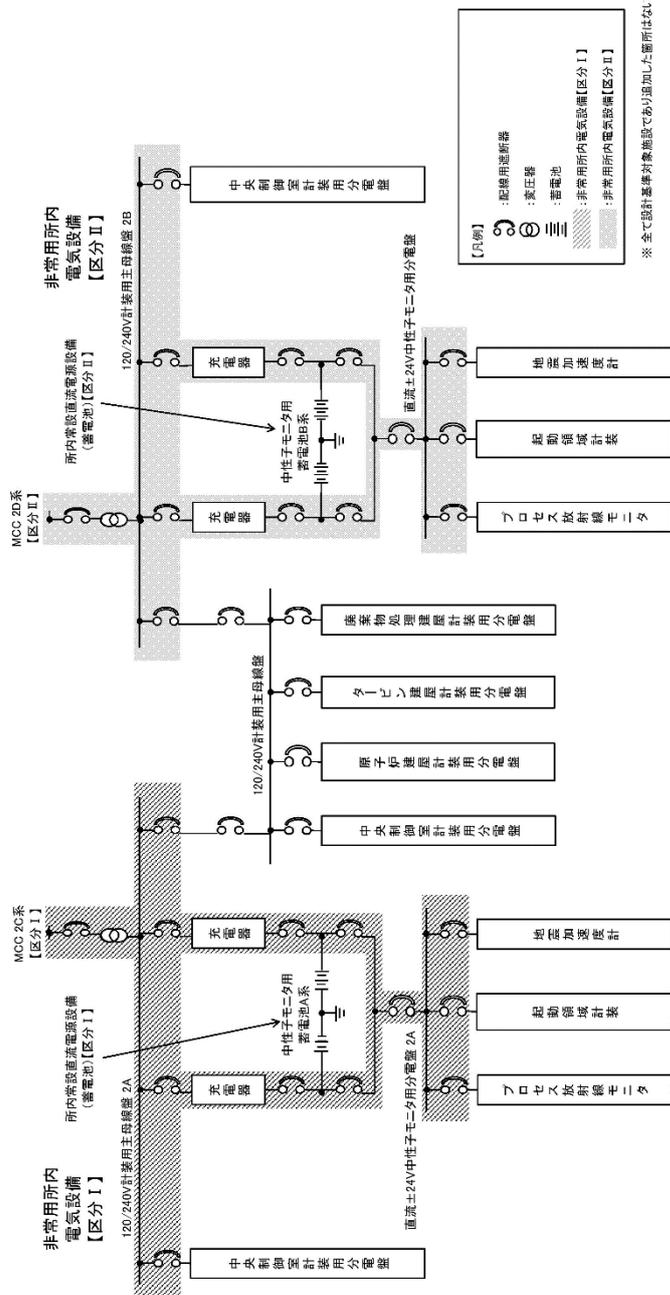
形 式	単相同期発電機
個 数	2

定格容量 約18.75kVA

電 圧 約120V

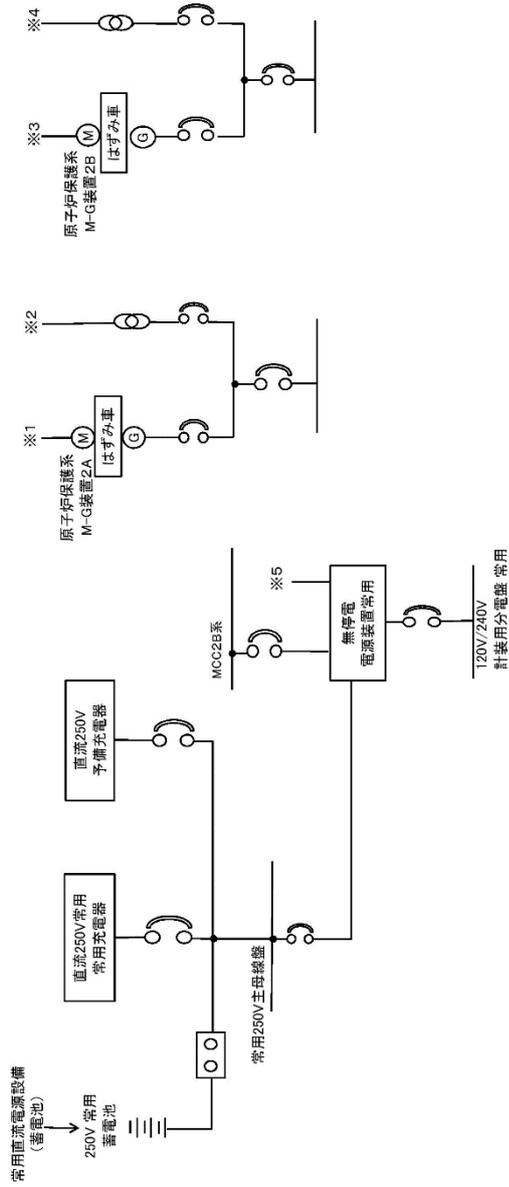
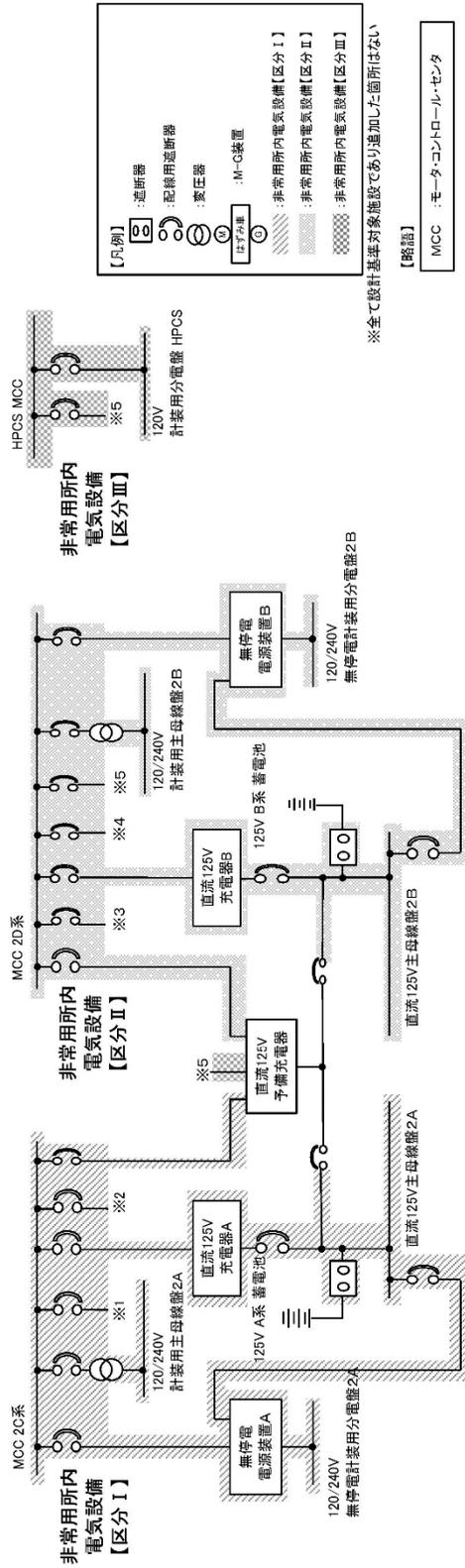
周波数 50



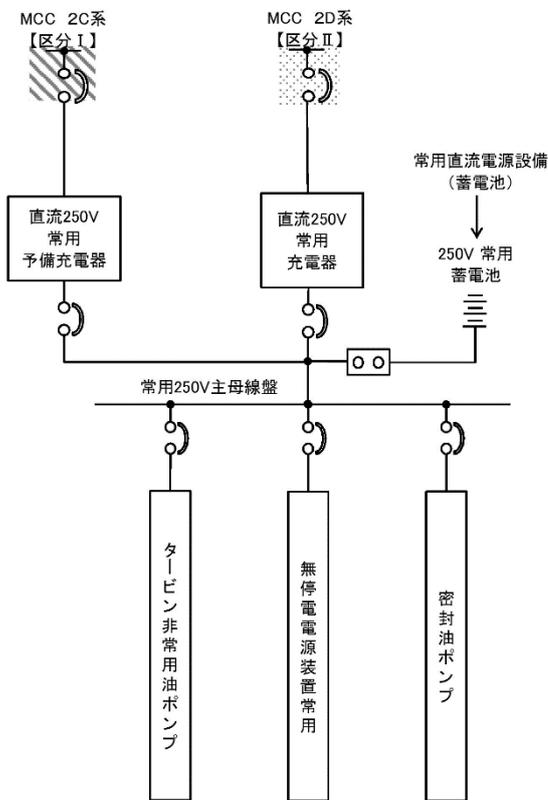
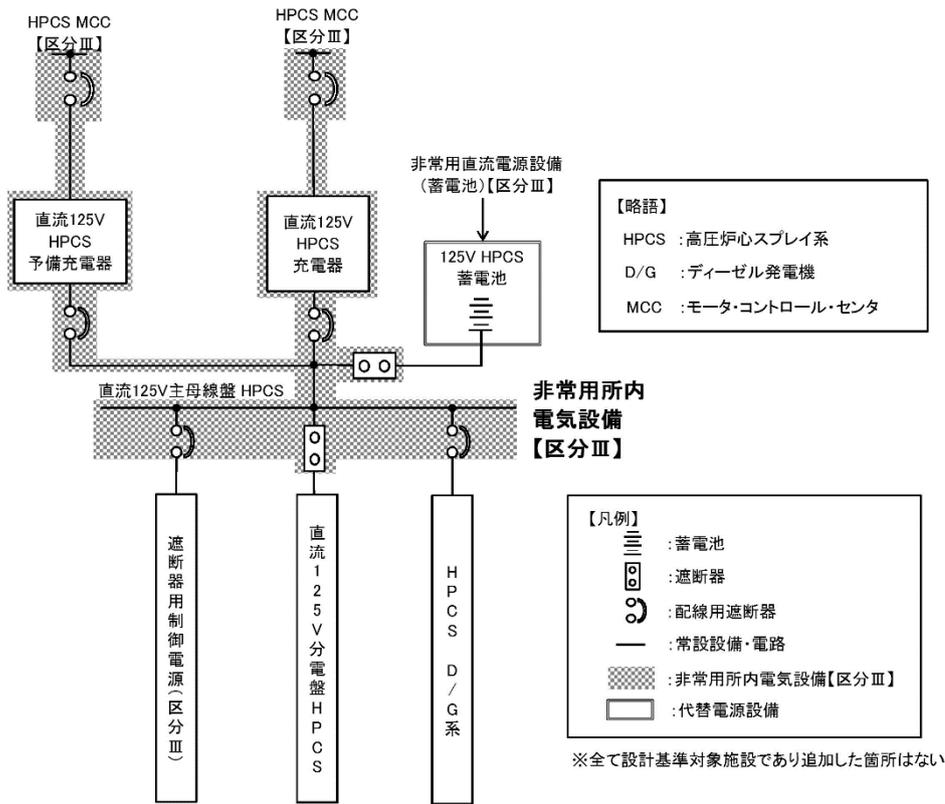


※ 全て設計基準対象施設であり追加した箇所はない

第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 ( 2 / 2 )



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図 ( 1 / 2 )



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図 ( 2 / 2 )

## 2. 全交流動力電源喪失対策設備

### 2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

#### (1) 直流電源設備の概要

非常用の常設直流電源設備は、3系統5組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、及び分電盤等で構成され、このうち3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）の直流母線電圧は125V、その他の2系統2組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は、中性子モニタ用蓄電池で構成され、直流母線電圧は±24Vである。直流125V蓄電池の主要な負荷は、ディーゼル発電機初期励磁，M/C，P/C遮断器の制御回路，計測制御系統施設等であり，設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの2系統で原子炉の安全は確保できる設計とする。中性子モニタ用蓄電池の主要な負荷は，起動領域計装であり，いずれの1系統が故障しても残りの1系統で原子炉の安全は確保できる設計とする。

また，万一，全交流動力電源が喪失した場合でも，安全保護系及び原子炉停止系の動作により，原子炉は安全に停止でき，停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も，原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり，原子炉格納容器の健全性を確保できる設計とする。（計測制御用電源単線結線図については別添6参照）

非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様を，第2.1-1表に，単線結線図を，第2.1-1図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で，それぞれ独立したものを3系統5組設置し，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

なお，設置許可基準規則14条「全交流動力電源喪失対策設備」要求の蓄電池（非常用）とは別に，タービン非常用油ポンプ，密封油ポンプ等へ給電する250V母線1系統を設けている。

(2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて、**非常用の常設直流電源設備**は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間、給電をまかなう蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 90 分以内（別添 7 参照）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 210 分以内（全交流動力電源喪失後 300 分以内）に給電を行う。

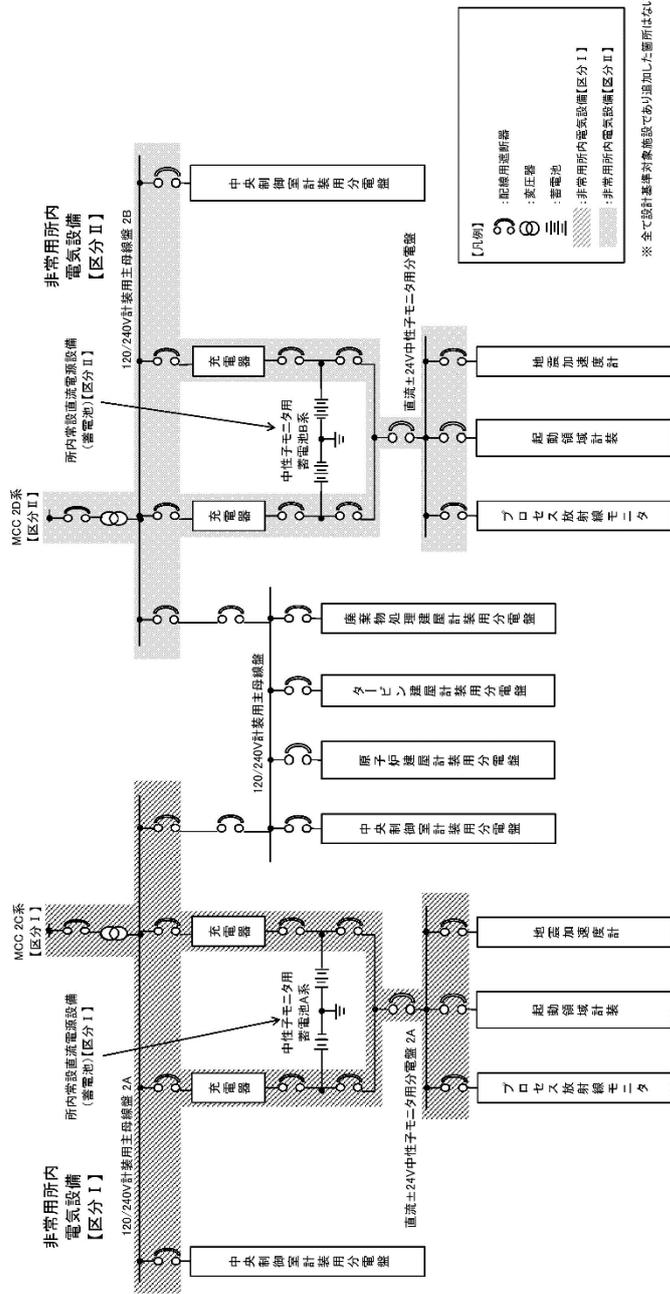
蓄電池**（非常用）**は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間供給できる容量とする。

なお、重大事故等対処設備の各条文にて炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約 24 時間とする。

第 2.1-1 表 非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様

	設計基準事故対処設備					(参考) 重大事故等 対処設備
	125V A系蓄電池 (区分Ⅰ)	125V B系蓄電池 (区分Ⅱ)	125V H P C S系蓄電池 (区分Ⅲ)	中性子モニタ用 蓄電池 A系 (区分Ⅰ)	中性子モニタ用 蓄電池 B系 (区分Ⅱ)	緊急用直流 125V 蓄電池
蓄電池						
電 圧	125V	125V	125V	±24V	±24V	125V
容 量	約 6000Ah	約 6000Ah	約 500Ah	約 150Ah	約 150Ah	約 6000Ah
充電器	3 個 (うち 1 個は予備)		2 個 (うち 1 個は予備)	2 個	2 個	1 個
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)





第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (2 / 2)

## 2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は、安全保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止、原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却、及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて、設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備、及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

具体的には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 90 分間に対し、8 時間にわたり原子炉隔離時冷却系を使用することにより、原子炉を安全に停止し、原子炉停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保することが可能であり、原子炉隔離時冷却系の 8 時間以上の運転継続に必要な蓄電池容量を備えた設計とする。

なお、全交流動力電源喪失が 8 時間以上継続する場合は、有効性評価のうち「2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）、2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D、T B U）、2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）、2.8 津波浸水による注水機能喪失」にて評価している。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については、以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第3条～第36条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第4条、第5条、第6条、第7条、第8条、第9条、第10条、第11条、第12条、第14条、第16条、第17条、第24条、第26条、第31条、第33条、第34条、第35条、第36条において直流電源の供給を必要とする設備

## b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第 37 条～第 62 条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後に用いる設備は除く）

有効性評価の対応項は以下のとおりである。

### 2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

#### 2.3 全交流動力電源喪失

##### 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

##### 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D, T B U）

##### 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）

#### 2.4 崩壊熱除去機能喪失

##### 2.4.1 取水機能が喪失した場合

#### 2.8 津波浸水による注水機能喪失

### 3. 重大事故

#### 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

##### 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

##### 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

#### 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

#### 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

#### 3.4 水素燃焼

#### 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

### 5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

#### 5.2 全交流動力電源喪失

(b) 設置許可基準規則の第44条～第58条において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要となる設備

c. 自主対策設備

設置許可基準規則の第44条～第62条において、直流電源の供給が必要な自主対策設備を対象とする。

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から1分まで

外部電源喪失時にディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として、区分Ⅰ～Ⅲの蓄電池（非常用）からディーゼル発電機初期励磁，M/C，P/C遮断器の制御回路に電源供給を行う。電源供給時間はディーゼル発電機が起動するまでの約1分間給電可能な設計とする。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁，M/C，P/C遮断器の制御回路（第2.2-1表）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 60 分まで

ディーゼル発電機から電源供給できない場合(全交流動力電源喪失)を考慮し,蓄電池に接続される全ての負荷に 60 分電源供給を行う設計とする。

給電対象となる直流設備は,以下のとおりである。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷（第 2.2-1 表）

（緊急時対策所電源,送受話器（警報装置含む。）、電力保安用電話設備,緊急時対策支援システム伝送装置及び火災防護対策設備は専用電源から供給しているため,蓄電池(非常用)から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

区分Ⅰ及び区分Ⅱの 125V 蓄電池（非常用）は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要な時間電源を供給するため、60 分後に i)、ii) 項に記載の負荷の切り離し<sup>\*1</sup>を行い、残りの負荷に対して 8 時間電源供給を行う設計とする。(全交流動力電源喪失 8 時間から作業開始するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。)

i) 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備の負荷

ii) 無停電交流電源装置の負荷（平均出力領域計装<sup>\*2</sup>）

※1：区分Ⅰ及び区分Ⅱの 125V 蓄電池（非常用）は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから、設置許可基準規則第 57 条電源設備解釈第 1 項 b) を考慮し、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しを行う設計とする。

※2：安全保護系作動回路による平均出力領域計装による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、全交流動力電源喪失後 60 分後の負荷切り離しは問題ない。

なお、全交流動力電源喪失から 90 分後には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から電源供給を行うため、蓄電池（非常用）からの電源供給は不要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が起動できない場合も考慮し、蓄電池（非常

用) から、全交流動力電源喪失後 90 分以降にも必要な負荷に電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，蓄電池室水素濃度，直流非常灯，使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，起動領域計装，原子炉水位 (広帯域)，原子炉水位 (燃料域)，原子炉圧力，ドライウエル圧力 (DB)，サブプレッション・プール水温度 (DB)，格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)，格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)，サブプレッション・プール水位 (DB)，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系海水ポンプ吐出圧力，非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力，安全保護系，外の状況を監視する設備（構内監視カメラ等），無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置，A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能），A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力  
(第 2.2-1 表)

(下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備)

(c) 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

8 時間以降に不要となる負荷の切り離しを行い、残りの負荷に対して可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）からの電源供給が要求される 24 時間まで電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：直流非常灯，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，ドライウエル圧力，サブプレッション・プール水温度（DB），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），サブプレッション・プール水位（DB），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系海水ポンプ吐出圧力，安全保護系，無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力（第 2.2-1 表）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，2.2 (1) b. 項で選定した設備（第 2.2-2 表，第 2.2-3 表）については，24 時間電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：原子炉隔離時冷却系， 高压代替注水系， 逃がし安全弁， 原子炉圧力容器温度， 原子炉圧力， 原子炉圧力 (SA)， 原子炉水位 (広帯域)， 原子炉水位 (燃料域)， 原子炉水位 (SA 広帯域)， 原子炉水位 (SA 燃料域)， 高压代替注水系系統流量， 低压代替注水系注水流量， 代替循環冷却系原子炉注水流量， 低压代替注水系格納容器スプレイ流量， 低压代替注水系格納容器下部注水流量， 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量， ドライウェル雰囲気温度， サプレッション・プール水温度， 格納容器下部水位， 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)， 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)， 起動領域計装， 平均出力領域計装\*， 耐圧強化ベント系放射線モニタ， 代替循環冷却系ポンプ入口温度， 代替淡水貯槽水位， 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力， 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力， 緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器)， 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)， 静的触媒式水素再結合物動作監視装置， 使用済燃料水位・温度 (SA 広域)， 使用済燃料プール温度 (SA)， 使用済燃料プールエリア放射線

モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ、原子炉隔離時冷却系系統流量、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力（第 2.2-1 表）

\*安全保護系作動回路による平均出力領域計装による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、全交流動力電源喪失後 60 分後の負荷切り離しは問題ない。

- d. 全交流動力電源喪失時に非常用の常設蓄電池から電源供給を行う自主対策設備

直流電源の供給が必要な自主対策設備は、重大事故等対策設備と同様に非常用の蓄電池から電源供給を行う。

直流設備：原子炉ウェル水位、格納容器頂部注水流量、原子炉水位用凝縮槽温度（第 2.2-1 表）

- e. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備

交流電源の瞬時電圧低下対策が必要な一部の設備にも、蓄電池（非常用）から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は、交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため、全交流動力電源喪失後に切り離しても問題ない。

給電対象となる直流設備は以下のとおりである。

直流設備：タービン制御系（第 2.2-1 表）

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（1 / 11）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 容器 ※3	燃料 ※4	停止 中 ※5	要求 時間 ※6	供給可能時間					
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池	
3 条	設計基準対象設備の地盤	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
4 条	地震による損傷の防止	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—	
			5-2	潮位計	DB	—	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—
			5-3	取水ビット水位計	DB	—	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—
6 条	外部からの衝撃による損傷の 防止	有	—	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う													
7 条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	24 時間	
			8-2	火災防護対策設備※7	DB	専用電源から供給											
9 条	溢水による損傷の防止等	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
10 条	誤操作の防止	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	24 時間	—	—	—	
12 条	安全施設	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)													
13 条	運転時の異常な過渡変化及び 設計基準事故の拡大の防止	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)													
15 条	炉心等	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（2 / 1 1）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能	特に 重要 ※1	炉心 ※2	格納 容器 ※3	燃料 ※4	停止 中 ※5	要求 時間 ※6	供給可能時間				
												区分 I	区分 II	区分 III	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (54-1 と同じ) ※8	DB/SA	—	—	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			16-2	使用済燃料プール水位 ※8	DB	全交流動力電源喪失時は使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (16-1) (54-1) にて監視										
			16-3	使用済燃料プール温度 ※8	DB	全交流動力電源喪失時は使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (16-1) (54-1) にて監視										
			16-4	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	DB	交流電源復旧後に使用										
			16-5	使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	DB	—	—	—	—	—	90 分	24 時間	—	—	—	—
			16-6	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	DB	全交流動力電源喪失時は重大事故等対処設備である使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (54-3) にて監視										
			16-7	原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ	DB	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—
			16-8	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	DB	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
18 条	蒸気タービン	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (46-1 と同じ)	DB/SA	○	○	○	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間
			19-2	高圧炉心スプレイ系 (45-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			19-3	残留熱除去系 (21-2, 47-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			19-4	低圧炉心スプレイ系 (47-4 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（3 / 1 1）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止中※5	要求時間※6	供給可能時間				
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系※9 (21-1, 45-2 と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	24 時間
			20-2	制御棒駆動水圧系	DB	交流電源復旧後に使用										
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系※9 (20-1, 45-2 と同じ)	DB 拡張	○	○	-	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	24 時間
			21-2	残留熱除去系 (19-3, 47-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	残留熱除去系海水系 (47-3, 49-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装 (58-1 と同じ)※10	DB/SA	-	○	○	-	-	60 分	60 分	60 分	-	-	-
			23-2	起動領域計装 (58-2 と同じ)※10	DB/SA	○	○	○	-	-	60 分	-	-	-	4 時間	-
			23-3	原子炉スクラム用電磁接触器の状態※11, ※12	DB	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			23-4	制御棒位置※12, ※13	DB	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			23-5	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (58-3 と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	○	90 分	24 時間	9 時間	-	-	-
			23-6	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	DB/SA	○	○	○	-	○	90 分	24 時間	9 時間	-	-	-
			23-7	原子炉圧力容器温度 (DB)	DB	交流電源復旧後に使用										
			23-8	ドライウエル圧力 (DB)	DB	○	-	-	-	-	90 分	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			23-9	サブプレッション・プール水温度 (DB)	DB	○	-	-	-	-	90 分	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			23-10	格納容器内水素濃度	DB	交流電源復旧後に使用										
			23-11	格納容器内酸素濃度	DB	交流電源復旧後に使用										

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（4 / 1 1）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止中※5	要求時間※6	供給可能時間					
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池	
23 条	計測制御系統施設	無	23-12	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (58-15 と同じ)	DB/SA	○	○	○	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間	
			23-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (58-16 と同じ)	DB/SA	○	○	○	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間	
			23-14	サブプレッション・プール水位 (DB)	DB	—	—	—	—	—	—	90 分	24 時間	24 時間	—	—	24 時間
			23-15	原子炉隔離時冷却系系統流量 (58-23 と同じ)	DB 拡張	—	○	○	—	—	—	8 時間	24 時間	—	—	—	—
			23-16	高压炉心スプレイ系系統流量 (58-24 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
			23-17	低压炉心スプレイ系系統流量 (58-28 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
			23-18	残留熱除去系系統流量 (58-27 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
			23-19	非常用ガス処理系流量	DB						交流電源復旧後に使用						
			23-20	非常用ガス再循環系流量	DB						交流電源復旧後に使用						
			23-21	可燃性ガス濃度制御系流量	DB						交流電源復旧後に使用						
			23-22	残留熱除去系海水系系統流量 (58-34 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
			23-23	高压炉心スプレイ系海水ポンプ吐出圧力	DB 拡張	○	—	—	—	—	—	90 分	—	—	24 時間	—	—
			23-24	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力	DB 拡張	○	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	DB	○	—	—	—	—	60 分	24 時間	24 時間	—	—	—	
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	25-1	ほう酸水注入系 (44-3, 45-4, 51-53 と同じ)	DB/SA						交流電源復旧後に使用						
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備※1 4	DB						交流電源復旧後に使用						
			26-2	外の状況を監視する設備※1 4 (構内監視カメラ等)	DB	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—	—	
			26-3	中央制御室換気空調系	DB/SA						交流電源復旧後に使用						
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

第2.2-1表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（5 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止中※5	要求時間※6	供給可能時間				
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニター用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
31条	監視設備	有	31-1	モニタリング・ポスト	DB	交流電源復旧後に使用										
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
			32-2	非常用ガス再循環系	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
			32-3	可燃性ガス濃度制御系	DB	交流電源復旧後に使用										
33条	保安電源設備	有	33-1	M/C, P/C遮断器の制御回路	DB/SA	○	—	—	—	—	1分	1分	1分	—	—	—
			33-2	M/C遮断器の制御回路	DB 拡張	○	—	—	—	—	1分	—	—	1分	—	—
			33-3	非常用ディーゼル発電機初期励磁	DB 拡張	○	—	—	—	—	1分	1分	1分	—	—	—
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	DB 拡張	○	—	—	—	—	1分	—	—	1分	—	—
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源	DB	専用電源から供給										
35条	通信連絡設備	有	35-1	送受話器（警報装置を含む。）	DB	専用電源から供給										
			35-2	電力保安用電話設備	DB	専用電源から供給										
			35-3	無線連絡設備	DB	—	—	—	—	—	24時間	24時間	—	—	—	—
			35-4	衛星電話設備(62-1と同じ)	DB/SA	—	—	—	—	—	24時間	—	24時間	—	—	24時間
			35-5	データ伝送装置(62-2と同じ)	DB/SA	—	—	—	—	—	90分	—	24時間	—	—	24時間
			35-6	緊急時対策支援システム伝送装置(62-3と同じ)	DB/SA	専用電源から供給										
36条	補助ボイラー	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
37条	重大事故の拡大の防止等	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（6 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止※5	要求時間※6	供給可能時間				
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニター用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池
39条	地震による損傷の防止	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
40条	津波による損傷の防止	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備※7	DB	専用電源から供給										
42条	特定重大事故等対処施設	有	—	(申請対象外)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
43条	重大事故等対処設備	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	A T W S 緩和設備(代替制御棒挿入機能)	SA	—	○	—	—	—	60分	9時間	9時間	—	—	
			44-2	A T W S 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	SA	—	○	—	—	—	60分	9時間	9時間	—	—	
			44-3	ほう酸水注入系(25-1, 45-4, 51-3と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系※15	SA	—	○	—	—	—	24時間	—	—	—	—	24時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系※9, ※15(20-1, 21-1と同じ)	DB 拡張	—	○	—	—	—	8時間	24時間	—	—	—	24時間
			45-3	高圧炉心スプレイ系(19-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			45-4	ほう酸水注入系(25-1, 44-3, 51-3と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁(19-1と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	24時間	24時間	24時間	—	—	24時間
47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	47-1	低圧代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用										
			47-2	残留熱除去系(19-3, 21-2, 48-3, 49-3と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			47-3	残留熱除去系海水系(22-1, 49-2と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			47-4	低圧炉心スプレイ系(19-4と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			47-5	代替循環冷却系	SA	交流電源復旧後に使用										

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（7 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止※5	要求時間※6	供給可能時間					
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池	
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系※1 6	SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			48-2	格納容器圧力逃がし装置※1 7 (50-1, 52-1, 58-32 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			48-3	残留熱除去系(19-3, 21-2, 47-2, 49-3 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1	代替格納容器スプレイ冷却系	SA						交流電源復旧後に使用						
			49-2	残留熱除去系海水系(22-1, 47-3 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
			49-3	残留熱除去系(19-3, 21-2, 47-2, 48-3 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用						
			49-4	代替循環冷却系	SA						交流電源復旧後に使用						
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置※1 7 (48-2, 52-1, 58-32 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			50-2	代替循環冷却系	SA						交流電源復旧後に使用						
51 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	格納容器下部注水系	SA						交流電源復旧後に使用						
			51-2	高圧代替注水系	SA	-	○	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			51-3	ほう酸水注入系(25-1, 44-3, 45-4 と同じ)	DB/SA						交流電源復旧後に使用						
			51-4	低圧代替注水系	SA						交流電源復旧後に使用						
			51-5	代替循環冷却系	SA						交流電源復旧後に使用						
52 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置※1 7 (48-2, 50-1, 58-32 と同じ)	SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			52-2	格納容器内水素濃度 (SA)	SA						交流電源復旧後に使用						
			52-3	格納容器内酸素濃度 (SA)	SA						交流電源復旧後に使用						
53 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-1	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			53-2	原子炉建屋水素濃度	SA						交流電源復旧後に使用						
			53-3	原子炉建屋水素濃度	SA	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			53-4	原子炉ウエル水位	自主	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	
			53-5	格納容器頂部注水流量	自主	-	-	-	-	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間	

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（8 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止中※5	要求時間※6	供給可能時間						
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池		
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (16-1 と同じ)※8	DB/SA	—	—	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間		
			54-2	使用済燃料プール温度 (SA)	SA	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間	
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	SA	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間	
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間	
55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
56 条	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
57 条	電源設備	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)														
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装※10 (23-1 と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	○	60 分	60 分	60 分	—	—	—	
			58-2	起動領域計装※10 (23-2 と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	○	60 分	—	—	—	—	4 時間	—
			58-3	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) (23-5 と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	○	90 分	24 時間	9 時間	—	—	—	—
			58-4	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	SA	—	○	○	—	—	○	90 分	—	—	—	—	—	24 時間
			58-5	原子炉圧力 (23-6 と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	○	90 分	24 時間	9 時間	—	—	—	—
			58-6	原子炉圧力 (SA)	SA	—	○	○	—	—	○	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間
			58-8	ドライウエル圧力	SA	—	○	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間
58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	SA	—	○	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間			

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（9 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止中※5	要求時間※6	供給可能時間							
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池			
58条	計装設備	有	58-10	ドライウェル雰囲気温度	SA	—	○	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	24時間		
			58-11	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	SA	—	—	—	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	24時間	
			58-12	サブプレッション・プール水温度	SA	—	○	○	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	24時間	
			58-13	格納容器内水素濃度 (SA)	SA						交流電源復旧後に使用								
			58-14	格納容器内酸素濃度 (SA)	SA						交流電源復旧後に使用								
			58-15	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-12 と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	—	—	24時間	24時間	24時間	—	—	—	24時間
			58-16	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (23-13 と同じ)	DB/SA	—	○	○	—	—	—	—	24時間	24時間	24時間	—	—	—	24時間
			58-17	サブプレッション・プール水位	SA	—	○	—	—	○	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間
			58-18	格納容器下部水位	SA	—	—	—	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間
			58-19	代替淡水貯槽水位	SA	—	○	—	—	○	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間
			58-20	高圧代替注水系系統流量	SA	—	○	—	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間
			58-21	低圧代替注水系原子炉注水流量※18	SA	—	○	—	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間
			58-22	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	—	—	—	—	—	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間
			58-23	原子炉隔離時冷却系系統流量(23-15と同じ)	DB 拡張	—	○	○	—	—	—	—	8時間	24時間	—	—	—	—	—
			58-24	高圧炉心スプレイ系系統流量(23-16と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用								
			58-25	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 拡張						交流電源復旧後に使用								
			58-26	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 拡張						交流電源復旧後に使用								
			58-27	残留熱除去系系統流量(23-18と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用								
58-28	低圧炉心スプレイ系系統流量(23-17と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用											

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（10 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止中※5	要求時間※6	供給可能時間							
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニター用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池			
58 条	計装設備	有	58-29	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※19	SA	—	○	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-30	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※20	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-31	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-32	格納容器圧力逃がし装置※17 (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-33	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-34	残留熱除去系海水系系統流量(23-23 と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用													
			58-35	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-36	原子炉建屋水素濃度	SA	交流電源復旧後に使用													
			58-37	原子炉建屋水素濃度	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-38	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	DB 拡張	—	—	—	—	—	—	—	—	8 時間	24 時間	—	—	—	—
			58-39	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	DB 拡張	交流電源復旧後に使用													
			58-40	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-41	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	DB 拡張	—	—	—	○	—	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—
			58-42	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB/SA	—	—	—	○	—	—	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—
			58-43	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-44	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間
58-45	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間			
58-46	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間			

第 2.2-1 表 蓄電池（非常用）から電源供給する設備（11 / 11）

条文	内容	追加要求事項	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納容器※3	燃料※4	停止※5	要求時間※6	供給可能時間					
												区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池	
59条	原子炉制御室	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
60条	監視測定設備	有	60-1	可搬型モニタリング・ポスト	SA	専用電源から供給											
61条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源	SA	専用電源から供給											
62条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	衛星電話設備(35-4と同じ)	DB/SA	—	—	—	—	—	24時間	—	24時間	—	—	24時間	
			62-2	データ伝送装置(35-5と同じ)	DB/SA	—	—	—	—	—	90分	—	24時間	—	—	—	24時間
			62-3	緊急時対策支援システム伝送装置(35-6と同じ)	DB/SA	専用電源からの供給											
—	—	無	0-1	タービン制御系	(常用系)	—	—	—	—	—	—	8時間	8時間	—	—	—	

(凡例)

- : 区分Ⅰの蓄電池(125V A系蓄電池)から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池(125V B系蓄電池)から電源供給
- : 区分Ⅲの蓄電池(125V H P C S系蓄電池)から電源供給
- : 中性子モニタ用蓄電池A系又は中性子モニタ用蓄電池B系から電源供給
- : 緊急用直流125V蓄電池から電源供給
- : 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備
- : 建設時直流電源の供給を必要としていた設備

(略語)

D/W : ドライウエル

S/C : サプレッション・チェンバ

- ※1 : 設置許可基準規則第12条「安全施設」のうち、「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備
- ※2 : 重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※3 : 重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備
- ※4 : 重大事故等が発生した場合において、使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※5 : 重大事故等が発生した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備

※6：交流電源が復旧されるまでの間に蓄電池から電源供給が必要とされる時間

※7：火災防護対策設備で電源が必要な設備は、火災感知設備及び消火設備であるが、全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から給電されるまでの約90分間は専用電源から給電可能な設計とする。

※8：安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009）より多重性要求はないため、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて全交流動力電源喪失後約24時間監視可能な設計とする。

※9：重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については、緊急用直流125V蓄電池から給電可能な設計とする。

※10：平均出力領域計装及び起動領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、当該設備への蓄電池による電源供給としては60分間の給電が可能な設計とする。なお、原子炉停止維持確認として、起動領域計装は全交流動力電源喪失後4時間監視可能である。

※11：原子炉スクラム用電磁接触器の状態を原子炉保護系母線の充電表示ランプで確認する。

※12：安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG4611-2009）より制御棒位置は関連パラメータである原子炉スクラム用電磁接触器の状態と合わせ判断することにより、炉心の停止状態は監視又は推定できる。

※13：直流250V蓄電池（常用）より給電する。

※14：外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等があり、このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約8時間監視可能である。

- ※15：全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系が機能喪失している場合は、重大事故等対処設備である高圧代替注水系により、原子炉への注水が可能な設計とする。
- ※16：耐圧強化ベント系は、耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。
- ※17：格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。
- ※18：低圧代替注水系原子炉注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。
- ※19：低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器へのスプレイ流量の監視に用いる。
- ※20：低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部への注水流量の監視に用いる。

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(1 / 3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
原子炉圧力容器温度	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力 (SA)	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (広帯域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (SA 広帯域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (SA 燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高压代替注水系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系原子炉注水流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低压代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
ドライウエル雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・プール水温度	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	○	
ドライウエル圧力	-	-	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・チェンバ圧力	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
サブプレッション・プール水位	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	○	
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
起動領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
平均出力領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(2 / 3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
代替淡水貯槽水位	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	○	-	○	-	○	
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	○	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	
格納容器内酸素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	○	
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレイ系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系系統流量	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備  
(3 / 3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○

■ : 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで期待している計装設備について (1 / 5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源供給対象】																							
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-
【制御電源供給対象】																							
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	-
原子炉圧力 (SA)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	-
原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA 広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA 燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
高压代替注水系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低压代替注水系原子炉注水流量	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで期待している計装設備について (2 / 5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウェル雰囲気温度	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水温度	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウェル圧力	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ圧力	○	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水位	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	○	-
格納容器下部水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器内水素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	-	-	-	○	-	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	○	-	-	-	○	-	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで期待している計装設備について (3 / 5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
起動領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替淡水貯槽水位	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	-
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで期待している計装設備について (4 / 5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内酸素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレー系系統流量	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレー系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各シナリオで期待している計装設備について (5 / 5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-
残留熱除去系海水系系統流量	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	■	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

(凡例)

■: 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定しているシナリオ及び設備

○: 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

(3) 全交流動力電源喪失時の電源供給の方法

125V A系蓄電池又は125V B系蓄電池から24時間電源供給が必要な直流設備に電源供給を行う場合、蓄電池の容量を考慮し、下記のとおり不要な負荷の切離し操作を行う。

【全交流動力電源喪失から60分後】

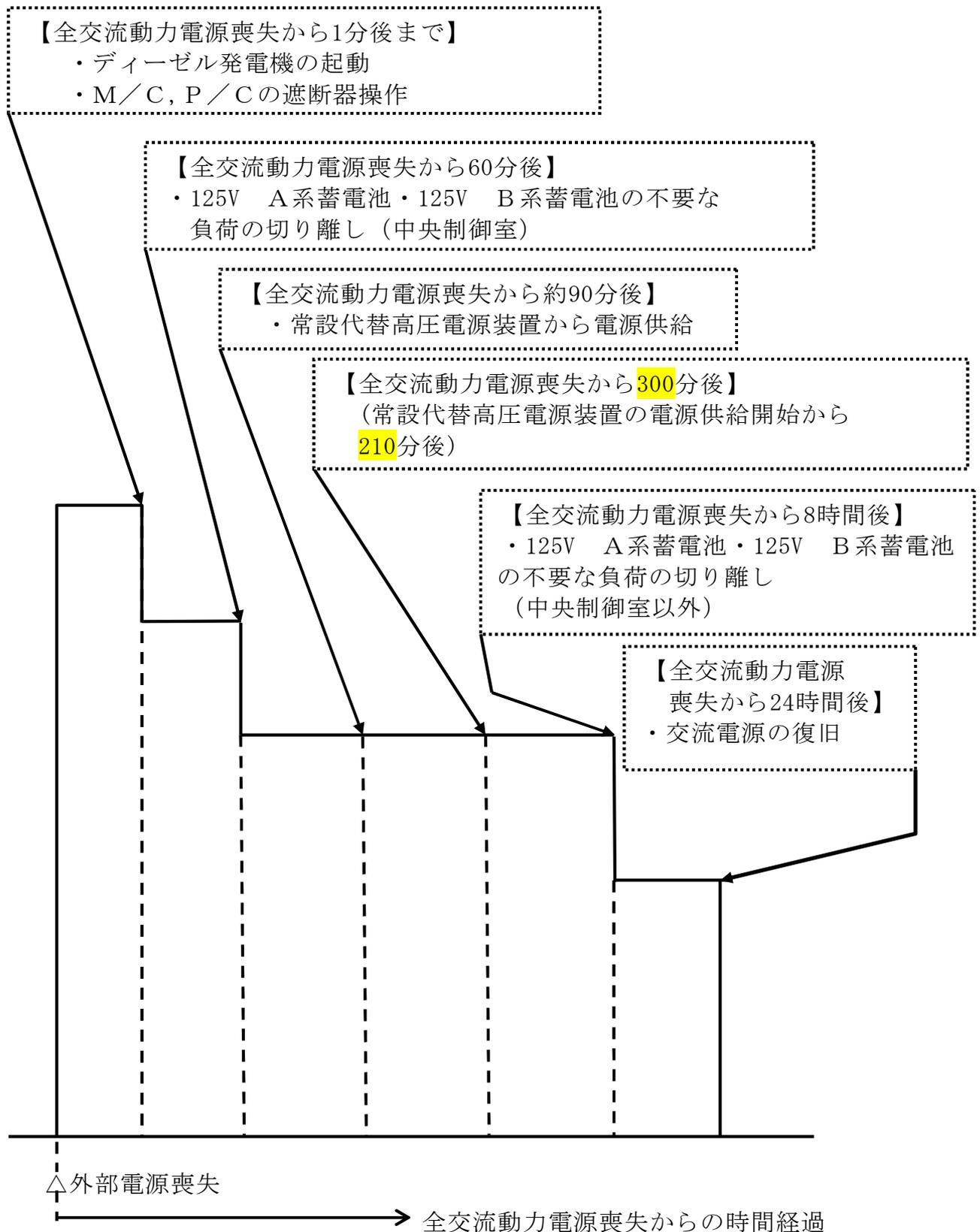
- ・125V A系蓄電池の不要な負荷の切り離し<sup>※1</sup>
- ・125V B系蓄電池の不要な負荷の切り離し<sup>※1</sup>

※1 中央制御室または隣接する電気室等において簡易な操作にて切り離し可能な負荷

【全交流動力電源喪失から8時間後】

- ・125V A系蓄電池の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）
- ・125V B系蓄電池の不要な負荷の切り離し（中央制御室以外）

全交流動力電源喪失直後から24時間後まで全交流動力電源喪失後の各時間において発生する設備操作の時系列を第2.2-1図に示す。



第 2.2-1 図 全交流動力電源喪失後の各時間において発生する設備操作の時系列

## 2.3 電気容量の設定

### 2.3.1 蓄電池（非常用）の容量について

#### 2.3.1.1 蓄電池（非常用）の運用方法について

蓄電池（非常用）の運用方法は以下のとおり。

##### (1) 125V A系蓄電池（区分Ⅰ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V A系蓄電池の不要な負荷の切り離しを中央制御室にて簡易な操作により行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

##### (2) 125V B系蓄電池（区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から 60 分後に 125V B系蓄電池の不要な負荷の切り離しを中央制御室にて簡易な操作により行う。その後、全交流動力電源喪失から 8 時間後に不要な負荷の切り離しを現場の操作により行う。その後、16 時間にわたり使用する。

##### (3) 125V H P C S系蓄電池(区分Ⅲ)

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 24 時間後まで使用する。

##### (4) 中性子モニタ用蓄電池（A系：区分Ⅰ，B系：区分Ⅱ）

全交流動力電源喪失から操作を要することなく 4 時間後まで使用する。

2.3.1.2 125V A系蓄電池の容量

(1) 125V A系蓄電池の負荷内訳

125V A系蓄電池は、以下の第2.3.1-1表に示す負荷に電力を供給する。

また、125V A系蓄電池による負荷給電パターンを、第2.3.1-1図に示す。

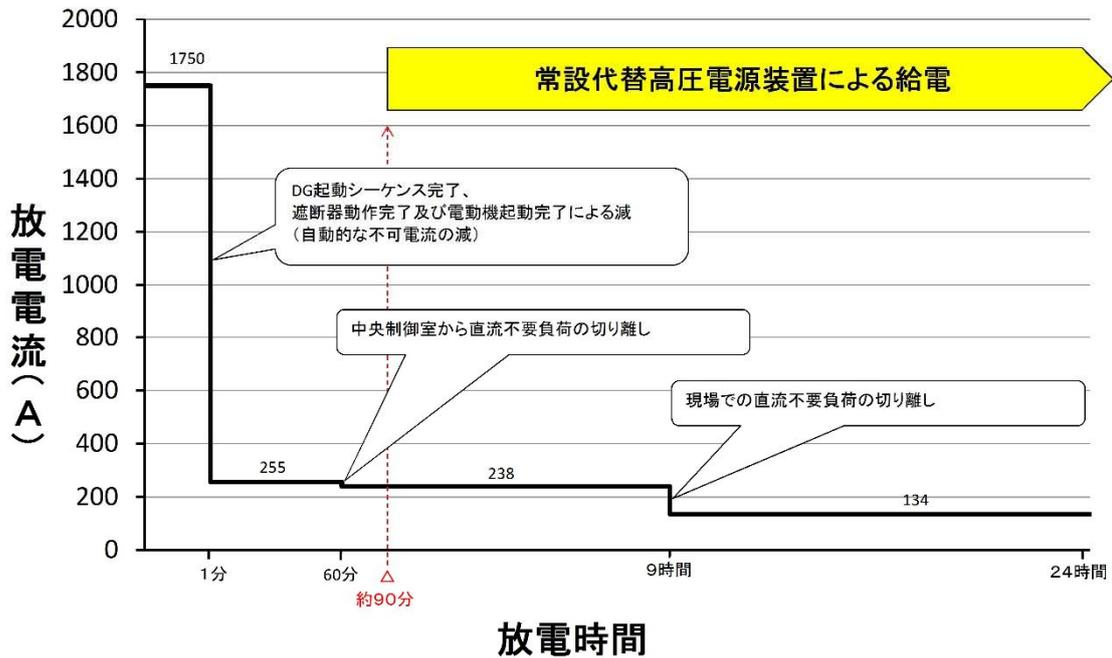
第2.3.1-1表 125V A系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間 <sup>※1</sup>	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御回路				
非常用ディーゼル発電機初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
その他の負荷 <sup>※3</sup>				
合計(A)	1750	255	238	134

※1：事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：D/G(A)初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、D/G(A)初期励磁電流（A）はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3：その他の負荷の内訳は「別添8 蓄電池（非常用）の容量内訳」参照



第 2.3.1-1 図 125V A系蓄電池負荷給電パターン

(2) 125V A系蓄電池の容量計算結果(蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照)

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1750] = 1444 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

② 60 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1750 + 1.98 \times (255 - 1750)] = 675 \text{Ah}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 1.98 \text{ (59 分)}, I_2 : 255 \text{ (A)}$$

③ 9 時間 (540 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] = \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1750 + 9.43 \times (255 - 1750) + 8.72 \times (238 - 255)]$$

$$= 2843\text{Ah}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539 分)}, I_2 : 255 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480 分)}, I_3 : 238 \text{ (A)}$$

④ 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1750 + 24.31 \times (255 - 1750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)] \\ &= 5284\text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1440 分)}, I_1 : 1750 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1439 分)}, I_2 : 255 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1380 分)}, I_3 : 238 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900 分)}, I_4 : 134 \text{ (A)}$$

注)  $C_i$  : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_i$  : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度  
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の順に  
付番

$C_i$  (  $i = 1, 2, 3, \dots, n$  ) で最大となる値が保守率を考慮した  
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5314Ah であり,  
125V A系蓄電池の容量 (6000Ah) 以下であることから, 125V A系蓄電  
池は必要な容量を有している。

2.3.1.3 125V B系蓄電池の容量

(1) 125V B系蓄電池の負荷内訳

125V B系蓄電池は、以下の第2.3.1-2表に示す負荷に電力を供給する。

また、125V B系蓄電池による負荷給電パターンを、第2.3.1-2図に示す。

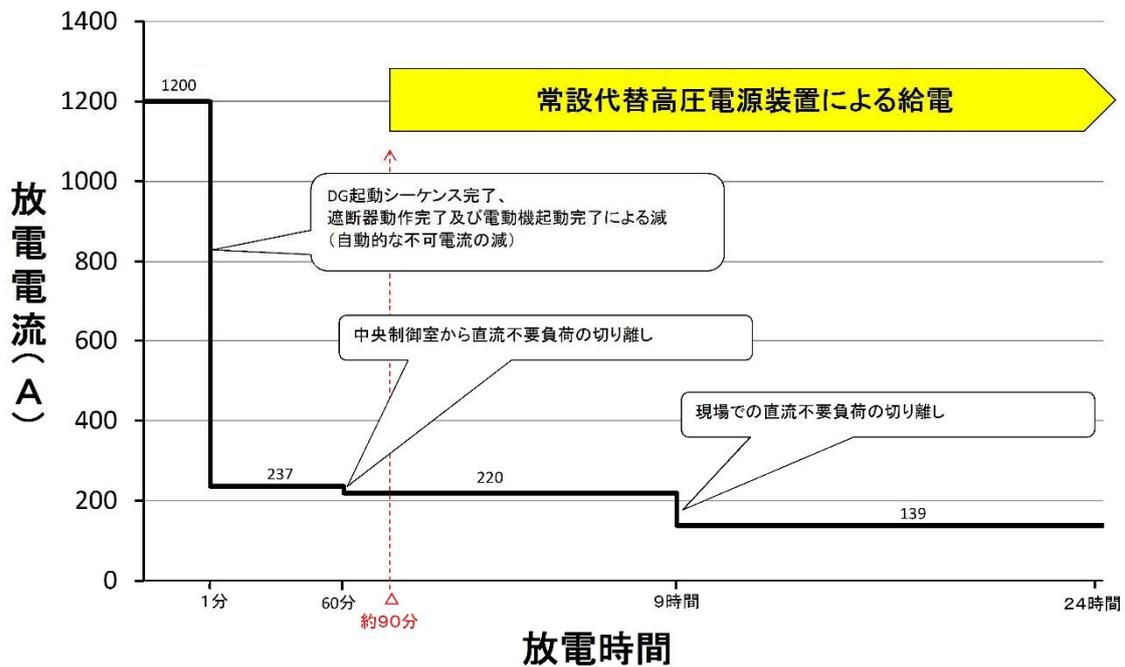
第2.3.1-2表 125V B系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間※1	9-24時間
M/C, P/C遮断器の制御回路				
非常用ディーゼル発電機初期励磁				
その他の負荷※3				
合計(A)	1200	237	220	139

※1：事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：D/G(B)初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、D/G(B)初期励磁電流（A）はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3：その他の負荷の内訳は「別添8 蓄電池（非常用）の容量内訳」参照



第 2.3.1-2 図 125V B系蓄電池負荷給電パターン

(2) 125V B系蓄電池の容量計算結果 (蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照)

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 1200] = 990 \text{Ah}$$

$$K_1 : 0.66 \text{ (1 分)}, I_1 : 1200 \text{ (A)}$$

② 60 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_2 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [2.00 \times 1200 + 1.98 \times (237 - 1200)] \\ &= 617 \text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 2.00 \text{ (60 分)}, I_1 : 1200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 1.98 \text{ (59 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

③ 9 時間 (540 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_3 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [9.44 \times 1200 + 9.43 \times (237 - 1200) + 8.72 \times (220 - 237)] \end{aligned}$$

$$= 2624\text{Ah}$$

$$K_1 : 9.44 \text{ (540 分)}, I_1 : 1200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 9.43 \text{ (539 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)}$$

$$K_3 : 8.72 \text{ (480 分)}, I_3 : 220 \text{ (A)}$$

④ 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$\begin{aligned} C_4 &= \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + K_4 (I_4 - I_3)] \\ &= \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 1200 + 24.31 \times (237 - 1200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)] \\ &= 5171\text{Ah} \end{aligned}$$

$$K_1 : 24.32 \text{ (1440 分)}, I_1 : 1200 \text{ (A)}$$

$$K_2 : 24.31 \text{ (1439 分)}, I_2 : 237 \text{ (A)} \quad 1$$

$$K_3 : 23.32 \text{ (1380 分)}, I_3 : 220 \text{ (A)}$$

$$K_4 : 15.32 \text{ (900 分)}, I_4 : 139 \text{ (A)}$$

注)  $C_i$  : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_i$  : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度  
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス(添え字) 1, 2, 3 ···, n : 放電電流の変化の順に  
付番

$C_i$  ( $i = 1, 2, 3 \dots, n$ ) で最大となる値が保守率を考慮した  
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 5151Ah であり,  
125V B系蓄電池の容量 (6000Ah) 以下であることから, 125V B系蓄電  
池は必要な容量を有している。

#### 2.3.1.4 125V HPC S系蓄電池の容量

##### (1) 125V HPC S系蓄電池の負荷内訳

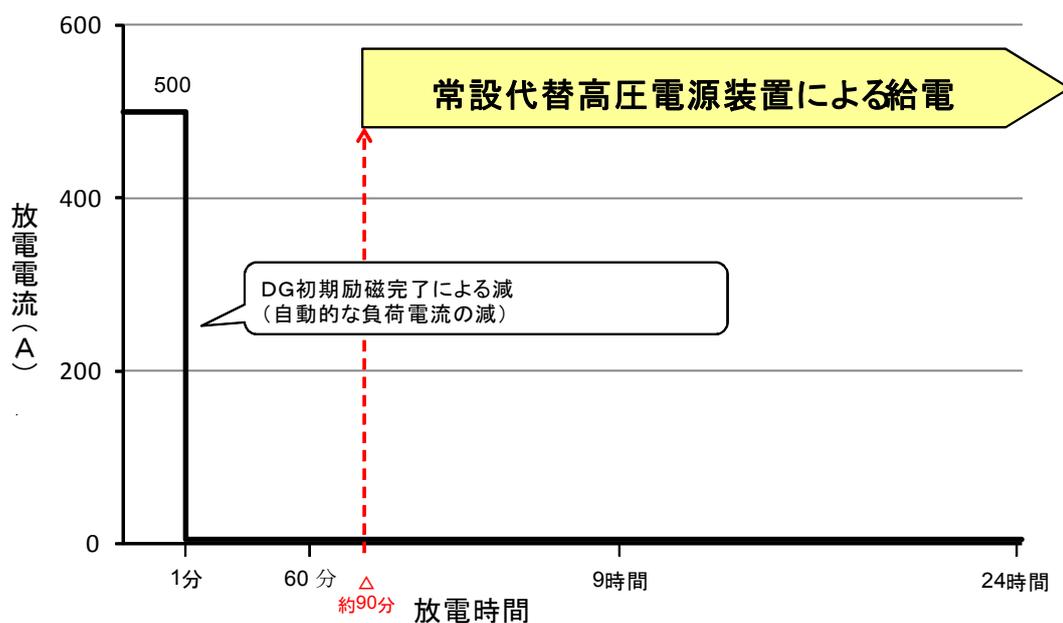
125V HPC S系蓄電池は、以下の第2.3.1-3表に示す負荷に電力を供給する。また、125V HPC S系蓄電池による負荷給電パターンを、第2.3.1-3図に示す。

第2.3.1-3表 125V HPC S系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0-1分	1分-24時間
M/C遮断器の制御回路		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁		
その他の負荷※2		
合計(A)	500	5

※1：高圧炉心スプレイ系D/G初期励磁はM/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、M/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し  A）は高圧炉心スプレイ系D/G初期励磁電流より小さいため、電流値の大きい高圧炉心スプレイ系D/G初期励磁電流に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※2：その他の負荷の内訳は「別添8 蓄電池（非常用）の容量内訳」参照



第 2.3.1-3 図 125V HPCS 系蓄電池負荷給電パターン

(2) 125V HPCS 系蓄電池の容量計算結果 (蓄電池の容量算出方法は別添 1 参照)

① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413 \text{Ah}$$

$K_1$  : 0.66 (1 分),  $I_1$  : 500 (A)

② 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)] = 159 \text{Ah}$$

$K_1$  : 24.32 (1440 分),  $K_2$  : 24.31 (1439 分)

$I_1$  : 500 (A),  $I_2$  : 5 (A)

注)  $C_i$  : +10°C における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_i$  : 容量換算時間 (時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度

により定まる容量に換算するための係数

$I$  : 放電電流 (A)

サフィックス  $i$  (添え字)  $1, 2, 3 \dots, n$  : 放電電流の変化の順に  
付番

$C_i$  ( $i = 1, 2, 3 \dots, n$ ) で最大となる値が保守率を考慮した  
必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 413Ah であり,  
125V H P C S 系蓄電池の容量 (500Ah) 以下であることから, 125V H P  
C S 系蓄電池は必要な容量を有している。

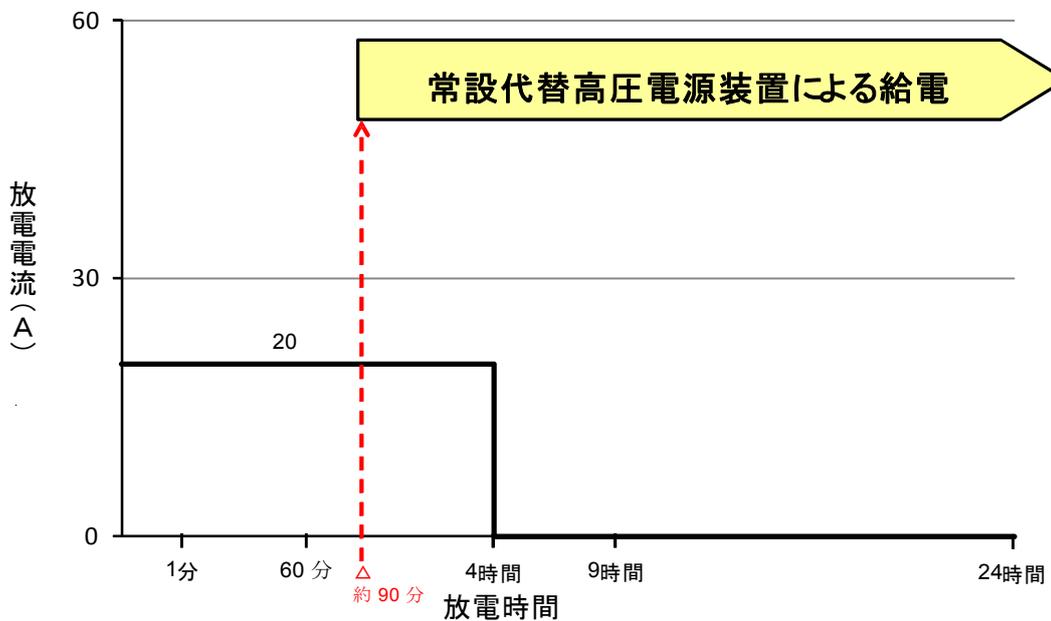
2.3.1.5 中性子モニタ用蓄電池A系の容量

(1) 中性子モニタ用蓄電池A系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池A系は、以下の第2.3.1-4表に示す負荷に電力を供給する。また、中性子モニタ用蓄電池A系による負荷給電パターンを、第2.3.1-4図に示す。

第2.3.1-4表 中性子モニタ用蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計(A)		



第2.3.1-4図 中性子モニタ用蓄電池A系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池A系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別添1参照）

① 4時間（240分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

$K_1$  : 5.30 (240分),  $I_1$  : 20.0 (A)

注)  $C_i$  : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_i$  : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

$C_i$  (  $i = 1, 2, 3..., n$  ) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池A系 (150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池A系は必要な容量を有している。

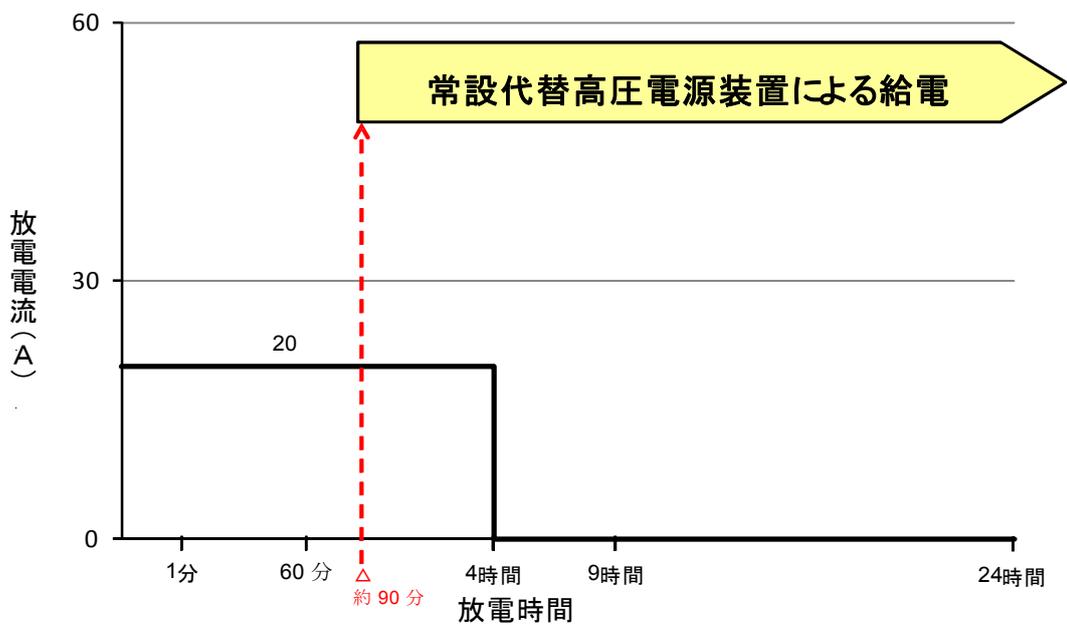
2.3.1.6 中性子モニタ用蓄電池B系の容量

(1) 中性子モニタ用蓄電池B系の負荷内訳

中性子モニタ用蓄電池B系は,以下の第2.3.1-5表に示す負荷に電力を供給する。また,中性子モニタ用蓄電池B系による負荷給電パターンを,第2.3.1-5図に示す。

第2.3.1-5表 中性子モニタ用蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計(A)	20.0	20.0



第2.3.1-5図 中性子モニタ用蓄電池B系負荷給電パターン

(2) 中性子モニタ用蓄電池B系の容量計算結果（蓄電池の容量算出方法は別添1参照）

① 4時間（240分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [5.30 \times 20.0] = 133$$

$K_1$  : 5.30 (240分),  $I_1$  : 20.0 (A)

注)  $C_i$  : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

$K_i$  : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に付番

$C_i$  (  $i = 1, 2, 3..., n$  ) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

上記計算より, 全交流動力電源喪失時に必要な最大容量は 133Ah であり, 中性子モニタ用蓄電池B系 (150Ah) 以下であることから, 中性子モニタ用蓄電池B系は必要な容量を有している。

### 2.3.1.7 まとめ

蓄電池(非常用)の定格容量及び保守率を考慮した必要容量の算出結果を、第2.3.1-6に示す。

本結果より、全交流動力電源喪失に備えて、蓄電池(非常用)が、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(24時間)以上確保でき、設置許可基準規則第14条の要求事項を満足する。

第2.3.1-6表 蓄電池(非常用)の容量判定

	定格容量	各時間までの保守率を考慮した必要容量	保守率を考慮した必要容量	判定 (保守率を考慮した必要容量 < 定格容量)
125V A系蓄電池	約6000Ah	1分間→1444Ah 60分間→675Ah 9時間→2843Ah 24時間→5284Ah	約5284Ah	○
125V B系蓄電池	約6000Ah	1分間→990Ah 60分間→617Ah 9時間→2624Ah 24時間→5171Ah	約5171Ah	○
125V HPCS系蓄電池	約500Ah	1分間→413Ah 24時間→159Ah	約413Ah	○
中性子モニタ用蓄電池A系	約150Ah	4時間→133Ah	約133Ah	○
中性子モニタ用蓄電池B系	約150Ah	4時間→133Ah	約133Ah	○

## 2.3.2 蓄電池（非常用）の配置の基本方針

### 2.3.2.1 蓄電池（非常用）の共通要因に対する頑健性

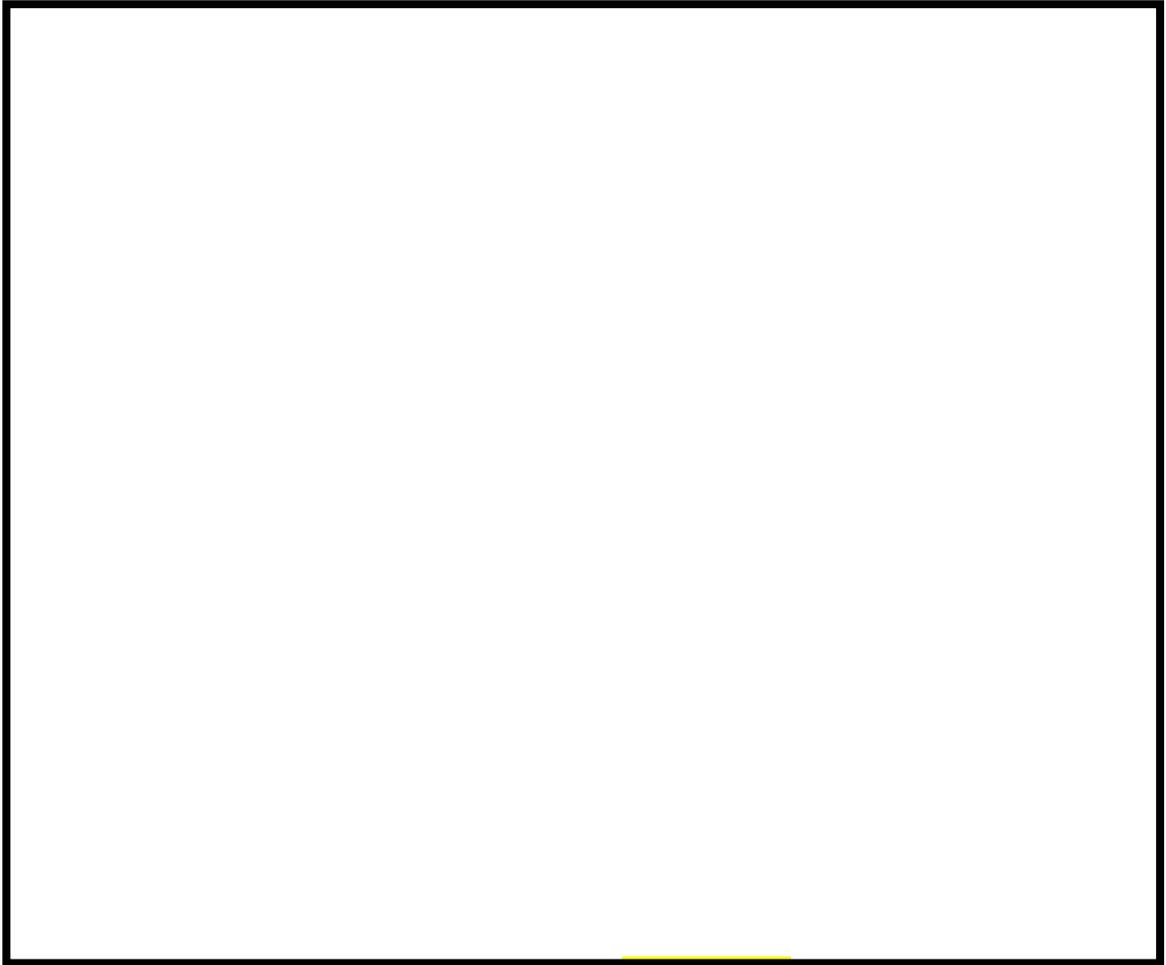
蓄電池（非常用）の配置を、第 2.3.2-1 図に示す。蓄電池（非常用）は、非常用 3 系統を別の場所に設置しており、主たる共通要因により機能を喪失しないよう多重性及び独立性を確保することとし、地震、津波、内部火災及び溢水の観点から、これら共通要因により機能が喪失しないよう頑健性を有していることを確認している。

また、発電所敷地で想定される上記以外の自然現象は、洪水、風（台風）、竜巻凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮であるが、これらに対しても蓄電池（非常用）は 3 系統を原子炉建屋内の別の場所に設置していることから、共通要因により機能は喪失しない。

主たる共通要因に対する頑健性を、第 2.3.2-1 表に示す

第 2.3.2-1 表 共通要因に対する頑健性

共通要因	対応（確認）方針	状況
地震	設計基準 <b>地震動</b> 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、建屋及び非常用の電気設備が機能維持できる設計とする。
津波	<b>基準津波</b> 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。	津波の遡上域における最大遡上高さ（敷地前面東側）は T.P.+17.9m であるが、新設する防潮堤（敷地前面東側 T.P.+20.0m）により蓄電池室は、津波の影響を受けない設計とする。
火災	適切な耐火能力を有する耐火壁又は隔壁等で分離を行う設計とする。	異なる系統の蓄電池室については、火災防護基準で要求されている 3 時間以上の耐火能力を有する防火壁又は隔壁等により分離する設計とする。
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溢水影響のないよう設備対策を実施する設計とする。	地震や火災による溢水に対して蓄電池が機能喪失にならないことを確認する。 また、蓄電池室には、蒸気源及び被水源がないため問題ない。



第 2.3.2-1 図 蓄電池 (非常用) 配置図

### 3. 別添

## 別添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 0601-2014)

- (2) 蓄電池温度は+10°Cとする。  
(3) 放電終止電圧は1.80V/セル(添付3)。  
(4) 保守率は0.8とする。  
(5) 容量算出の一般式

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

ここに、

$C_i$  : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

$L$  : 保守率 (0.8)

$K_i$  : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

$I$  : 放電電流 (A)

サフィックス  $i$  (添え字) 1, 2, 3, ...,  $n$  : 放電電流の変化の順に付番

$C_i$  ( $i=1, 2, 3, \dots, n$ ) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

2. 計算例 (125V H P C S系蓄電池容量)

- ① 1 分間供給で必要となる蓄電池容量

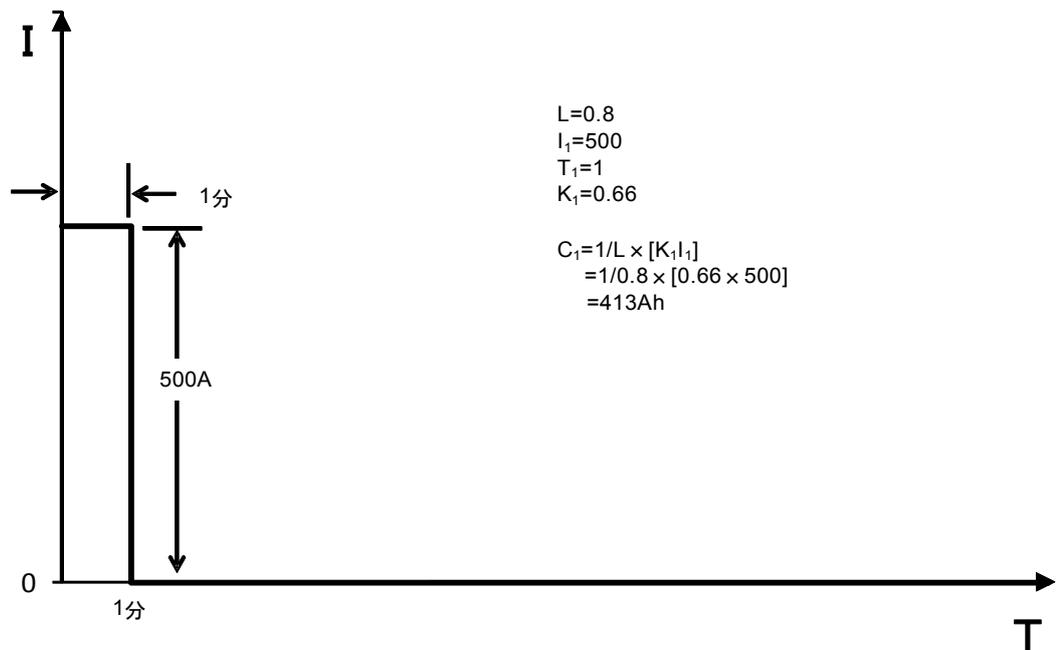
$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 500] = 413\text{Ah}$$

- ② 24 時間 (1440 分) 供給で必要となる蓄電池容量

$$C_{1440} = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 500 + 24.31 \times (5 - 500)]$$

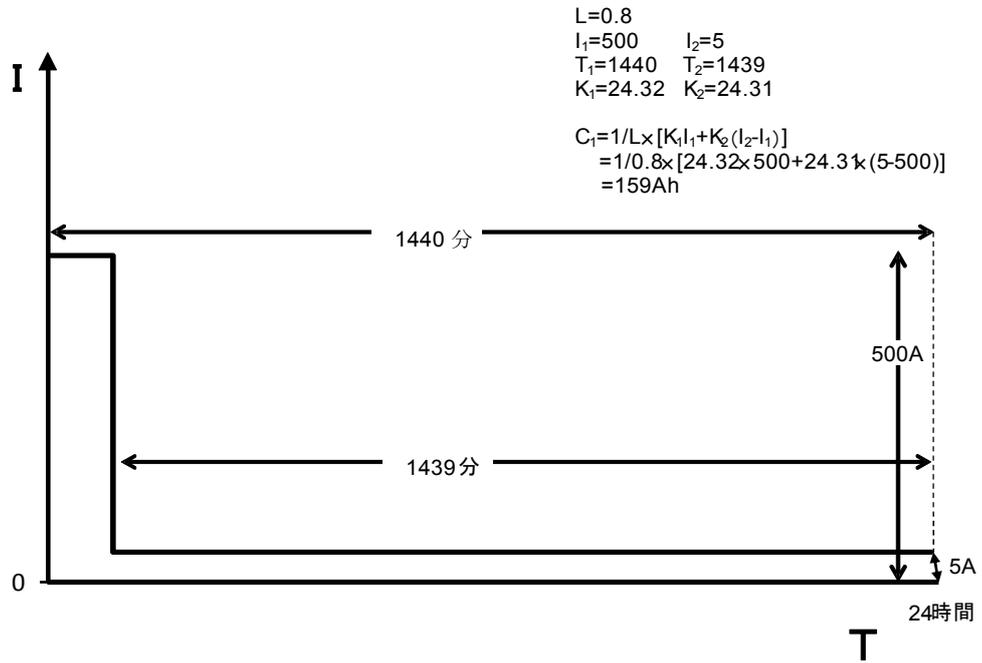
$$= 159\text{Ah}$$

給電開始から 1 分後までの蓄電池容量  $C_1 = 413\text{Ah}$  である。



第 1 図 給電開始から 1 分後までの負荷曲線

給電開始から 24 時間 (1440 分) 後までの蓄電池容量  $C_2 = 159\text{Ah}$  である。



第 2 図 給電開始から 1 分後までの負荷曲線

## 別添 2 蓄電池の容量換算時間K値一覧

蓄電池 (非常用) の容量換算時間を第 1 表に示す。

第 1 表 125V A系蓄電池, 125V B系蓄電池, 125V H P C S系蓄電池, 中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系 (制御弁式)

### 容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0. 6 6
5 9	1. 9 8
6 0	2. 0 0
2 4 0	5. 3 0
4 8 0	8. 7 2
5 3 9	9. 4 3
5 4 0	9. 4 4
5 9 9	1 0. 3 2
6 0 0	1 0. 3 2
9 0 0	1 5. 3 2
1 3 8 0	2 3. 3 2
1 4 3 9	2 4. 3 1
1 4 4 0	2 4. 3 2

### 別添 3 蓄電池の放電終止電圧

蓄電池の容量換算時間K値は、蓄電池の放電終止電圧に依存する。蓄電池の放電終止電圧は、蓄電池から電源供給を行う負荷の最低動作電圧に、蓄電池から負荷までの電路での電圧降下を加味して決定される。

東海第二発電所では、放電終止電圧を次のとおりとする。

125V A系蓄電池, 125V B系蓄電池, 125V H P C S系蓄電池, 中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系 : 1.80V/セル

#### 別添 4 蓄電池容量の保守性の考え方

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が低下する。蓄電池容量は次の理由から必要容量に対し容量に余裕を持った設計とする。

- (1) 東海第二発電所では電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014) による保守率 0.8 を採用しており、必要容量に対して余裕を持った定格容量を設定している。(定格容量 > 必要容量 / 保守率 0.8)

なお、次の理由からも蓄電池容量が必要容量を満足している。

- (2) 各負荷の電流値は原子炉隔離時冷却系真空ポンプ及び原子炉隔離時冷却系復水ポンプを除き実負荷電流ではなく設計値を用いている。

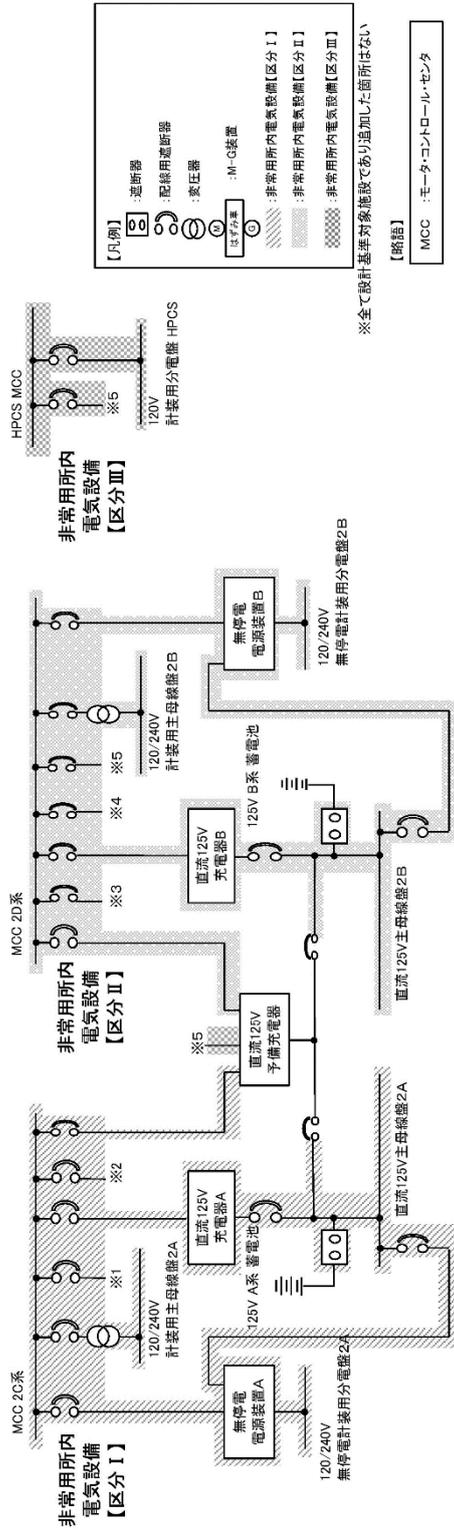
## 別添 5 所内常設蓄電式直流電源設備

125V A系蓄電池, 125V B系蓄電池は, 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, 設置許可基準規則第 57 条電源設備 解釈 1b)に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の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, 電気の供給を行うことが可能とする。

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に時間を要する場合は, 全交流動力電源喪失発生後 1 時間及び 8 時間後以降に 125V A系蓄電池, 125V B系蓄電池の不要負荷を切り離す手順とする。

別添6 計測制御用電源設備単線結線図



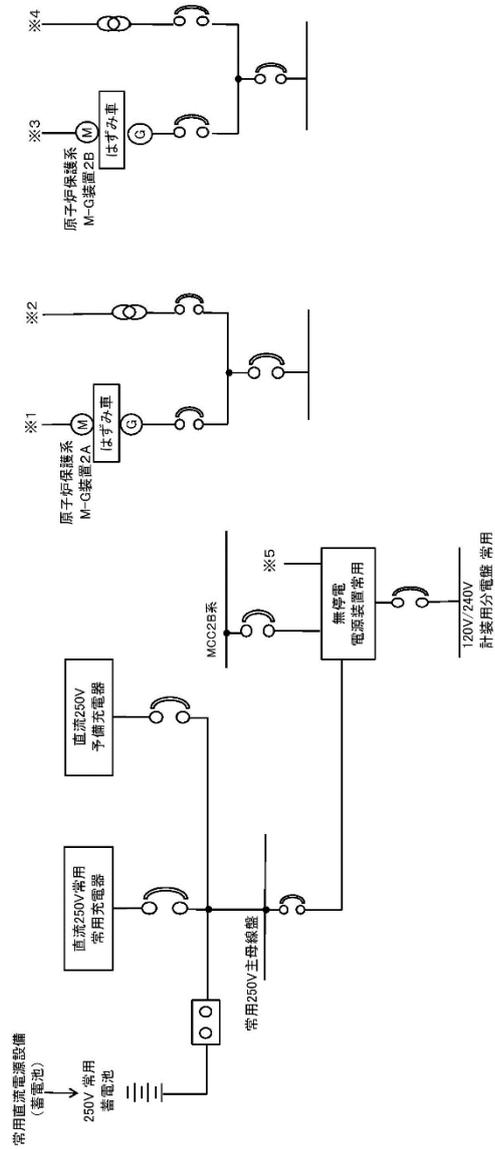
**【凡例】**

- ☐ : 遮断器
- ⊖ : 配線用遮断器
- ⊕ : 変圧器
- ⊖ : M-G装置
- ▨ : 非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
- ▩ : 非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
- ▧ : 非常用所内電気設備【区分Ⅲ】

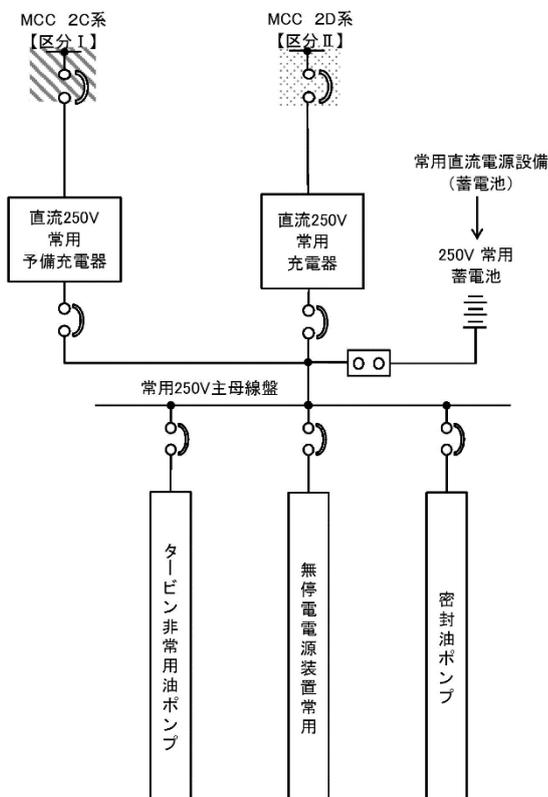
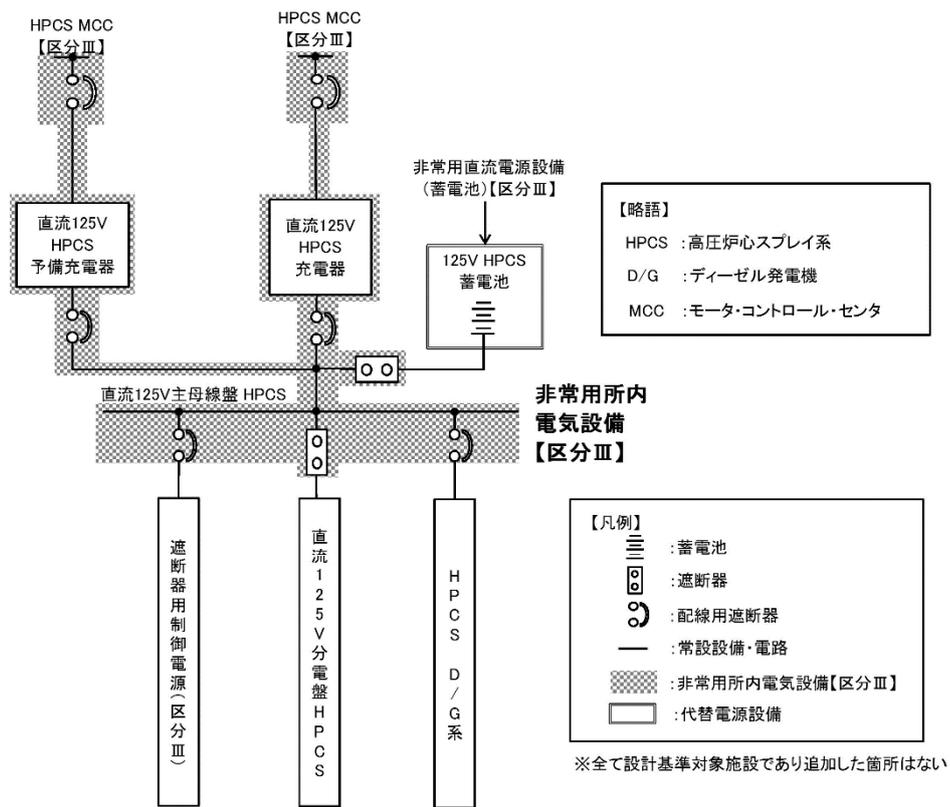
**【略語】**

MCC : モーターコントロールセンター

※全て設計基準対象施設であり追加した箇所はない



第1図 計測制御用電源単線結線図 (1 / 2)



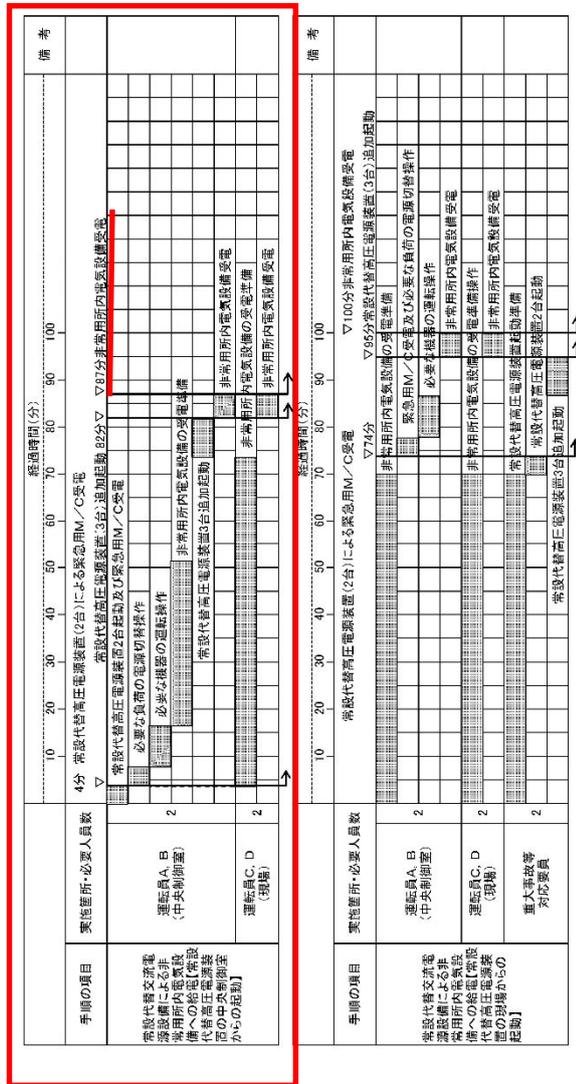
第1図 計測制御用電源設備単線結線図 (2 / 2)

## 別添 7 常設代替交流電源設備から電源供給を開始する時間

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの電源供給開始に要する時間は、「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」において、タイムチャートを提示する。第 1 図に同資料の抜粋を示す。

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から非常用高圧母線を受電するまでは 87 分である。

よって常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からは 90 分で電源供給開始が可能である。



1.14-87

第 1.14.2.1-4 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

第 1 図 「「東海第二発電所「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について」抜粋

別添 8 蓄電池（非常用）の容量内訳

125V A系蓄電池，125V B系蓄電池，125V H P C S系蓄電池の内訳は以下の第1表～第3表のとおりである。

第1表 125V A系蓄電池その他の負荷

負荷名称	0-1分	1分-60分	1-9時間	9-24時間
原子炉隔離時冷却系弁				
インバータ 2A ※1				
DB/SA 分離盤（区分 I）（突合せ給電を除く）※2				
DB/SA 分離盤（区分 I）（突合せ給電）※3				
SRV（現場）A系※4				
H13-P638（格納容器雰囲気放射線モニタ A系）※5				
H13-P617(ATWS 用計装) ※6				
直流非常灯				
DC 制御他※7				
その他の負荷合計（A）				

※1：インバータ 2A の負荷は以下の設備

- ・ 平均出力領域計装，外の状況を監視する設備，津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ，無線連絡設備

※ 2 : DB/SA 分離盤 (区分 I) (突合せ給電を除く) は以下の設備

- ・原子炉建屋隔離時冷却系系統流量, ドライウェル圧力, サプレッション・プール水温度 (DB), サプレッション・プール水位, 原子炉水位用凝縮槽温度

※ 3 : DB/SA 分離盤 (区分 I) (突合せ給電) は以下の設備

- ・原子炉圧力, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力, 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※ 4 : SRV (現場) A 系は以下の設備

- ・逃がし安全弁

※ 5 : H13-P638 (格納容器雰囲気放射線モニタ A 系) は以下の設備

- ・格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

※ 6 : H13-P617 (ATWS 用計装) は以下の設備

- ・ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能), ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)

※ 7 : DC 制御他は以下の設備

- ・安全保護系, 蓄電池水素濃度, 使用済プールライナードレン漏えい検知, 非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力, 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力, タービン制御系など

第 2 表 125V B系蓄電池その他の負荷

負荷名称	0-1 分	1 分-60 分	1-9 時間	9-24 時間
インバータ 2B ※1				
DB/SA 分離盤 (区分Ⅱ) (突合せ給電を除く) ※2				
DB/SA 分離盤 (区分Ⅱ) (突合せ給電) ※3				
SRV (現場) B系 ※4				
H13-P638 (格納容器 雰囲気放射線モニタ B系) ※5				
H13-P617(ATWS 用計 装) ※6				
データ伝送装置				
SA 監視盤 ※7				
直流非常灯				
DC 制御他 ※8				
その他の負荷 合計 (A)				

※ 1 : インバータ 2B の負荷は以下の設備

- ・平均出力領域計装, 原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ, 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ, 衛星電話設備, データ伝送装置

※ 2 : DB/SA 分離盤 (区分Ⅱ) (突合せ給電を除く) は以下の設備

- ・ドライウエル圧力, サプレッション・プール水温度 (DB), サプレッション・プール水位 (DB), 原子炉水位用凝縮槽温度

※ 3 : DB/SA 分離盤 (区分Ⅱ) (突合せ給電) は以下の設備

- ・原子炉圧力, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※ 4 : SRV (現場) B 系は以下の設備

- ・ 逃がし安全弁

※ 5 : H13-P638 (格納容器雰囲気放射線モニタ B 系) は以下の負荷

- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

※ 6 : H13-P617 (ATWS 用計装) は以下の設備

- ・ ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能), ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)

※ 7 : SA 監視盤

- ・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA 領域)

※ 8 : DC 制御他は以下の設備

- ・ 安全保護系, 非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力, 蓄電池室水素濃度, タービン制御系など

第 3 表 125V H P C S 系蓄電池その他の負荷

負荷名称	0-1 分	1 分-24 時間
DC 制御他 <sup>※1</sup>		
その他の負荷合計 (A)		

※ 8 : DC 制御他は以下の設備

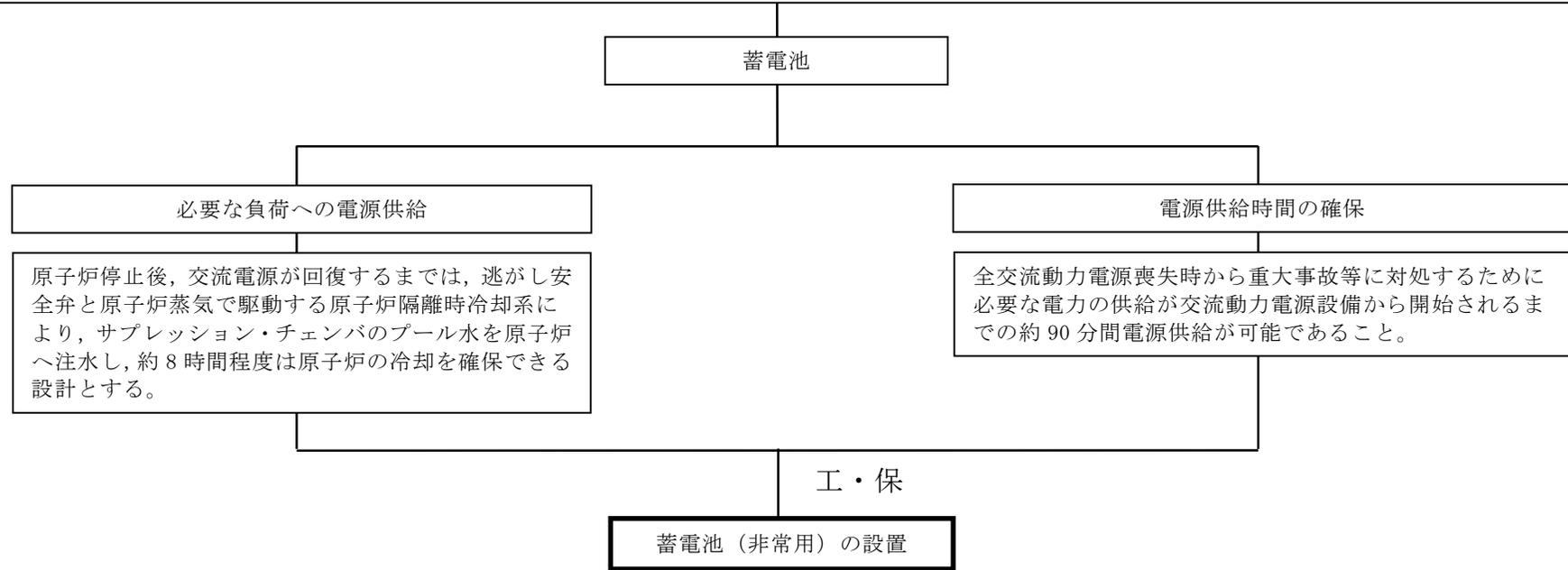
- ・ 高圧炉心スプレイ系海水ポンプ吐出圧力など

東海第二発電所  
運用，手順説明資料  
全交流動力電源喪失対策設備

## 第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備

**設置許可基準規則 第 14 条**

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。



14 条-91

<p><b>【後段規制との対応】</b></p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p><b>【添付八への反映事項】</b></p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span>：添付八</p> <p><span style="border: 1px dashed black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span>：当該条文に該当しない （他条文での反映事項他）</p>
--	--

運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対象等
<p>第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備</p>	<p>蓄電池 (非常用)</p>	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

# 東海第二発電所

## 安全保護回路

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 第 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. 安全保護回路

##### 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 安全保護回路の概要

##### 2.3 安全保護回路の物理的分離対策

##### 2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

##### 2.5 想定脅威に対する対策について

##### 2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 アナログ型安全保護回路について，承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

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

別紙 3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、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 7 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

3. 運用，手順説明資料

（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東海第二発電所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運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

## 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。（第1.1表）

第 1.1 表 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>	<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>	<p>変更なし</p>
<p>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。</p>	<p>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じる場合において、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。</p>	<p>変更なし</p>
<p>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。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p>	<p>変更なし</p>
<p>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。</p>	<p>三 系統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こと。</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
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。	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。	変更なし
<u>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。</u>	<u>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。</u>	追加要求事項
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 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。	変更なし
—	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。	変更なし
—	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。	変更なし

## 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

##### (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，及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより，燃料の許容設計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，原子炉緊急停止系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。

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，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，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ことで，不正アクセス行為をさせず，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。

【説明資料 (2.1 : P24 条-31, 32) (2.2 : P24 条-32, 33) (2.3 : P24 条-34)  
(2.4 : P24 条-35) (2.5 : P24 条-36, 37)】

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。

## へ 計測制御系統施設の構造及び設備

### (2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は、「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は、不正アクセス行為をさせず、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-31, 32) (2.2 : P24 条-32, 33) (2.3 : P24 条-34)  
(2.4 : P24 条-35) (2.5 : P24 条-36, 37)】

#### (i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は、次に示す条件により原子炉をスクラムさせるため、2つの独立のチャンネルが設けられ、これらの同時動作によって原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）

- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失、モード・スイッチ「停止」及び手動の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低、主蒸気管流量大、主蒸気管トンネル温度高、復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低、原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

## (2) 安全設計方針

### 1.1.5 計測制御系統施設設計の基本方針

#### 1.1.5.1 原子炉出力制御系

運転及び制御保護動作に必要な中性子束，温度，圧力等を測定する核計装及び原子炉プラント・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出力制御系を設ける。

#### 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，警報を発信する装置を設ける。

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 安全保護系

##### (1) 原子炉緊急停止系作動回路

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，原子炉スクラムを行うために原子炉緊急停止系を設ける。原子炉緊急停止系作動回路は，必要な場合に確実に作動するように多重性及び独立性を備え，単一故障によって保護機能を喪失しない設計とするとともに，駆動源が喪失した場合には，最終的に安全な状態に落ち着く設計とする。

また，これらの保護機能が喪失していないことを運転中に確認できるよう設計する。

##### (2) 工学的安全施設作動回路

原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、炉心及び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回路を設ける。工学的安全施設作動回路は、原子炉緊急停止系作動回路と同様に高い信頼性が得られるよう設計する。

#### 1.1.5.4 安全保護回路不正アクセス防止

安全保護回路への不正アクセス行為をさせず、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-31, 32) (2.2 : P24 条-32, 33) (2.3 : P24 条-34)

(2.4 : P24 条-35) (2.5 : P24 条-36, 37) 】

(3) 適合性説明

(安全保護回路)

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こ  
と。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えることがないように設計する。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料の許容設計限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより原子炉を停止できるように設計する。

##### 第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
  - a. 原子炉圧力高
  - b. 原子炉水位低
  - c. ドライウェル圧力高
  - d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
  - e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
  - f. 中性子束指示低（出力領域計装）

- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震**加速度大**
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

(2) その他主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には，次のようなものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

### 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少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し、機器又はチャンネルの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、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。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は、検出器、トリップ接点、論理回路、主トリップ継電器等で構成し、基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため、原子炉緊急停止系作動回路は、運転中すべて励磁状態であり、電源の喪失、継電器の断線及び検出器を取外した場合、回路が無励磁状態で、チャンネル・トリップになるようにする。

したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

核計装系は、安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち、運転中でもバイパスして保守、調整及び校正できる。

したがって、これが故障の場合、故障チャンネルはバイパスし、残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 第1項第2号の(2)項に示す工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む。）は、多重性をもった構成とする。したがって、これらの単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

### 第1項第4号について

安全保護系は、通常運転時、補修時、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、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル、電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。各トリップチャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系動作回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。

#### 第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、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保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなるものの主要なものをあげると以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
  - a. スクラム
  - b. 主蒸気隔離弁閉
  - c. 格納容器ベント弁閉
- (2) 制御用空気喪失
  - a. スクラム
  - b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

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

安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで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

安全保護系のアナログ回路は、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措置を実施することで物理的に分離するとともに、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）通信に制限することで機能的に分離し、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限により不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-31, 32）（2.2：P24条-32, 33）（2.3：P24条-34）  
（2.4：P24条-35）（2.5：P24条-36, 37）】

#### 第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは電源、検出器、ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

計装配管は、2系列で独立性があり、さらに1系列内で安全保護系と共用している計測制御系の配管は、安全保護系と同等の設計としている。

また、核計装等の検出部が表示、記録計用検出部と共用しているが、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし

#### 1.4 設備等（手順等含む）

### 6. 計測制御系統施設

#### 6.3 原子炉計測制御系

##### 6.3.2 安全保護系

###### 6.3.2.1 概要

安全保護系は、原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む。）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

###### 6.3.2.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料の許容設計限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引き抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、事故時にあつては、直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、フェイル・セイフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）とし、安全上

許容される状態になるようにする。

- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系の電源は、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）又は所内常設直流電源設備から給電する設計とする。
- (8) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (9) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (10) 安全保護系は、不正アクセス行為その他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-31, 32) (2.2 : P24 条-32, 33) (2.3 : P24 条-34)

(2.4 : P24 条-35) (2.5 : P24 条-36, 37)】

#### 6.3.2.3 主要設備の仕様

- (1) 原子炉緊急停止系 第 6.3-1 表, 第 6.3-2 図,  
第 6.3-3 図及び第 6.3-5 図
- (2) その他の主要な安全保護系 第 6.3-2 表,  
第 6.3-6 図及び第 6.3-7 図

#### 6.3.2.4 主要設備

- (1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.3-2 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャンネルには、1 つの測定変数に対して少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接

点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第 6.3-1 表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

- (a) 「停止」このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセット

トが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。

- (b) 「燃料取替」このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。
- (c) 「起動」このモードは原子炉を起動し、最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.13MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系には、次のようなものが設けられる。

- a. 原子炉水位異常低下、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低、主蒸気管流量大、主蒸気管トンネル温度高、復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ

系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動

d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

### (3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第6.3-2図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は，各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで，継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも，スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

#### (4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また運転監視補助装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

#### (5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されてい

て、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の2チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長い。原子炉を停止させる場合、1本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

#### (6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第6.3-3図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用M-G装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の480V交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

MGセットを保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

#### 6.3.2.5 試験検査

(1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルの手動スクラム・スイッチによるスクラム・パイロット弁の作動の確認

b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各チャンネルごとの鍵付テスト・スイッチによるスクラム・パイロット弁の作動の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及び各検出器の信号入力回路から校正用模擬信号を入れることによるスクラム・パイロット弁の作動の確認

また、各制御棒のスクラム時間の確認のための制御棒スクラム試験は、施設

定期検査時に行うことができる。

- (2) その他の主要な安全保護系は、原則として原子炉運転中でも各検出器の校正用タップ及び各検出器の信号入力回路から校正用模擬信号を入れることにより、各チャンネルの作動の確認を行うことができ、その機能が喪失していないことを確認できる。なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことができる。

#### 6.3.4 原子炉プラント・プロセス計装

##### 6.3.4.1 概 要

原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、原子炉施設の重要な部分には、すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水系及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

原子炉の停止、炉心冷却及び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。

##### 6.3.4.2 設計方針

- (1) 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及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようプロセス計装を設ける。

- (2) 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監視できるように、プロセス計装を設ける。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.3.2 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(10)を満足するように設計する。
- (4) 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があった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

#### 6.3.4.3 主要設備

##### (1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は、水位、圧力、容器胴部の温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は差圧形検出器で連続的に測定され、指示及び記録される。水位高及び水位低で警報が出され、水位低下が更に大きい場合には、原子炉スクラム信号が出される。原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2個のOリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、内側Oリングからの漏えい水は、レベル・スイッチ・チェンバに集められ、水位高で警報が出される。また、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

##### (2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプの

ディフューザの差圧によって測定される。再循環ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低、並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録される。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水圧系、スクラム・アキュムレータ及びスクラム・ディスチャージ・ボリューム、並びに制御棒位置の指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水圧系では、原子炉と駆動水圧系との差圧、駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）などが計測される。

スクラム・アキュムレータ及びディスチャージ・ボリューム系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、ディスチャージ・ボリューム水位などが計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、ディスチャージ・ボリュームの水位高で警報が出される。ディスチャージ・ボリュームの水位が更に高くなれば、原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 漏えい検出系計装

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は、ドライウエル内ガス冷却装置のドレン量、格納容器内サンプル水量の測定により約3.8L/minの漏えいを1時間以内に検出できるようにする。また、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ようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(6) 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料プールの水位及び温度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温度、水位その他使用済燃料プールの状態を示す事項を監視できる設計とする。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ドライウエル及びサプレッション・チェンバ系では、ドライウエル圧力及びサプレッション・プールの水温及び水位が計測され、ドライウエル圧力高で原子炉はスクラムされる。

ほう酸水注入系では、ほう酸水貯蔵タンク水位、ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され、タンク水位低、ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では、ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

(8) 記録及び保存

安全保護系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。

(9) プロセス計算機

中央制御室によるプラントの状態把握を補助するものとして、所要の処理能力及び記憶容量を有するプロセス計算機を設け、主にプロセス計装からの信号を入力し、圧力、温度、流量、放射線レベル等の印字及び画面表示を行う。

#### 6.3.4.4 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

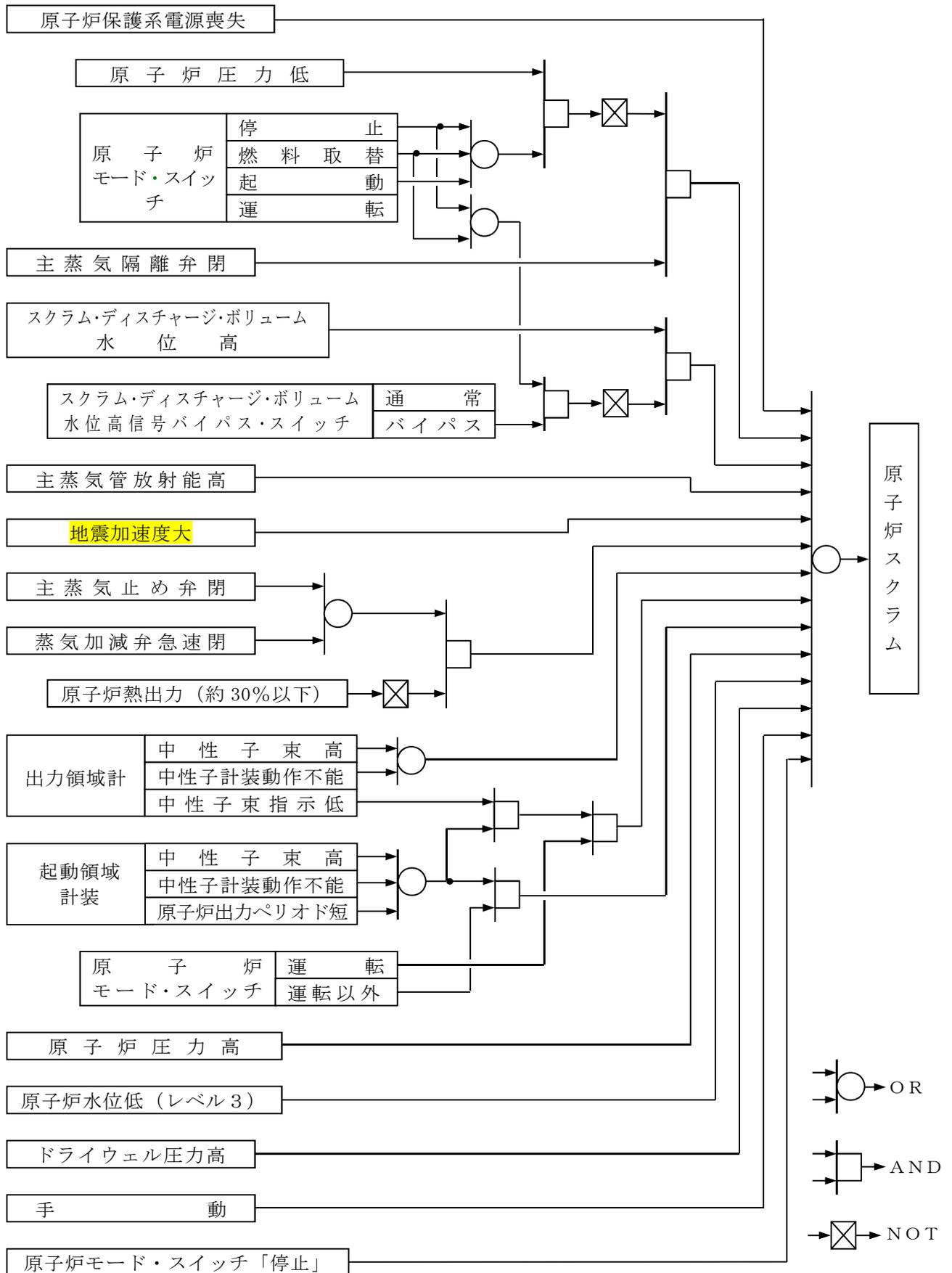
#### 6.3.2.5 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定める。

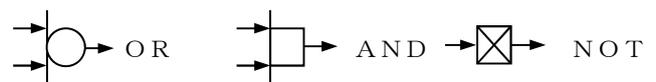
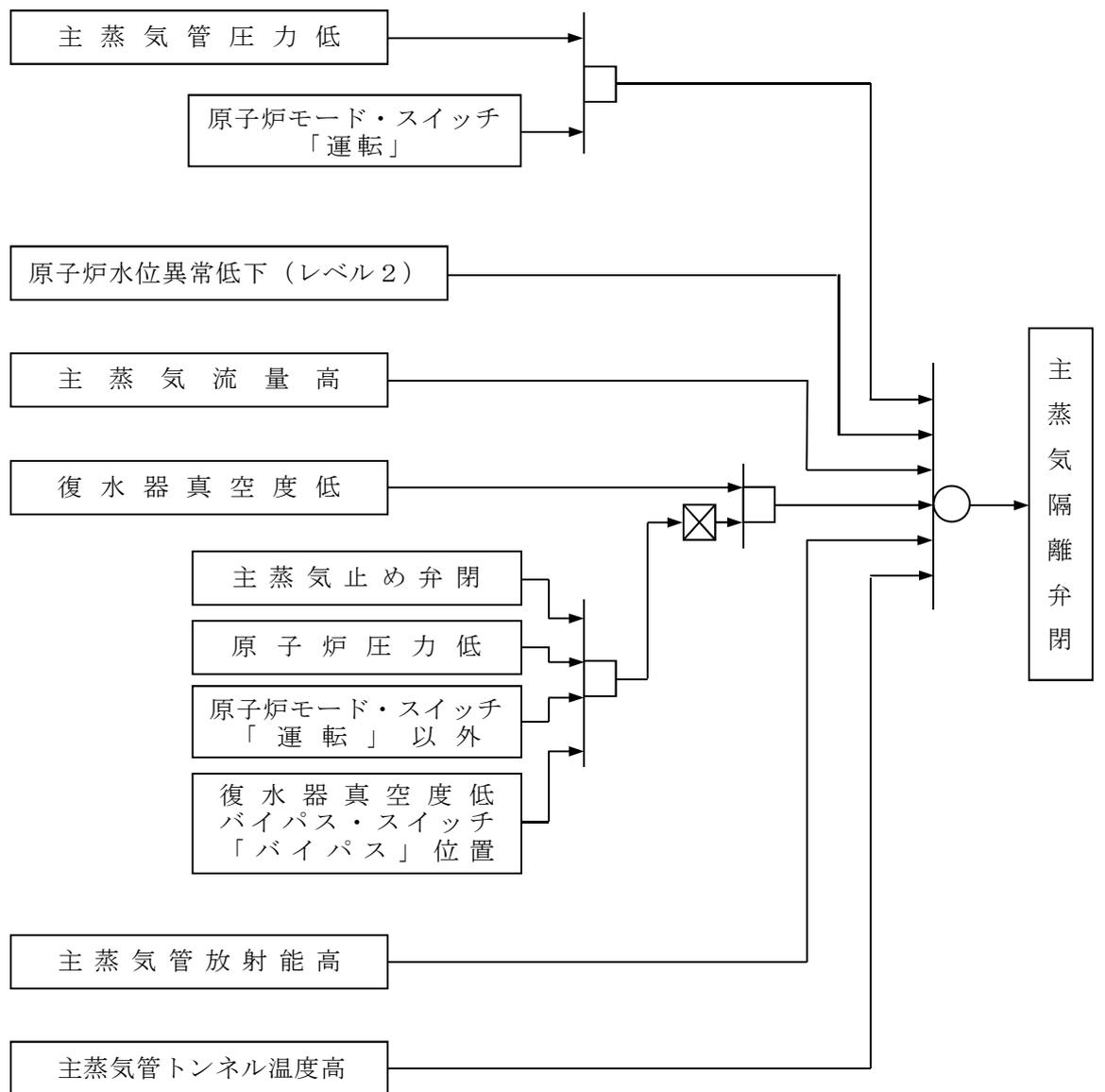
- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定める。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1 安全設計の方針 1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.3-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

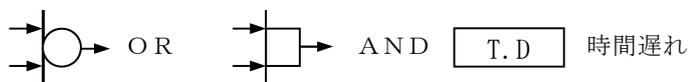
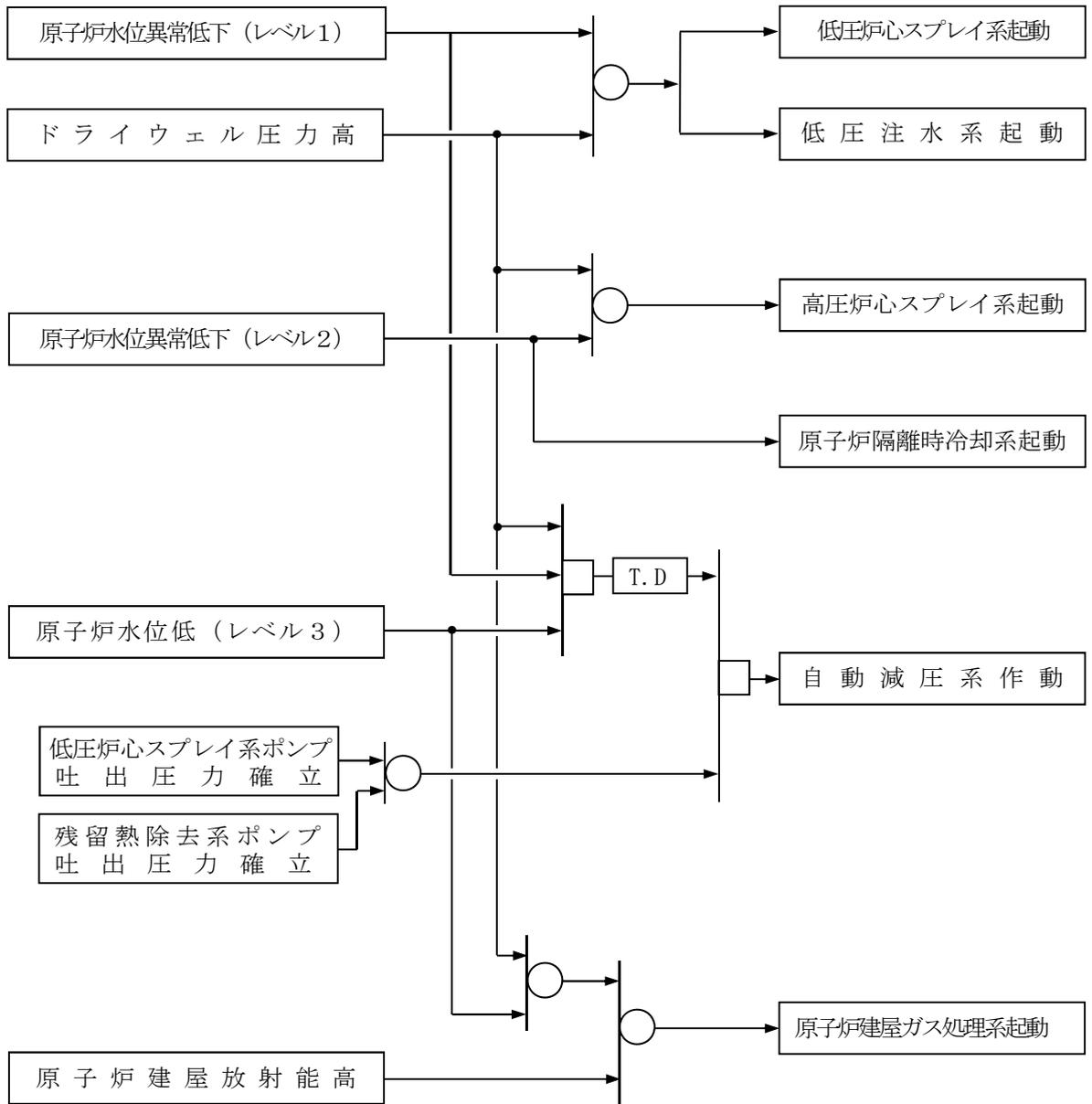
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,370cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 原子炉隔離時冷却系起動	1,245cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウエル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気流量高	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93°C
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下



第 6.3-5 図 原子炉緊急停止系機能説明図



第 6.3-6 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）



第 6.3-7 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

## 2. 安全保護回路

### 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（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）のうちデジタル処理部のある機器については，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し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル処理部を持つ機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで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

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路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，及びハードウェアを直接接続しない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<sup>※</sup>し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

**※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。**

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

安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は，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，保守以外の不要な演算回路へのアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

- (5) 耐ノイズ・サージ対策

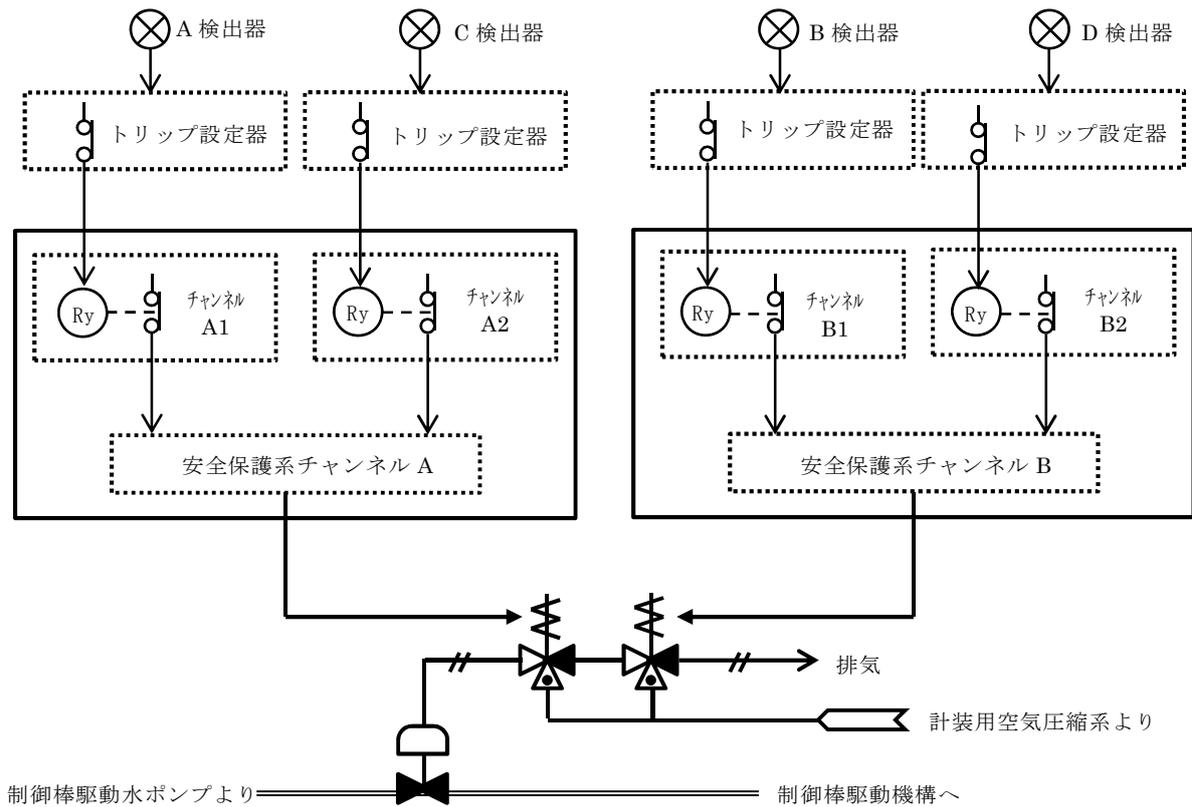
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

## 2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤーロジック（補助継電器や配線等）で構成されており，ソフトウェアを用いないアナログ回路である。従って，ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として，原子炉緊急停止系の構成例を第2.2図に示す。

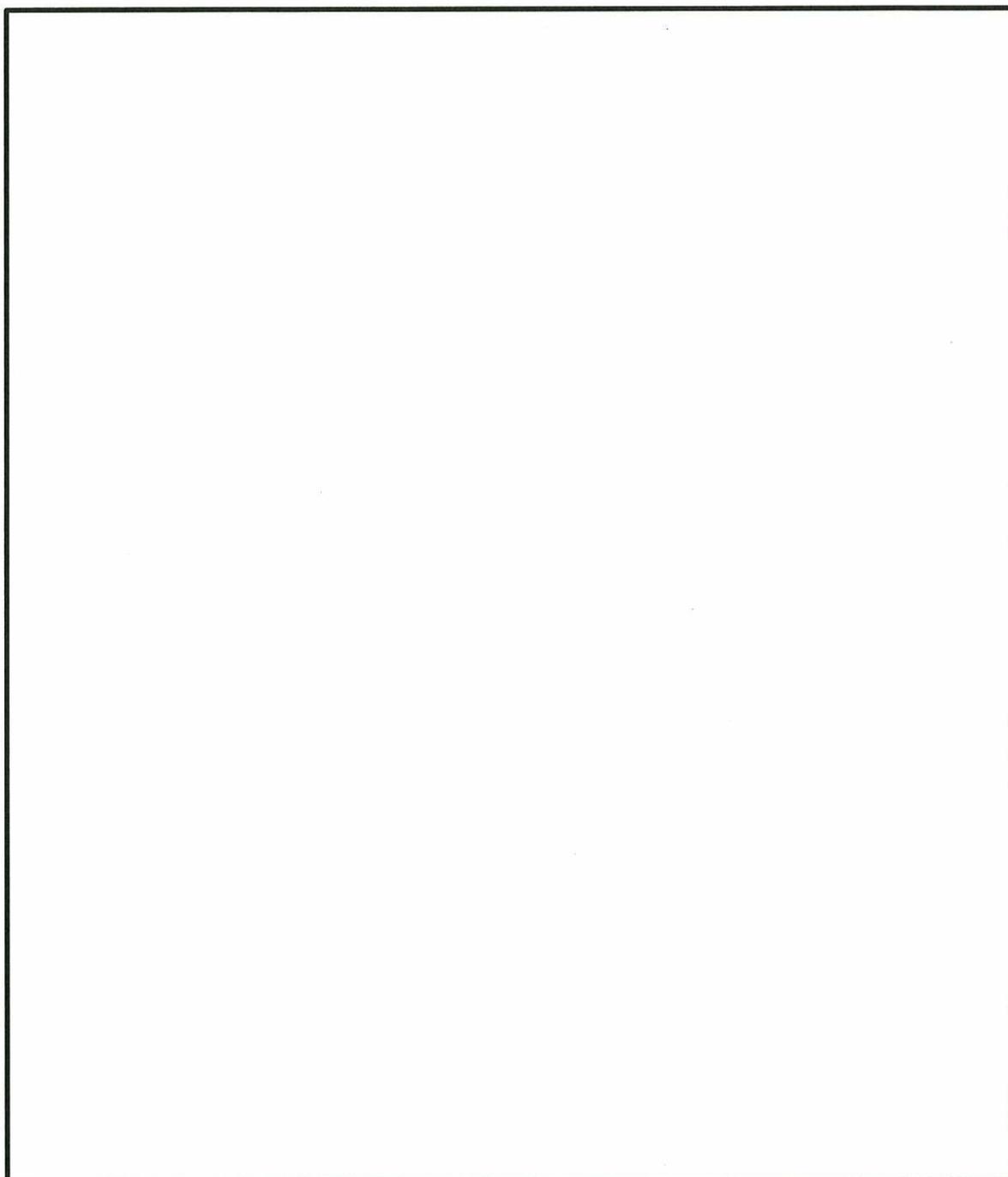
安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例

### 2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉には施錠を行い、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末



## 2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行っている機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

## 2.6 物理的分離及び電气的分離について

### (1) 物理的分離について

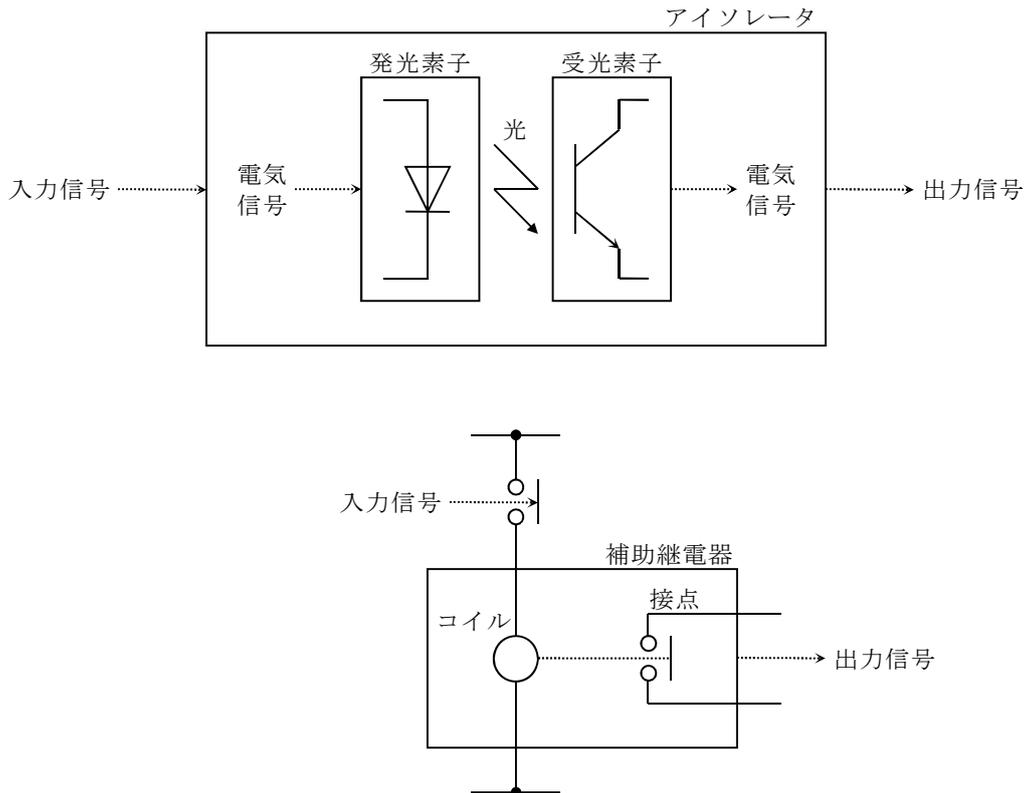
安全保護回路の電源，検出器，ケーブル・ルートは区分ごとに分離する設計とする。なお，常用系ケーブルを安全系のケーブルと同じトレイに敷設した場合には，安全系ケーブルと同等の扱いとし，他の区分とは分離する設計とする。

計装配管は，2系列で独立性があり，更に1系列内に安全保護回路と共用している計測制御系の配管は，安全保護回路と同等の設計としている。

また，核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。

### (2) 電气的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は、アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電气的分離（計測制御系で短絡等の故障が生じて安全保護回路に影響を与えない）を行う。



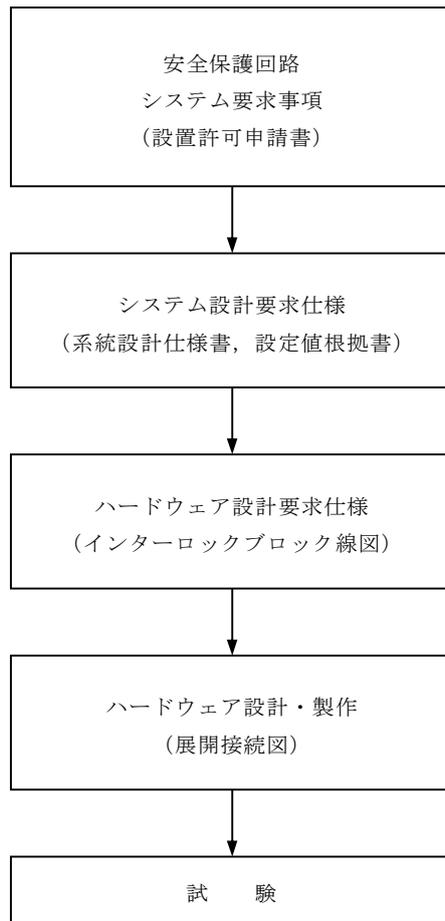
第 2.6 図 隔離装置（アイソレータ及び補助継電器）

## 別紙 1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

アナログ型の安全保護回路は、論理回路がハードワイヤーロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成され制御盤内に設置している。

当該回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第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。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路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。
- ・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。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要があり、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第1図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ (例)

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

2011年3月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第1図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第1表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及びA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考1）。

(1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

b. 起動阻止スイッチ

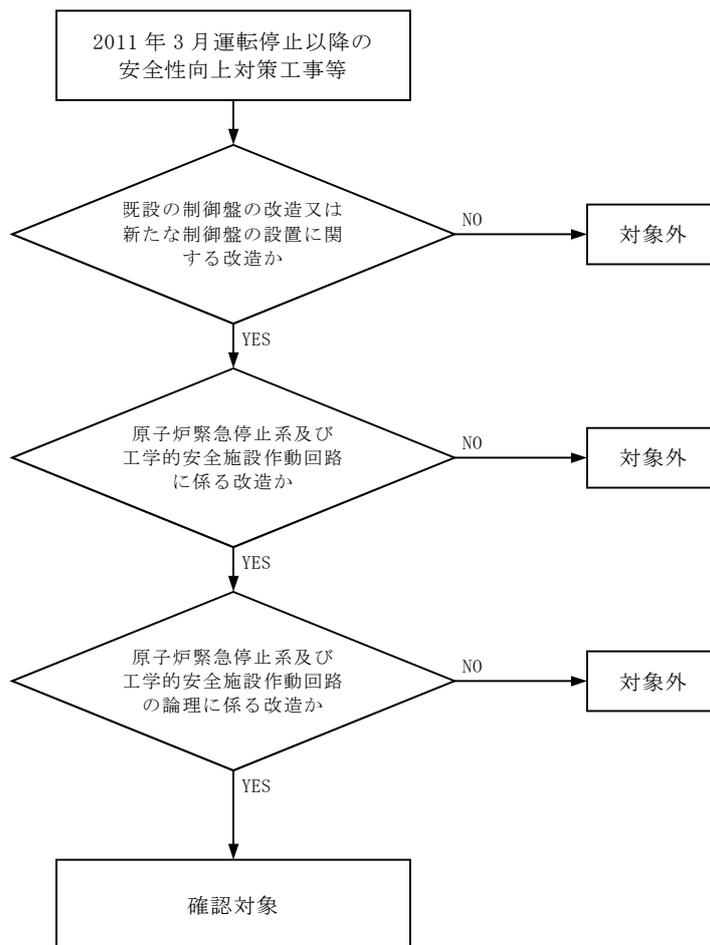
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

c. 自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の**起動**阻止**スイッチ**が、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<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> <p>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。</p>	<p><b>起動</b>阻止<b>スイッチ</b>は、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>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。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに<b>起動</b>阻止<b>スイッチ</b>を設置しているため問題ない。</p>
<p>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。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに<b>起動</b>阻止<b>スイッチ</b>を設置しているため問題ない。</p>
<p>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。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに<b>起動</b>阻止<b>スイッチ</b>を設置しているため問題ない。</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>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する<b>起動</b>阻止<b>スイッチ</b>はこの安全保護動作を阻害するものではない。</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>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</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>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>

設置許可基準規則 第12条（安全施設）	自動減圧系への影響
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。

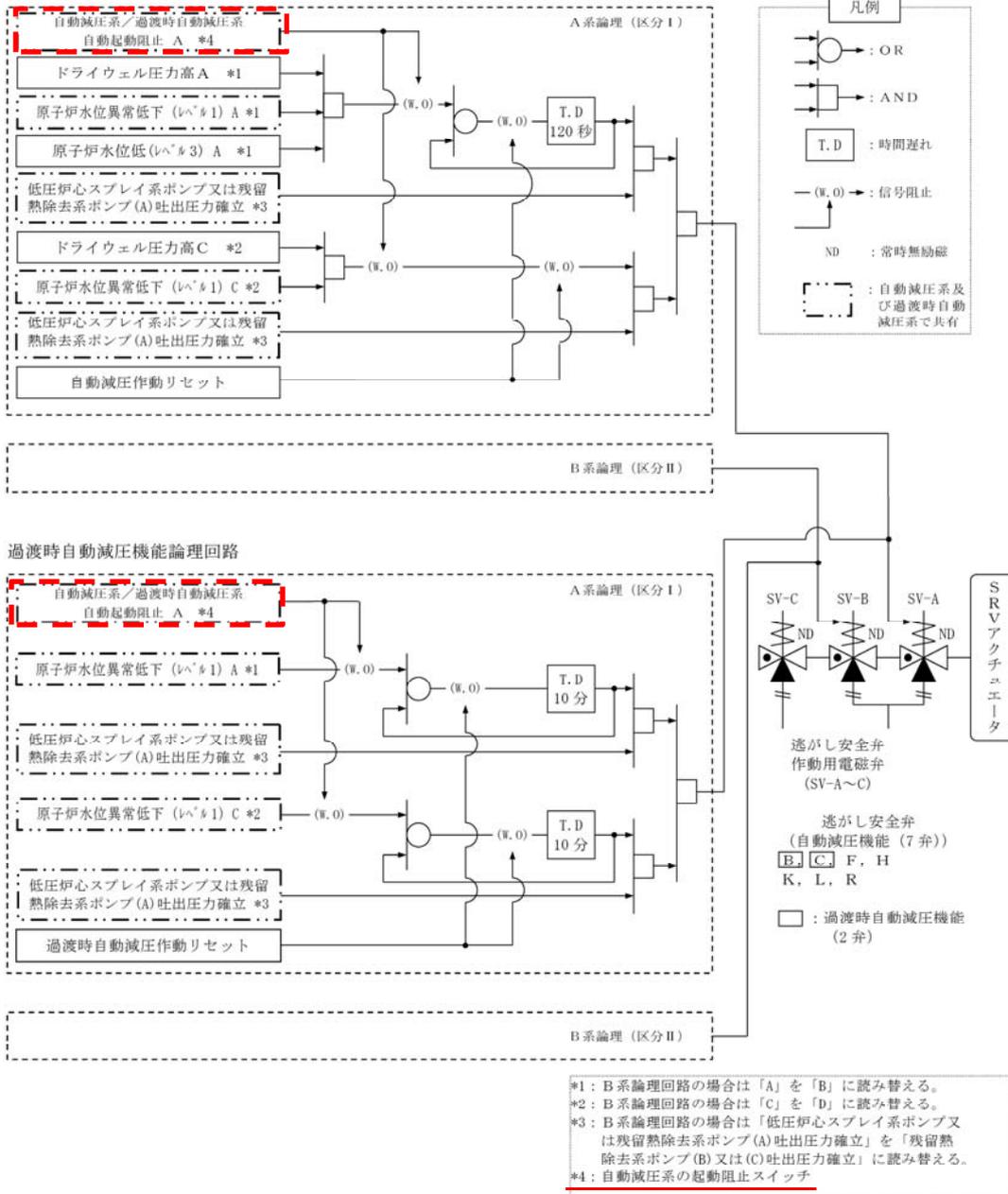


第1図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

第1表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への影響評価
<p>A T W S時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。</p>	<p>44条</p>	<p>自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。</p>

自動減圧機能論理回路



第2図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

## 参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

### 1. 過渡時自動減圧機能について

#### (1) 目的

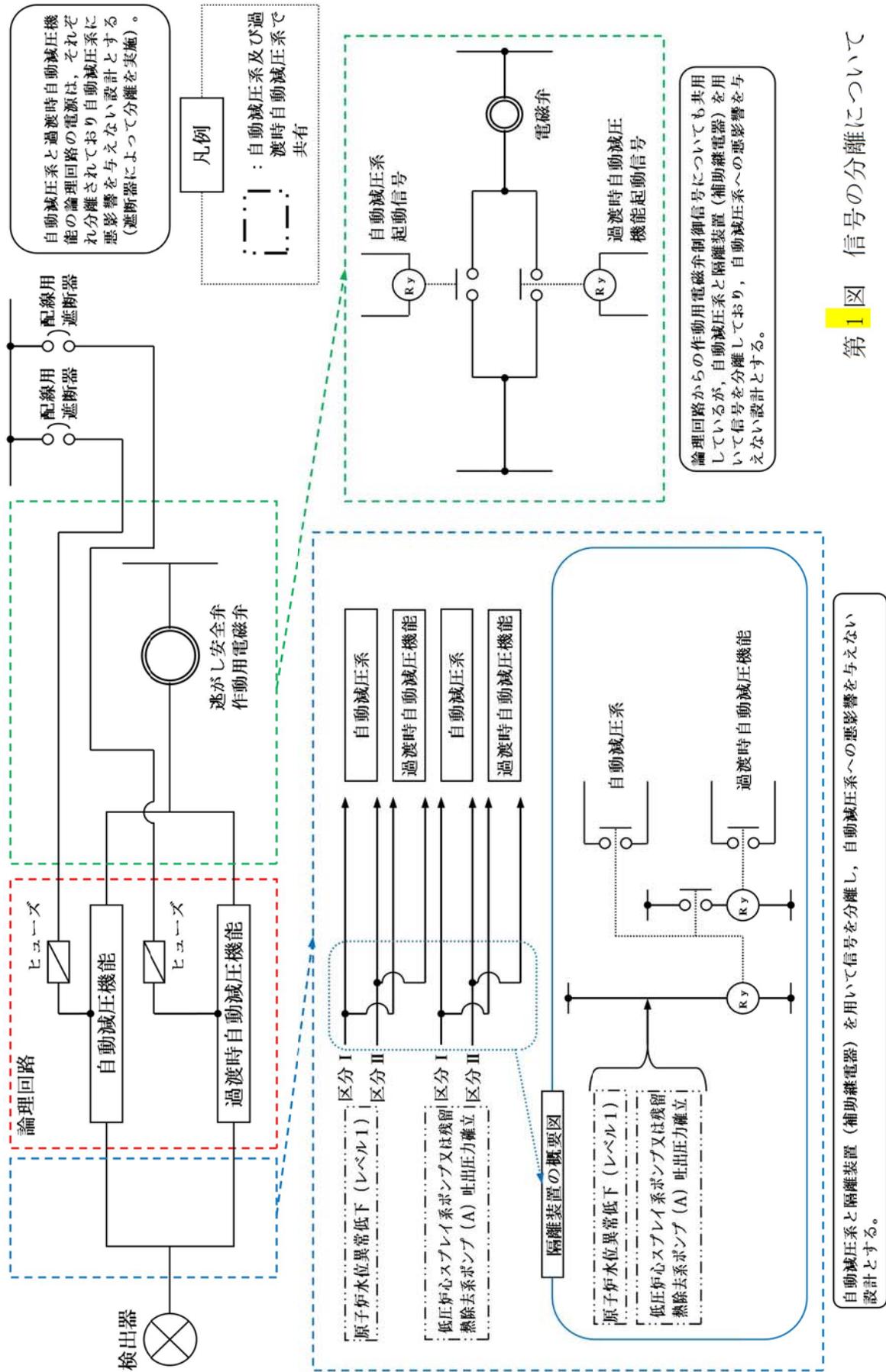
過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

#### (2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第4図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。



第1図 信号の分離について

## 2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

### (1) 目的

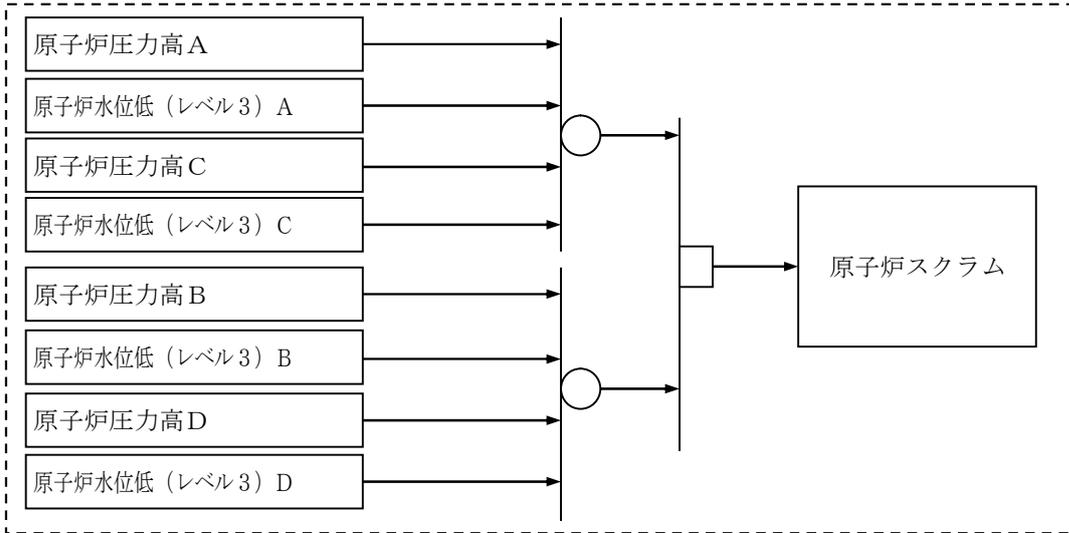
代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

### (2) 原子炉緊急停止系への影響について

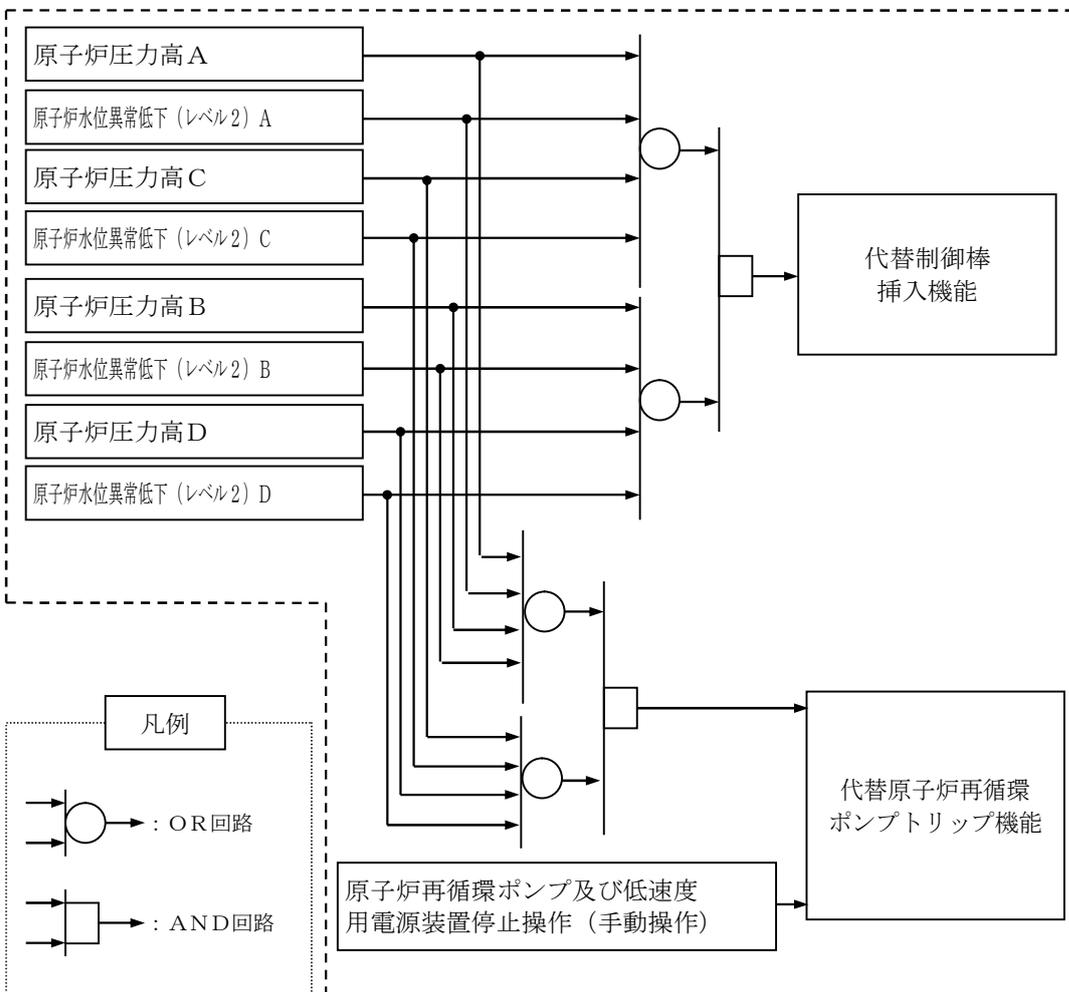
代替制御棒挿入機能の論理回路は第 2 図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第 3 図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。

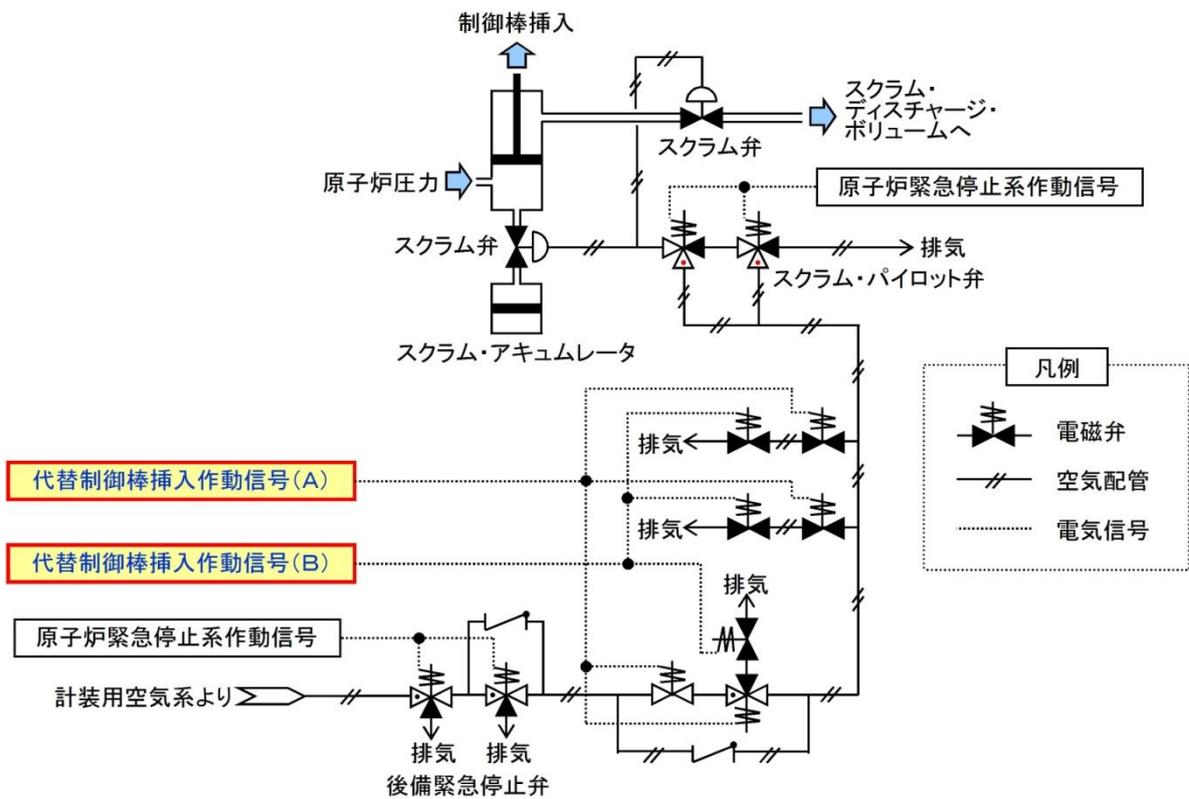
原子炉緊急停止系論理回路



A T W S 緩和設備論理回路



第 2 図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第 3 図 作動電磁弁について

### 別紙 3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

アナログ型安全保護回路の検出器はアナログ機器、論理回路はハードワイヤロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成しているが、一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル装置を使用している。安全保護回路（原子炉緊急停止系、工学的安全施設作動回路）について、検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第1図、抽出結果を第1表、第2表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装置モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし、当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに、出入管理により外部からの妨害行為または破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

#### (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し、電氣的アクセスについては、安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル処理部を持つ機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで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

安全保護回路の信号は、安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護回路からは発信され

るのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しない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※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

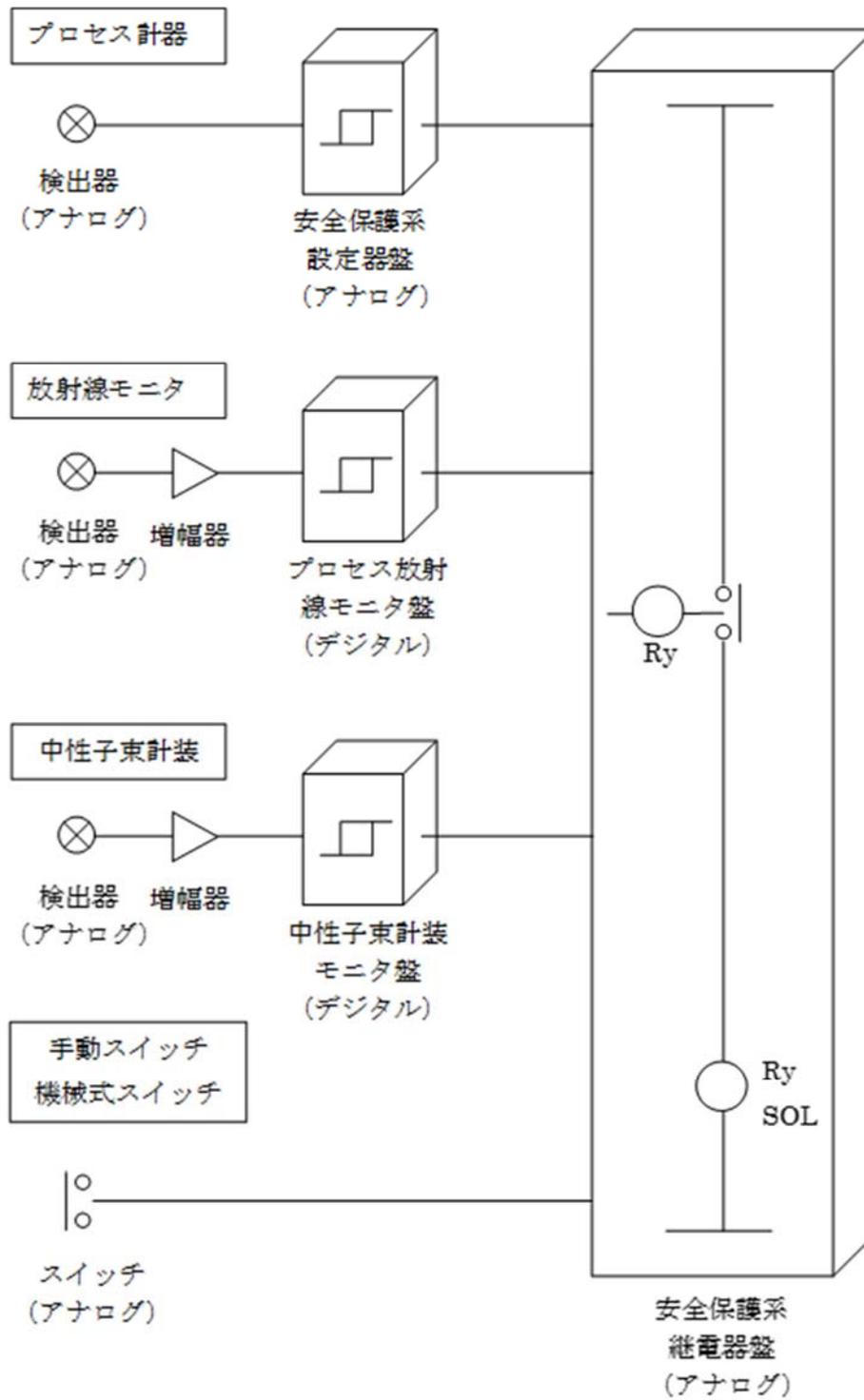
(4) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は、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、保守以外の不要な演算回路へのアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い、関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部及びケーブル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。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は、鋼製の筐体に格納し、筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第1図 安全保護系構成概略図

第1表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束指示低（出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子計装動作不能（起動及び出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）	アナログ（接点）	
地震	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」の位置	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第2表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気流量高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

## 別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について，検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル処理部がある機器は，プロセス放射線モニタ盤，中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については，デジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けることとし，施錠管理されたラック内に保管する。また，データ収集端末は，当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり，制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより，許可された者のみアクセス可能とする。

## 別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへの接続可能なアクセスとして、データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

### (1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は、中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル処理を行う演算回路からデータを受信する機能がある。この場合において、中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり、データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

### (2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず、接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また、施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

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し、管理されない変更を防止している。

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、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、安全保護回路のうちデジタル処理部がある機器は、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 7 安全保護系の過去のトラブルの反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記の通り確認した。

### (1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系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。

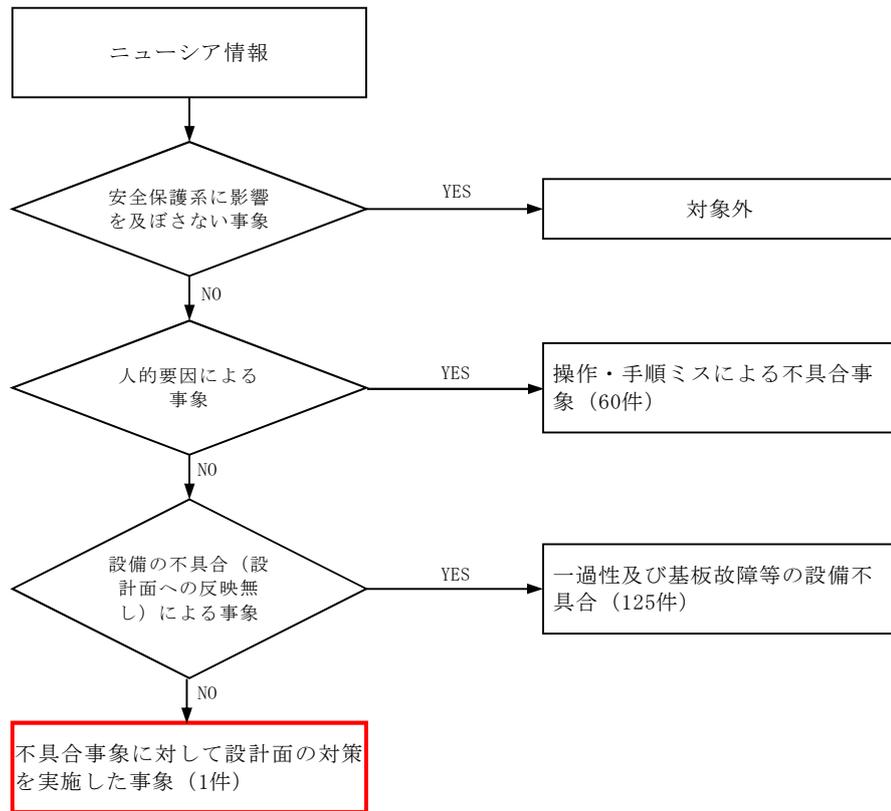
- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

### (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、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

### (3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。



第1図 設計面へ反映すべき事項の抽出フロー

第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。
設備の不具合 (設計面への反映無し) による事象	計器・部品の単体故障, 一過性故障, 偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり, 設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

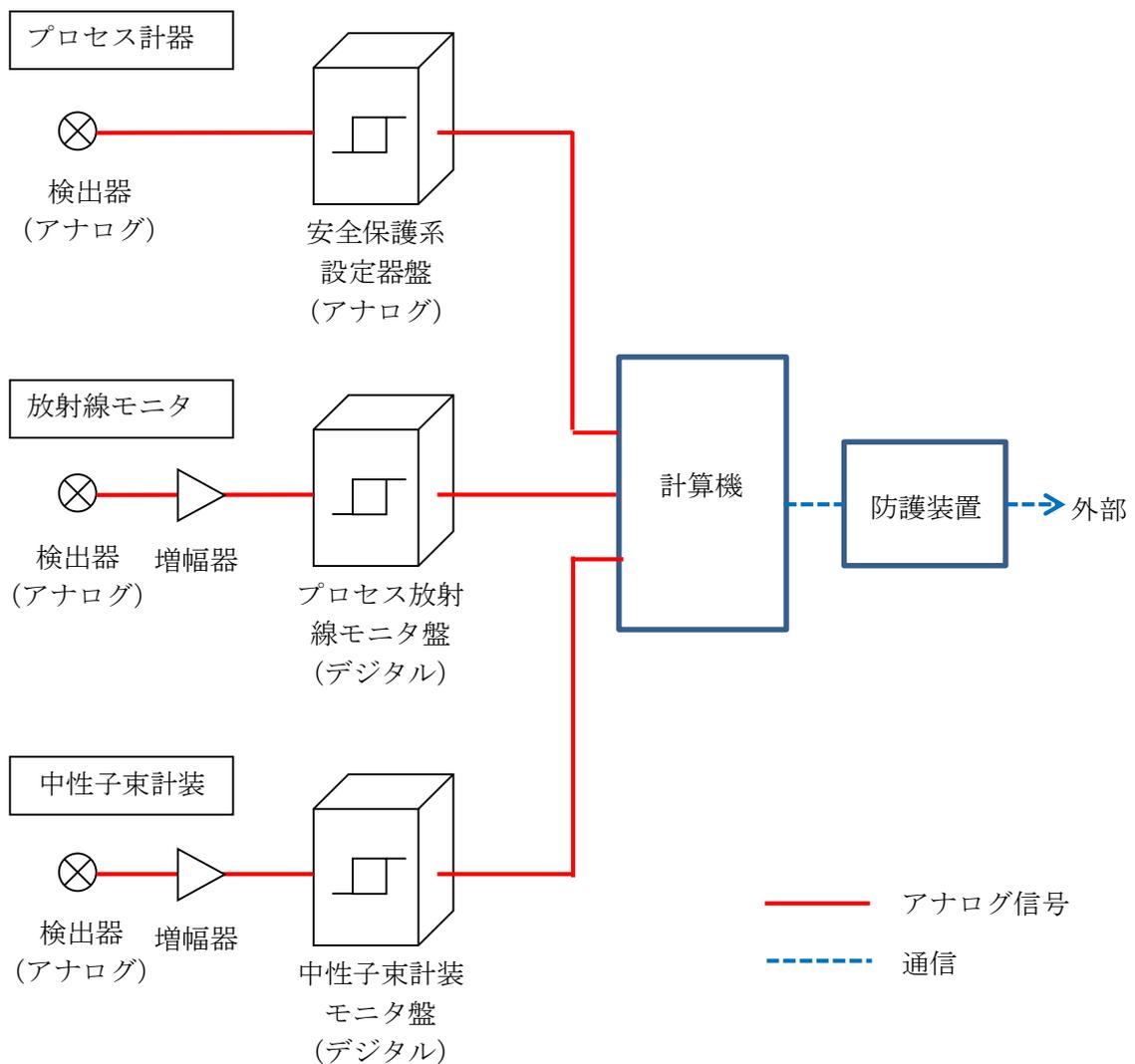
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。 関連パラメータには、異常が認められなかったため、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。
原因調査の概要	当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値73.3kg/cm <sup>2</sup> g(原子炉施設保安規定に定める設定値は74.0kg/cm <sup>2</sup> g)に対し、動作値は72.1kg/cm <sup>2</sup> gであり、動作値がセット値に対し1.2kg/cm <sup>2</sup> g低い(ドリフト)ことが判明した。 なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値1.35kg/cm <sup>2</sup> g)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。 (2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。 (3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。

参考

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

東海第二発電所の安全保護回路はアナログ回路で構成しており、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考えられる。



別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料  
安全保護回路

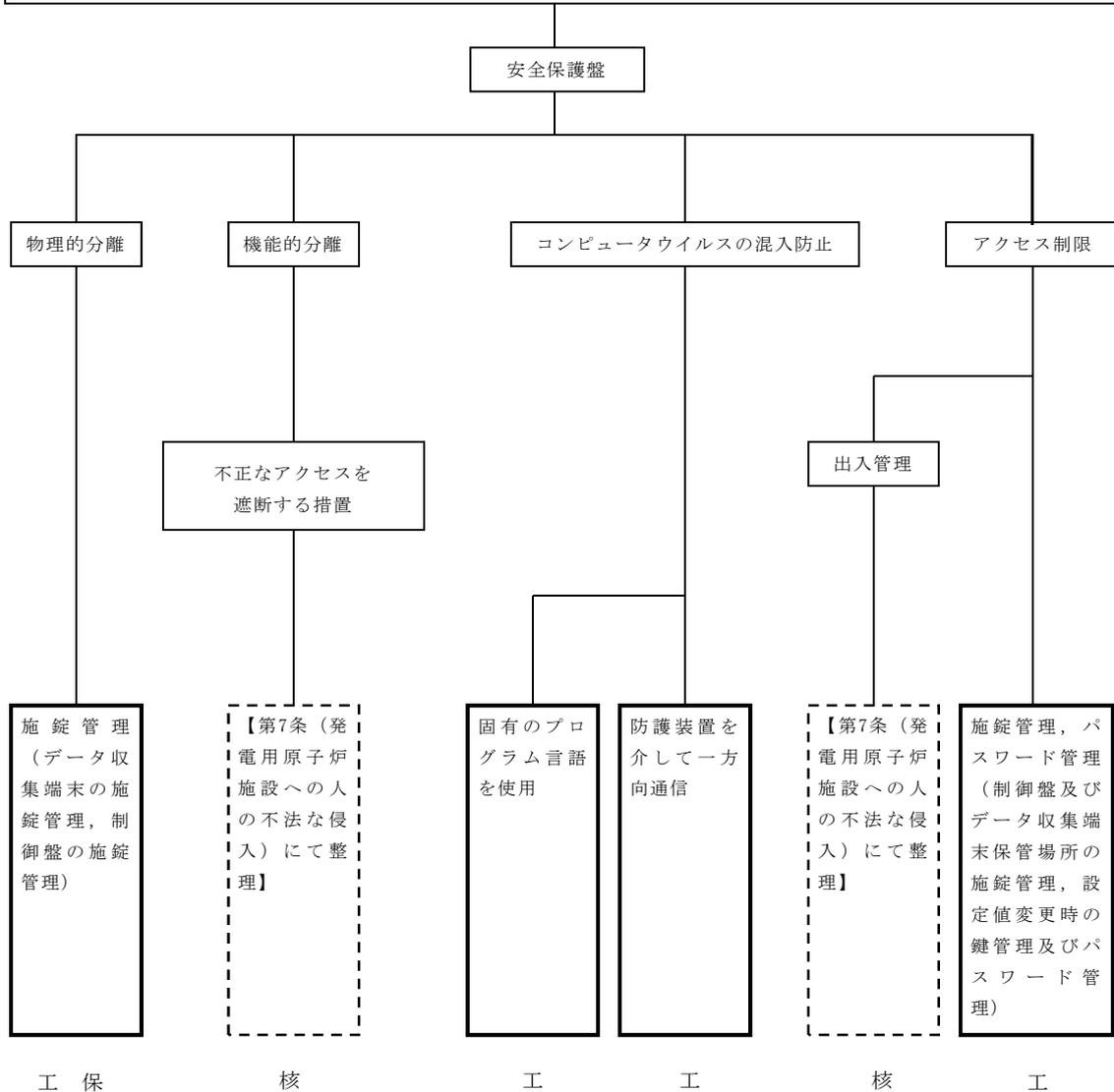
## 第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

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)

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。



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針，添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）</p> <p>核：核物質防護規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六，八への反映事項】</p> <p>□：添付六，八に反映</p> <p>□□□：当該条文に該当しない (他条文での反映事項他)</p>
--	---

第 1 表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	(運転員, 保修員による識別及び施錠管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理 (設定値変更時のパスワード管理の 手順整備含む) ・操作 (パスワード入力手順の整備含む)
		体制	(保修員によるパスワード管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—