

(15) 主蒸気及び主給水系統

目次

1. 概要	1.3-(15)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(15)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(15)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(15)-4
2. 設計要件	1.3-(15)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(15)-6
2.2. 系統の設計要件	1.3-(15)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(15)-8
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(15)-12
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(15)-19
3.1. 系統構成設備	1.3-(15)-19
3.2. 計測制御設備	1.3-(15)-23
3.3. 電源設備	1.3-(15)-25
4. 参照文献	1.3-(15)-27
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(15)-27
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(15)-27
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(15)-27
4.1.3. 基準	1.3-(15)-27
4.1.4. ガイド	1.3-(15)-28
4.1.5. 指針	1.3-(15)-28
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(15)-29
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(15)-29
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(15)-29
4.2.3. 保安規定	1.3-(15)-29
4.2.4. 設計基準文書(DBD)	1.3-(15)-29
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(15)-29
4.2.6. 設備図書	1.3-(15)-30

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD） 系統編のうち、大飯4号機の主蒸気及び主給水系統について記載するものであり、設計要求（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

主蒸気系統は、蒸気発生器からタービン発電機までの主蒸気配管とそれに設置されている主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁、主蒸気逆止弁等で構成され、主給水系は、蒸気発生器への主給水配管と、それに設置されている主給水制御弁、主給水バイパス制御弁、蒸気発生器水張り水位制御弁、主給水隔離弁等で構成されている。設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能及び除熱機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、主給水隔離弁及び主給水配管が補助給水の流路となり、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び主蒸気隔離弁によって蒸気を大気に放出することで1次冷却系を冷却する機能を有する系統である。（4.2.5.1 参照）

主蒸気及び主給水系統の安全機能を期待する設計基準事故は2.2.1に示される。

主蒸気及び主給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能」、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（何れもMS-1）を有するため、主蒸気及び主給水系統を構成する機器は単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。駆動に電源を要する弁については、外部電源または非常用所内電源のいずれからも電力供給を受けられる設計としている。また、主蒸気及び主給水系統は、主給水逆止弁から主蒸気隔離弁までの範囲については、耐震Sクラスで設計される。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、主蒸気及び主給水系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、主蒸気及び主給水系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための確認方法等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項			
1	概要				
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。		
	1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。		
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。		
2	設計要件				
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。		
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。		
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。 安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。	
		2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
			2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
3.2	計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
3.3	電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

主蒸気及び主給水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十一条 監視設備
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

【技術基準規則】

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した主蒸気及び主給水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに主蒸気及び主給水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十一条、第三十三条については、主蒸気及び主給水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

主蒸気及び主給水系統には、以下の安全機能が要求される。¹

- 原子炉停止後の除熱機能
- 異常状態の緩和機能
- その他の設計要件

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める(4.2.1.2 参照)ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う(4.2.1.3 参照)ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報(解析想定)の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す主蒸気及び主給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件(制限事項)を示す。

1) 原子炉停止後の除熱機能

主蒸気・主給水系統は、原子炉停止後の除熱機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 主蒸気安全弁の最小容量

原子炉停止後にタービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気圧力の上昇に伴い主蒸気安全弁が作動することで1次冷却系の除熱が有効となる。主蒸気安全弁の最小容量としては、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B) 主蒸気安全弁の作動設定圧

原子炉停止後にタービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気圧力の上昇に伴い主蒸気安全弁が作動することで1次冷却系の除熱が有効となる。主蒸気安全弁の作動設定圧としては、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

C) 主蒸気逃がし弁の最小容量

原子炉停止後にタービンバイパス系が使用できない場合、主蒸気逃がし弁を手動操作することで長期的に安定した1次冷却系の除熱が維持される。主蒸気逃がし弁の最小容量は、表

¹主蒸気及び主給水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1) を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載される。(4.2.4.12 参照)

2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

D) 主蒸気隔離弁の最大閉止時間

主蒸気ラインや蒸気発生器伝熱管などに破損が生じた場合、破損した主蒸気ラインや蒸気発生器伝熱管破損を起こした蒸気発生器を隔離し、健全側の蒸気発生器から除熱を実施する必要があるため、主蒸気隔離弁は自動、または、手動で閉止する機能を有しなければならない。主蒸気隔離弁の閉止時間は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

2) 異常状態の緩和機能

主蒸気・主給水系統は、異常状態の緩和機能を有しなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 主給水ラインの隔離機能

主給水が継続されることで過冷却が促進されることを防止するため、主給水系統は自動で隔離され、蒸気発生器への給水を停止する機能を有しなければならない。主給水ラインの隔離機能は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価における想定を満足することが安全性を担保するための設計要件となる。

3) その他の設計要件

1) ～ 2) に示される安全機能に該当はしないが、安全解析の想定を超えないために重要な評価条件、および、その評価条件を担保するために必要な設計要件を記載する。

3-1) 主蒸気系統弁誤開時の蒸気流量

主蒸気系統は、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全弁が誤開した場合に過度な冷却が生じないように、弁容量を制限しなければならない。したがって、これらの弁は、弁の誤開を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 高温出力状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量

高温出力状態時において、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全弁が誤開した場合の最大蒸気流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。しかしながら、安全評価では、定格運転状態でタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち 1 弁、もしくは蒸気加減弁の全弁が誤開した際の容量を上回る蒸気流量が、蒸気圧力の低下による流量低下を無視して事象期間中継続するものと仮定しており、これらの弁が誤開した際の現実的なプラント挙動に対して保守的な取り扱いをしている。このように、タービンバイパス

弁、主蒸気逃がし弁のうち1弁、もしくは蒸気加減弁の全弁が誤開した場合の蒸気流量の変動による影響は、安全評価での保守的な想定による影響を上回ることはないことから、本設計要件は安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

B) 高温停止状態時における主蒸気系統弁誤開時の最大蒸気流量

高温停止状態時において、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁のうち1弁が誤開した場合の最大蒸気流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

3-2) 主給水制御弁誤開時の主給水流量

主給水系統は、主給水制御弁が誤開した場合に、過度な冷却が生じないように弁容量を制限しなければならない。したがって、主給水制御弁は、主給水制御弁の誤開を考慮した安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 主給水制御弁誤開時の最大主給水流量

主給水制御弁誤開時の最大主給水流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。しかしながら、主給水制御弁の容量に関わらず誤開を想定したとしても、設備上安全解析で想定する最大主給水流量は流れ得ない。したがって、主給水制御弁誤開時の最大主給水流量は設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

3-3) 蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量

主蒸気系統は、蒸気発生器伝熱管破損時に系外への蒸気放出を停止させるため、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ラインを閉止する機能を有しなければならない。また、蒸気発生器伝熱管破損時の安全解析での想定を超えないために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量

蒸気発生器伝熱管破損時の主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの蒸気放出を除く系外蒸気放出流量は、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全解析で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。しかしながら、系外蒸気放出流量が増加することは基本的にはなく、加えて安全評価で用いる解析使用値を保守的に設定していることから、系外蒸気放出流量は設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

表 2.2.1-1 主蒸気及び主給水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において主蒸気・主給水系統を 考慮している設計基準事象※1			安全機能		安全評価条件		
			1)	2)	3-1)	3-2)	3-3)
			原子炉停止後の除熱機能 ※2	異常状態の緩和機能 ※3	主蒸気系統弁誤開時の蒸気流量	量 主給水制御弁誤開時の主給水流	蒸気放出流量 蒸気発生器伝熱管破損時の系外
分類	事象名	設置(変更)許可 申請書における 記載箇所					
設計 基準 事象	原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十 2.2.1	○	—	—	—	—
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	添付書類十 2.2.2	○	—	—	—	—
	主給水流量喪失	添付書類十 2.3.4	○	—	—	—	—
	蒸気負荷の異常な増加	添付書類十 2.3.5	—	—	○	—	—
	2次冷却系の異常な減圧	添付書類十 2.3.6	—	—	○	—	—
	蒸気発生器への過剰給水	添付書類十 2.3.7	—	—	—	○	—
	負荷の喪失	添付書類十 2.4.1	○	—	—	—	—
	原子炉冷却材系の異常な減圧	添付書類十 2.4.2	○	—	—	—	—
	主給水管破断	添付書類十 3.2.4	○	—	—	—	—
	主蒸気管破断	添付書類十 3.2.5	○	○	—	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	○	—	—	—	○

※1：本表に掲載のない事象においても、安全機能に関わらず主蒸気及び主給水系統は解析評価で考慮されている。

※2：本表に掲載のない事象においても、原子炉停止後の除熱に際して主蒸気系統は期待される。

※3：本表で「○」のついた事象以外でも解析評価において主給水ラインの隔離は想定されているが、評価結果を厳しくする観点から隔離に要する時間を無視している事象については当該安全機能の対象外として扱っている。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」（4.1.5.2 参照）を参照すると、主蒸気及び主給水系統は『原子炉停止後の除熱機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「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」（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）2 項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）6 項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、主蒸気及び主給水系統を構成する機器は単一故障を仮定しても安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。（4.2.1.1 参照）。

また、主蒸気及び主系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。（4.2.1.2 参照）

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3, 4.1.5.4, 4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す主蒸気及び主給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.2 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、主蒸気及び主給水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 主蒸気及び主給水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

主蒸気及び主給水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.4 参照)

- i) 主蒸気及び主給水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。
- iii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.4)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.8 参照)

- i) 主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら主蒸気及び主給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。
屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、主蒸気及び主給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) 主蒸気及び主給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) 主蒸気及び主給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

① 設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

主蒸気及び主給水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災防護対策を講じた設計としている。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

主蒸気及び主給水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.1 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

主蒸気及び主給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

② 設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高圧の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により主蒸気及び主給水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1 次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している。（4.1.5.6, 4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を

極めて低くする設計とする（4.1.4.5,4.2.1.2 参照）。系統の多重性、配置等の関連により評価対象外となる。

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」）の規定に適合する設計とする。

11) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器に

あつては、最高使用圧力の 0.9 倍) までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

1.2) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

主蒸気及び主給水系統は、設計基準対象施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(4.1.2.6 参照)に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

主蒸気及び主給水系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。(4.2.1.2,4.2.2.1,4.2.3.1参照)

なお、主たる流路となる配管・継手は、安全解析入力条件（給水流量の前提条件である流路抵抗、補助給水供給開始時間の前提条件である配管容積など）となるため、改造工事等により変わらないようにするか、変更となる場合は安全解析への影響評価が必要となる。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類A	工認要目表 参考資料-2に示す。	保安規定
A、B、C、D主蒸気速がし弁	空気作動弁	MS-1	- / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 C) 主蒸気速がし弁の最小容量 3) その他の設計要件 3-1) 主蒸気系統弁認識時の最大蒸気流量 B) 高温帯出力状態時における主蒸気系統弁認識時の最大蒸気流量	容量：約180t/h (1脚当たり)	運転上の制限： 手動での開弁ができること（現場手動含む）	
A、B、C、D主蒸気速がし弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	-	-	-
A、B、C、D-1主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	- / -	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 主蒸気安全弁の最小容量 B) 主蒸気安全弁の作動設定圧	容量：約360 t/h/個	参考資料-2に示す。	主蒸気安全弁吹出し圧力： 各蒸気発生器において 5個のうち1個： 8.17 MPa(gage)以下 他の1個： 8.37 MPa(gage)以下 残り3個は： 8.57 MPa(gage)以下
A、B、C、D-2主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	- / -	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 主蒸気安全弁の最小容量 B) 主蒸気安全弁の作動設定圧	容量：約360 t/h/個	参考資料-2に示す。	主蒸気安全弁吹出し圧力： 各蒸気発生器において 5個のうち1個： 8.17 MPa(gage)以下 他の1個： 8.37 MPa(gage)以下 残り3個は： 8.57 MPa(gage)以下
A、B、C、D-3主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	- / -	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 主蒸気安全弁の最小容量 B) 主蒸気安全弁の作動設定圧	容量：約360 t/h/個	参考資料-2に示す。	主蒸気安全弁吹出し圧力： 各蒸気発生器において 5個のうち1個： 8.17 MPa(gage)以下 他の1個： 8.37 MPa(gage)以下 残り3個は： 8.57 MPa(gage)以下

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定
A、B、C、D-4主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	- / -	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 主蒸気安全弁の最小容量 B) 主蒸気安全弁の作動設定圧	容量：約360 t/h/個	参考資料-2に示す。	主蒸気安全弁吹出し圧力： 各蒸気発生器において 5個のうち1個： 8.17 MPa[gage]以下 他の1個： 8.37 MPa[gage]以下 残り3個は： 8.57 MPa[gage]以下
A、B、C、D-5主蒸気安全弁	安全弁	MS-1	- / -	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 A) 主蒸気安全弁の最小容量 B) 主蒸気安全弁の作動設定圧	容量：約360 t/h/個	参考資料-2に示す。	主蒸気安全弁吹出し圧力： 各蒸気発生器において 5個のうち1個： 8.17 MPa[gage]以下 他の1個： 8.37 MPa[gage]以下 残り3個は： 8.57 MPa[gage]以下
A、B、C、D主蒸気隔離弁	空気作動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 D) 主蒸気隔離弁の最大閉止時間	-	-	-
A、B、C、D主蒸気隔離弁 イバズ弁	空気作動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 D) 主蒸気隔離弁の最大閉止時間	-	-	-
A、B、C、D、E、F、G、 H、J、K、L、M、N、P、 Qタービンシフトバズ弁	空気作動弁	PS-3 (注2) 安全重要度分類 上クラス3に分類 されている が、安全解析の 初期条件を保證 する上で重要な 機能として記 載。	- / -	C	3) その他の設計要件 3-1) 主蒸気系統弁開閉時の最大蒸気流量 B) 高温蒸出力状態時における主蒸気系統弁開閉時 の最大蒸気流量	容量：約260 t/h/個	-	-
A、B、C、D主蒸気逆止弁	逆止弁	MS-2	- / -	C	2) 異常状態の緩和機能	-	-	-
タービン動補助給水ポンプ駆動 蒸気B (D) 主蒸気供給ライン 止め弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 3) その他の設計要件 3-3) 蒸気発生器伝熱管破損時の系外蒸気放出流量	-	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定
タービン駆動補助給水ポンプ駆動 蒸気B、(D) 主蒸気供給ライン 逆止弁	逆止弁	MS-1	- / SA2	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	-	-	-
主蒸気系統配管・継手 (CVバ ワンドリ内) B-001 主蒸気・主給水系統 (主 蒸気管系統) B、原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	-	MS-1	DB2 / SA2 (一部SAクラス 対象外)	S	1) 原子炉停止後の除熱機能	-	-	-
A、B、C、D主給水隔離弁	電動弁	MS-1 MS-2	DB2 / -	S	1) 原子炉停止後の除熱機能 2) 異常状態の緩和機能	-	-	-
A、B、C、D主給水制御弁	空気作動弁	MS-2	- / -	C	2) 異常状態の緩和機能 A) 主給水ラインの最大隔離時間	-	-	-
A、B、C、D主給水バイパス 制御弁	空気作動弁	MS-2	- / -	C	2) 異常状態の緩和機能 A) 主給水ラインの最大隔離時間	-	-	-
A、B、C、D蒸気発生器水戻 り水位制御弁	空気作動弁	MS-2	- / -	C	2) 異常状態の緩和機能	-	-	-
主給水系統配管・継手 (CVバ ワンドリ内) B-003 主蒸気・主給水系統 (主 給水管系統) B-003 B、原子炉停止後の除熱機 能 (MS-1)	-	MS-1	DB2 / SA2 (一部SAクラス 対象外)	S	4.2.4.11.の2.2.1章の 1) 原子炉停止後の除熱機能 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	-	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。（4.1.1.11, 4.1.1.13, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照）

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 主蒸気及び主給水系統の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはチャンネル名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、B、C、D主蒸気逃がし 弁	○	○	○	○
A、B、C、D主蒸気逃がし 弁元弁	○	○	×	×
A、B、C、D主蒸気隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D主蒸気隔離弁 バイパス弁	○	○	×	×
タービン動補助給水ポンプ駆 動蒸気B (D) 主蒸気供給ラ イン止め弁	○	○	×	×
A、B、C、D主給水隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D主給水制御弁	○	○	×	×
A、B、C、D主給水バイパ ス制御弁	○	○	×	×
A、B、C、D蒸気発生器水 張り水位制御弁	○	○	×	×
主蒸気圧力	○	—	○	—
蒸気発生器水位 (広域)	○	—	○	—

【凡例】

- ：表示または制御機能があるもの
- ×
- ：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源系統 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。（4.1.1.15, 4.2.4.10, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照）。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 主蒸気及び主給水系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
A、B主蒸気逃がし弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
C、D主蒸気逃がし弁	DC 125V	B 1 ソレノイド分電盤
A、B主蒸気逃がし弁元弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
C、D主蒸気逃がし弁元弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
A、B、C、D主蒸気隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤 B 1 ソレノイド分電盤
A、B、C、D主蒸気隔離弁バイパス弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤 B 1 ソレノイド分電盤
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気供給ライン止め弁	DC 125V	Aタービン動補助給水ポンプ起動盤
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気D主蒸気供給ライン止め弁	DC 125V	Bタービン動補助給水ポンプ起動盤
A、B主給水隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
C、D主給水隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
A、B、C、D主給水制御弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤 B 3 ソレノイド分電盤 N 1 ソレノイド分電盤 (注)
A、B、C、D主給水バイパス制御弁	DC 125V	A 3 ソレノイド分電盤 B 3 ソレノイド分電盤
A、B、C、D蒸気発生器水張り水位制御弁	DC 125V	A 3 ソレノイド分電盤 B 3 ソレノイド分電盤

(注) 常用電源であり、非常用電源系統 DBD には給電元電源は記載されない。

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 4.1.1.11. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.12. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.13. 第三十一条 監視設備
- 4.1.1.14. 第三十二条 原子炉格納施設
- 4.1.1.15. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.5. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.6. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

- 4.1.3.1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書(DBD)

4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震

4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護

4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護

4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護

4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護

4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護

4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護

4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護

4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統

4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統

4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 補助給水系統

4.2.4.12. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図
- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）
- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.2. 耐震計算書
 - 4.2.6.2.1. 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
 - 4.2.6.2.2. 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書
 - 4.2.6.2.3. 平成 29 年度 大飯 3・4 号機 耐震評価に係る許認可審査助成委託(2QS-KON3/4-20170002)
 - 4.2.6.2.4. 基準地震動追加による配管系評価手法の最新知見を踏まえた耐震安全性評価委託（CV 外）
（ZRS-KON4-20150045）
 - 4.2.6.2.5. 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
 - 4.2.6.2.6. 基準地震動追加による配管系評価手法の最新知見を踏まえた耐震安全性評価委託（CV 内）
（ZRS-KON4-20150044）
 - 4.2.6.2.7. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV 内）（ZRS-KON4-20150046）
 - 4.2.6.2.8. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV 外）（ZRS-KON4-20150047）

以上

(16) 原子炉補機冷却水系統

目次

1. 概要	1.3-(16)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(16)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(16)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(16)-4
2. 設計要件	1.3-(16)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(16)-6
2.2. 系統の設計要件	1.3-(16)-7
2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件	1.3-(16)-8
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(16)-11
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(16)-18
3.1. 系統構成設備	1.3-(16)-18
3.2. 計測制御設備	1.3-(16)-22
3.3. 電源設備	1.3-(16)-24
4. 参照文献	1.3-(16)-25
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(16)-25
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(16)-25
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(16)-25
4.1.3. 基準	1.3-(16)-25
4.1.4. ガイド	1.3-(16)-25
4.1.5. 指針	1.3-(16)-26
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(16)-26
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(16)-26
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(16)-26
4.2.3. 保安規定	1.3-(16)-26
4.2.4. 設計基準文書 (DBD)	1.3-(16)-26
4.2.5. 設備図書	1.3-(16)-27
4.2.6. 設備図書	1.3-(16)-27

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書、系統編のうち、大飯4号機の原子炉補機冷却水系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

原子炉補機冷却水系統は、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク、配管、弁等で構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等の原子炉補機に冷却水を供給し、それぞれの冷却器を冷却する機能と、原子炉補機から発生した熱を、原子炉補機冷却海水設備に伝達することにより最終的な熱の逃がし場である海に輸送する機能を有する系統である。（4.2.5.1を参照）

原子炉補機冷却水系統の安全機能を期待する設計基準事故は表 2.2.1-1 に示される。

原子炉補機冷却水系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「安全上特に重要な関連機能（MS-1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能（MS-1）」を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には、原子炉補機冷却水ポンプは、A トレン、B トレンにそれぞれ2台ずつ設置され、設計基準事故に要求される冷却水流量を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、原子炉補機冷却水系統は耐震 S クラスで設計される。

原子炉補機冷却水ポンプの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。また、全交流電源喪失時には非常用空冷式発電機を用いて非常用母線からの給電を復旧させることができる。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、原子炉補機冷却水系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、原子炉補機冷却水系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
	2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。
3	設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。		

3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される性能要求と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
3.2	計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
3.3	電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三條 計測制御系統施設
- 第二十四條 安全保護回路
- 第三十二條 原子炉格納施設
- 第三十三條 保安電源設備

【技術基準規則】

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八條 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八條 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した原子炉補機冷却水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉補機冷却水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、原子炉補機冷却水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第二十二条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件

原子炉補機冷却水系統には、以下の安全機能が要求される。¹

- 安全上特に重要な関連機能
- 事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める（4.2.1.2 参照）ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う（4.2.1.3 参照）ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、表 2.2.1-1 に示す原子炉補機冷却水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1) 安全上特に重要な関連機能

原子炉補機冷却水系統は、炉心冷却機能や原子炉停止後の除熱機能等の達成に必要な冷却水を補機に供給できなければならない。設計基準事象の再循環モードにおいて原子炉補機冷却水系統は対処設備として期待され、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の評価における想定範囲であることが設計要件となる。

A) 原子炉補機冷却水冷却器の冷却性能

原子炉補機冷却水冷却器は、再循環モード時の冷却能力として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている冷却性能を確保することが設計要件となる。

B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量

原子炉補機冷却水ポンプは、再循環モード時に原子炉補機冷却水冷却器を通して補機冷却水を循環し、原子炉補機を冷却するため、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている供給流量を確保することが設計要件となる。このとき、安全評価にて使用している各補機への補機冷却水供給流量は、各補機への設計流量に基づいて設定している。従って、安全評価の観点では各補機へ設計流量を通水できることが必要であり、安全性を担保するための確認項目としては各補機へ設計流量を通水できることとなる。

2) 事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）

¹ 原子炉補機冷却水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載される。（4.2.4.11 参照）

事故時において1次冷却材を採取し、放射性物質濃度等を測定・監視する機能の当該系として試料採取系があり、原子炉補機冷却水系統は直接関連系としてそのサンプル冷却の冷却機能を有しなければならない。

表 2.2.1-1 原子炉補機冷却水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において原子炉補機冷却水系統を考慮している 設計基準事象			安全機能	
			1)	2)
			安全上特に重要な関連機能 ※1	事故時のプラント状態の把握機能（直接関連系）
分類	事象名	設置（変更）許可 申請書における 記載箇所		
設計基準事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○	—
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○	—

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、炉心冷却や原子炉停止後の除熱等に際して原子炉補機冷却水系統は対処設備として期待される。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」（4.1.5.2 参照）を参照すると、原子炉補機冷却水系統は、『安全上特に重要な関連機能』、『放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能』を有する MS-1、『事故時のプラント状態の把握機能』を有する MS-2 に分類され、設置許可基準規則による「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」（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）2 項に従い、原子炉補機冷却水系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）6 項に従い、原子炉補機冷却水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、原子炉補機冷却水系統は 2 トレン構成としており、各トレンに原子炉補機冷却水ポンプを 2 台、原子炉補機冷却水冷却器を 1 基ずつ設置している。原子炉補機冷却水ポンプは、各トレンで独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている（4.2.1.1 参照）。また、原子炉補機冷却水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている（4.2.1.2 参照）。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3,4.1.5.4,4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す原子炉補機冷却水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.3 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、原子炉補機冷却水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 原子炉補機冷却水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定

される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

原子炉補機冷却水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（4.1.4.3 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.4 参照）

- i) 原子炉補機冷却水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（4.1.4.4 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.8 参照）

- i) 原子炉補機冷却水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（4.1.4.2 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.7 参照）

- i) 原子炉補機冷却水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) 原子炉補機冷却水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災防護対策を講じた設計としている。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.1 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高圧の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉補機冷却水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1 次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している。

（4.1.5.6, 4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。（4.1.4.5, 4.2.1.2 参照）

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて

日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME 設計・建設規格)等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【事例規格】 過圧防護に関する規定 (NC-CC-001)」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示(通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」)の規定に適合する設計とする。

11) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力(原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍)までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

12) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

原子炉補機冷却水系統は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.6,参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

原子炉補機冷却水系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。(4.2.1.2, 4.2.2.1, 4.2.3.1 参照)

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略仕様	安全重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項	
						設置許可 添付書類A	工認要目表 保安規定
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ	容量： 1,700m ³ /h 揚程：55m 出力：340kW/ 個	MS-1	DB3 / SA2	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	容量： 約1,700 m ³ /h (1台当たり) 揚程：約55 m	参考資料-2に示す。
A、B原子炉補機冷却水冷却器	容量(設計熱交換量)：1.92×10 ⁴ kW 伝熱面積： 2,610m ²	MS-1	DB3 / SA2	S	1) 安全上特に重要な関連機能 A) 原子炉補機冷却水冷却器の冷却性能	伝熱容量：約19.2 MW (1基当たり)	参考資料-2に示す。
A・C・B・C原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁	電動弁	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / SA2	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A・C・B・C原子炉補機冷却水供給母管連絡弁	電動弁	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ電動機冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B余熱除去冷却器冷却水絞り弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B余熱除去冷却器冷却水止め弁	電動弁	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B高圧注入ポンプ電動機冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / - (118A) SA2 (118B)	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B高圧注入ポンプ冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / - (119A) SA2 (119B)	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B高圧注入ポンプ油冷却器冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / - (120A) SA2 (120B)	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-
A、B余熱除去ポンプ電動機冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類人	工認要目表	保安規定
A、B余熱除去ポンプ冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B使用済燃料ピット冷却器冷却水絞り弁	流量調整弁 (手動弁)	FS-3	— /	S	プラント運転補助機能 安全解析使用値を満足するためには、再循環運転時のラインナップにおいて所定の流量(設計流量)を確保する必要がある。したがって、本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験終了での弁閉度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—	—
A、B格納容器スプレイ冷却器冷却水絞り弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁	電動弁	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイポンプ電動機冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイポンプ冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B充てんポンプ冷却器冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B充てんポンプ冷却器冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
A、B充てんポンプ電動機冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
C充てんポンプパッキン箱ジャケット冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
C充てんポンプモータークーラ冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—
C充てんポンプクーラ冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 /	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	工認要目表	保安規定
C 五でんポンプ減速機、オイルクーラ冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-	-
C 五でんポンプASカップリングクーラ冷却水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-	-
A、B 試料冷却器冷却水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-2	DB3 / -	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量 2) 事故時のプラント状態の把握機能 (直接関連系)	-	-	-
1 水冷却材ポンプ冷却水供給ライン止め弁	電動弁	MS-1	- / -	C	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	-	-	-
原子炉補機冷却水サージタンク	-	MS-1	DB3 / SA2	S	1) 安全上特に重要な関連機能 B) 原子炉補機冷却水ポンプの供給流量	容量：約8 m ³ 通常水容量：約4 m ³	参考資料-2に示す。	-
配管・継手	-	MS-1 MS-2	DB3 (一部 -) SA2 (一部 -)	S	1) 安全上特に重要な関連機能 2) 事故時のプラント状態の把握機能 (直接関連系)	-	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に抽出し、示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。

(4.1.1.11, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照)

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 原子炉補機冷却水系統の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、B、C、D原子炉補機冷却水ポンプ	○	○	○	○
A・C、B・C原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁	○	○	×	×
A・C、B・C原子炉補機冷却水供給母管連絡弁	○	○	×	×
A、B余熱除去冷却器冷却水止め弁	○	○	×	×

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、B格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁	○	○	×	×
1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン止め弁	○	○	×	×
原子炉補機冷却水サージタンク水位	○	—	×	—

【凡例】

- ：表示または制御機能があるもの
- ×
- ：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。（4.1.1.14, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8, 4.2.4.10 参照）。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 原子炉補機冷却水系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
A、B原子炉補機冷却水ポンプ	AC 6,600V	Aメタクラ
C、D原子炉補機冷却水ポンプ	AC 6,600V	Bメタクラ
A・C原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁	AC 440V	A 2コントロールセンタ
B・C原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁	AC 440V	B 2コントロールセンタ
A・C原子炉補機冷却水供給母管連絡弁	AC 440V	A 2コントロールセンタ
B・C原子炉補機冷却水供給母管連絡弁	AC 440V	B 2コントロールセンタ
A余熱除去冷却器冷却水止め弁	AC 440V	A 2コントロールセンタ
B余熱除去冷却器冷却水止め弁	AC 440V	B 2コントロールセンタ
A格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁	AC 440V	A 2コントロールセンタ
B格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁	AC 440V	B 2コントロールセンタ
1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン止め弁	AC 440V	A 2コントロールセンタ

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 4.1.1.11. 第二十三條 計測制御系統施設
- 4.1.1.12. 第二十四條 安全保護回路
- 4.1.1.13. 第三十二條 原子炉格納施設
- 4.1.1.14. 第三十三條 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.5. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.6. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

- 4.1.3.1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」(昭和52年7月20日)

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護

- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統
- 4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設

4.2.5. 設備図書

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図
- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）
- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.2. 評価書
 - 4.2.6.2.1. 原子炉補機冷却水系統の安全機能に関する評価書（原子炉補機冷却水ポンプの性能確認事項に関する説明）
 - 4.2.6.2.2. 原子炉補機冷却水系統の安全機能に関する評価書（冷却器に関する要件と判定事項に関する説明）
- 4.2.6.3. 耐震計算書
 - 4.2.6.3.1. 原子炉補機冷却水ポンプの耐震計算書
 - 4.2.6.3.2. 原子炉補機冷却水冷却器の耐震計算書
 - 4.2.6.3.3. 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
 - 4.2.6.3.4. 原子炉補機冷却水サージタンクの耐震計算書
 - 4.2.6.3.5. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV内）（ZRS-KON4-20150046）
 - 4.2.6.3.6. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV外）（ZRS-KON4-20150047）

以上

(17) 原子炉補機冷却海水系統

目次

1. 概要	1.3-(17)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(17)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(17)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(17)-4
2. 設計要件	1.3-(17)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(17)-6
2.2. 系統の設計要件	1.3-(17)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(17)-8
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(17)-10
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(17)-17
3.1. 系統構成設備	1.3-(17)-17
3.2. 計測制御設備	1.3-(17)-20
3.3. 電源設備	1.3-(17)-21
4. 参照文献	1.3-(17)-22
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(17)-22
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(17)-22
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(17)-22
4.1.3. 基準	1.3-(17)-22
4.1.4. ガイド	1.3-(17)-23
4.1.5. 指針	1.3-(17)-23
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(17)-24
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(17)-24
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(17)-24
4.2.3. 保安規定	1.3-(17)-24
4.2.4. 設計基準文書 (DBD)	1.3-(17)-24
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(17)-24
4.2.6. 設備図書	1.3-(17)-25

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書 系統編のうち、大飯 4 号機の原子炉補機冷却海水系統について記載するものであり、設計要件 (Design Requirements) について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書 (DBD) 作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

原子炉補機冷却海水系統は、海水ポンプ、配管、弁等で構成され、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉補機冷却水冷却器、空調用冷凍機及びディーゼル発電機へ冷却海水を供給し、冷却器、冷凍機を冷却する機能と、ディーゼル発電機から発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海に熱を放出する機能を有する系統である。(4.2.6.1 参照)

原子炉補機冷却海水系統に期待する設計基準事象は表 2.2.1-1 に示される。

原子炉補機冷却海水系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「安全上特に重要な関連機能 (MS-1)」を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には海水供給母管は独立 2 系統構成としており、海水ピットに設置された 3 台の海水ポンプの内、最低限 1 台の海水ポンプの運転によって、安全上必要な補機への海水供給が可能である。また、原子炉補機冷却海水系統は耐震 S クラスで設計される。

海水ポンプの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、原子炉補機冷却海水系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、原子炉補機冷却海水系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
	2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される性能要求と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
3.2	計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
3.3	電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉補機冷却海水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十三条 保安電源設備

【技術基準規則】

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した原子炉補機冷却海水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉補機冷却海水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、原子炉補機冷却海水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第二十二条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

原子炉補機冷却海水系統には、以下の安全機能が要求される。

○ 安全上特に重要な関連機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める(4.2.1.2 参照)ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う(4.2.1.3 参照)ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報(解析想定)の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す原子炉補機冷却海水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件(制限事項)を示す。

1) 安全上特に重要な関連機能

原子炉補機冷却海水系統は、炉心冷却機能や原子炉停止後の除熱機能等の達成に必要な原子炉補機冷却水冷却器へ冷却海水を供給できなければならない。設計基準事象の再循環モードにおいて原子炉補機冷却海水系統は対処設備として期待される。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 海水ポンプの供給流量

海水ポンプは、再循環モード時に安全上必要な補機への海水供給流量として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている供給流量を確保することが設計要件となる。

表 2.2.1-1 原子炉補機冷却海水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において原子炉補機冷却海水系統を考慮している 設計基準事象			安全機能
			1)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	安全上特に重要な関連機能 ※1
設計基準事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○

※1：本表に掲載のない安全解析事象においても、炉心冷却や原子炉停止後の除熱等に際して原子炉補機冷却海水系統は対処設備として期待される。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照) 及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)」(4.1.5.2 参照) を参照すると、原子炉補機冷却海水系統は、『安全上特に重要な関連機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「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」(第十二条 2 項) 及び「重要安全施設」(第十二条 6 項) に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条 (4.1.1.8 参照) 2 項に従い、原子炉補機冷却海水系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条 (4.1.1.8 参照) 6 項に従い、原子炉補機冷却海水系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、原子炉補機冷却海水系統は 2 トレン構成としており、海水ピットに設置された 3 台の海水ポンプが接続されている。海水ポンプは、各トレンで独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている (4.2.1.1 参照)。また、原子炉補機冷却海水系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。(4.2.1.2 参照)

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止 (内部火災防護)
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

③ 計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3, 4.1.5.4, 4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す原子炉補機冷却海水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.2 参照）としている。

（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、原子炉補機冷却海水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 原子炉補機冷却海水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。

（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想

定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

原子炉補機冷却海水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（4.1.4.3 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.4 参照）

- i) 原子炉補機冷却海水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、竜巻飛来物防護対策設備により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（4.1.4.4 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.8 参照）

- i) 原子炉補機冷却海水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（4.1.4.2 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.7 参照）

- i) 原子炉補機冷却海水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が

定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。

- ii) 原子炉補機冷却海水系統の防護対象施設のうち、屋内の施設は、これらを内包する建屋により防護する設計としている。屋外の施設は、想定される外部火災により安全機能を損なうことのない設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却海水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災防護対策を講じた設計としている。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉補機冷却海水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.1 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

原子炉補機冷却海水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

② 設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高圧の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉補機冷却海水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1 次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している。（4.1.5.6, 4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。(4.1.4.5, 4.2.1.2 参照)

8) 材料及び構造

設計基準対象施設(圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン(発電用のものに限る。)、発電機、変圧器及び遮断器を除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME 設計・建設規格)等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示(通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」)の規定に適合する設計とする。

11) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力(原子炉格納容器に

あつては、最高使用圧力の 0.9 倍) までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

1.2) 準用

① 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

原子炉補機冷却海水系統は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(4.1.2.5 参照)に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

原子炉補機冷却海水系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。(4.2.1.2,4.2.2.1,4.2.3.1参照)

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項	
						設置許可 添付書類A	工認要目表 参考資料-2に示す
A、B、C海水ポンプ	容量： 5,300m ³ /h 揚程： 48m 出力： 980kW/個	MS-1	DB3 / SA2	S	D) 安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	容量： 約5,300 m ³ /h (1台当たり) 揚程： 約48 m	保安規定
A、B、C海水ポンプ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / SA2	S	D) 安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	-	-
A、B海水供給母管A(B)連給弁	電動弁	MS-1	DB3 / SA2	S	D) 安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	-	-
A、Bディーゼル発電機海水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	D) 安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	-	-
A、Bディーゼル発電機海水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 / -	S	安全上特に重要な関連機能(間接関連系) 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の(設計流量)流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げています。	-	-
A、B、C、D空調用冷凍機海水第2入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	D) 安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	-	-
A、B、C、D空調用冷凍機海水第1出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 / -	S	安全上特に重要な関連機能(間接関連系) 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の(設計流量)流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げています。	-	-
A、B、C、D空調用冷凍機海水第1入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / -	S	D) 安全上特に重要な関連機能 A) 海水ポンプの供給流量	-	-
A、B、C、D空調用冷凍機海水第2出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 / -	S	安全上特に重要な関連機能(間接関連系) 安全解析使用値を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の(設計流量)流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分配試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げています。	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項	
						設置許可 添付書類A	工認要目表 保安規定
A、B原子炉補機冷却水ポンプ 海水入口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-1	DB3 / SA2 (561Aのみ)	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
A、B原子炉補機冷却水ポンプ 海水出口弁	流量調整弁 (手動弁)	MS-3	DB3 / SA2 (569Aのみ)	S	安全上特に重要な関連機能 (間接関連系) 安全解析使用を満足するためには、事故時のラインナップにおいて所定の(設計流量)、流量を確保する必要がある。本弁は重要度分類クラス1、2ではないが分断試験結果での弁開度管理が必要であるためリストに挙げている。	—	—
A、B原子炉補機冷却水ポンプ 海水止め弁	電動弁	MS-1	DB3 / SA2 (570Aのみ)	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
海水ポンプ軸受潤滑水A、B供給 ライン逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / —	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
A、B海水ポンプ軸受潤滑水ス トレーナ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / —	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
C海水ポンプ軸受冷却水ス トレーナ出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / —	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
B海水ポンプ軸受冷却水流量計 出口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB3 / —	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
B海水ポンプ非常用潤滑水逆止 弁	逆止弁	MS-1	DB3 / —	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—
配管・継手(安全機能に関わる 範囲)	—	MS-1	DB3 / SA2	S	D 安全上特に重要な関連機能 A 海水ポンプの供給流量	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に抽出し、示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。

(4.1.1.11,4.2.4.9,4.2.5.2,4.2.5.3,4.2.5.4 参照)

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 原子炉補機冷却海水系統の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、B、C 海水ポンプ	○	○	○	○
A・B 海水供給母管 A (B) 連絡弁	○	○	×	×
A、B 原子炉補機冷却水冷却 器海水止め弁	○	○	×	×

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源系統 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。（4.1.1.13, 4.2.4.10, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照）。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれぞれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 原子炉補機冷却海水系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
A海水ポンプ	AC 6,600V	Aメタクラ
B海水ポンプ	AC 6,600V	Aメタクラ Bメタクラ
C海水ポンプ	AC 6,600V	Bメタクラ
A・B海水供給母管A連絡弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
A・B海水供給母管B連絡弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
A原子炉補機冷却水冷却器海水止め弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
B原子炉補機冷却水冷却器海水止め弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十二條 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 4.1.1.11. 第二十三條 計測制御系統施設
- 4.1.1.12. 第二十四條 安全保護回路
- 4.1.1.13. 第三十三條 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.2. 第十八條 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.3. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.4. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.5. 第四十八條 準用

4.1.3. 基準

- 4.1.3.1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日）

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 JEAG4612-2010
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震

4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護

4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護

4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護

4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護

4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護

4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護

4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護

4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統

4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統

4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設

4.2.4.12. 設計基準文書 系統編 燃料貯蔵設備及び取扱施設

4.2.5. 系統図及び技術図面

4.2.5.1. 系統図

4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図

4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図

4.2.5.4. シーケンス図 (展開接続図)

- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.2. 耐震計算書
 - 4.2.6.2.1. 海水ポンプの耐震計算書
 - 4.2.6.2.2. 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
 - 4.2.6.2.3. 平成 29 年度大飯 3・4 号機耐震評価に係る許認可審査助成委託 (2QS-KON3/4-20170002)
 - 4.2.6.2.4. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託 (CV 外) (ZKS-20150425)
 - 4.2.6.2.5. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託 (CV 外) (ZRS-KON4-20150047)

以上

(18) 補助給水系統

目次

1. 概要	1.3-(18)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(18)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(18)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(18)-4
2. 設計要件	1.3-(18)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(18)-6
2.2. 系統の設計要件	1.3-(18)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(18)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(18)-11
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(18)-17
3.1. 系統構成設備	1.3-(18)-17
3.2. 計測制御設備	1.3-(18)-20
3.3. 電源設備	1.3-(18)-22
4. 参照文献	1.3-(18)-24
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(18)-24
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(18)-24
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(18)-24
4.1.3. 基準	1.3-(18)-24
4.1.4. ガイド	1.3-(18)-24
4.1.5. 指針	1.3-(18)-25
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(18)-26
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(18)-26
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(18)-26
4.2.3. 保安規定	1.3-(18)-26
4.2.4. 設計基準文書(DBD)	1.3-(18)-26
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(18)-26
4.2.6. 設備図書	1.3-(18)-27

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD） 系統編のうち、大飯 4 号機の補助給水系統について記載するものであり、設計要求（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

補助給水系統は、補助給水ポンプ、復水ピット、配管、弁等で構成され、設計基準事故である、主給水流量喪失、主給水管破断時等、通常の給水機能が喪失した場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他残留熱を除去すべく、復水ピットを水源として、主給水隔離弁下流の主給水ラインに接続されている補助給水配管を介して、補助給水ポンプによって蒸気発生器に必要な量を給水する機能を有する系統である。（4.2.5.1 参照）補助給水系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「原子炉停止後の除熱機能（MS・1）」及び「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS・1）」を有するため、多重性を持たせた設計とするとともに、全交流動力電源喪失事象も想定し多様性を確保した系統構成としている。具体的には、補助給水ポンプは、電動補助給水ポンプ 2 台、タービン動補助給水ポンプ 1 台を設けることで、動的機能に対する多重性及び多様性を確保している。また、補助給水系統は耐震 S クラスで設計される。

電動補助給水ポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。また、タービン動補助給水ポンプの運転に必要な弁等は、蓄電池を電源としており、全交流動力電源喪失時においても中央制御室から操作及び監視を行うことができる。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、補助給水系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、補助給水系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための確認方法等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的 当該 DBD の対象系統を明確にする。		
	1.2	系統の概要 当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。		
	1.3	章構成と記載事項 本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。		
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等 当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。		
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件 系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。	
		2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件 当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件 外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3		設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
	3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を記載する。
	3.2	計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
	3.3	電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4		参考文献	1～3 章において参照した文献を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

補助給水系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十三条 保安電源設備

【技術基準規則】

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した補助給水系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに補助給水系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、補助給水系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

補助給水系統には、以下の安全機能が要求される。¹

○ 原子炉停止後の除熱機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める（4.1.5.1 参照）ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う（4.1.5.1 参照）ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す補助給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

¹補助給水系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載される。（4.2.4.11 参照）

1) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水系統は、原子炉停止後の崩壊熱他の残留熱を除去し、1次冷却材の温度を下げる機能を有さなければならない。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

また、補助給水系統は設計基準事象の事象収束後の低温停止移行操作においても期待される。

A) 蒸気発生器への補助給水供給流量

補助給水系統は、起動信号を受けてC項に示す所定の時間以内に蒸気発生器への最小要求流量を供給できなければならない。一方で、補助給水系統は1次系の除熱能力が過大とならないように過剰な流量の供給がないようにしなければならない。

最小要求流量は、表 2.2.1-2 に示す補助給水系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値である。表 2.2.1-2 に示すように、給水対象となる蒸気発生器と動作を期待している補助給水ポンプ台数は対象事象により異なることから、補助給水流量はこれら所定の組み合わせに対する解析使用値を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、1次系の除熱能力が過大とならないために補助給水流量は、表 2.2.1-3 に示す補助給水系統による流量を過大とした条件で評価している設計基準事象で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

B) 蒸気発生器への補助給水供給水温

補助給水系統からの供給水の水温は、補助給水系統を考慮する設計基準事象の安全評価において1次系の除熱能力を小さくする目的で高めの供給水温を基本的に使用している。

(ただし、1次系の除熱能力が小さい方が解析結果を楽にする過冷却事象に対する安全解析では、1次系の除熱能力を小さくしないよう、供給水温には標準的な値を使用している。)

しかしながら、供給水温の違いによる比エンタルピ差は蒸発潜熱に対して十分小さく、1次系の除熱は蒸気発生器での蒸発潜熱が支配的であることから、供給水温の安全上の影響は小さい。このことから、補助給水供給水温は設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象の安全評価では、起動信号の設定値到達からポンプ定速達成までの時間²経過以降に補助給水ポンプによる給水開始を想定してお

² この遅れ時間には信号遅れやタイマー、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時のDG起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

り、この解析での想定時間内に補助給水を供給開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

また、安全評価においては B 項にある水温の補助給水が蒸気発生器に供給されるまでの輸送遅れを系統内体積として考慮しており、系統内体積はこの解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量

設計基準対象施設として使用する復水ピットの容量は、次の 2 点を上回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

- 主給水管破断時において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水機能が要求される原子炉停止後から余熱除去設備による冷却を開始するまでの期間、1 次冷却系の熱量を除去するために必要な水量。
- 主給水管破断時において、すべての補助給水ポンプ（電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台）が起動した状態で、運転員が異常を検知してから破断側蒸気発生器への補助給水を停止するまでの 10 分間に破断口から流出する水量を確保した水量。

E) 補助給水の隔離機能

補助給水系統の機能を期待する設計基準事象のうち 2 次系配管破断や蒸気発生器伝熱管破損時においては、健全な蒸気発生器に給水を継続しつつ、所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を運転員が停止する操作を行うことを想定していることから、補助給水系統は、解析で想定している所定の時間内に破損した蒸気発生器への給水を停止できる隔離機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

F) 補助給水の流量調整機能

補助給水によって 1 次系を除熱している間、蒸気発生器の満水を防止すべく、補助給水系統は蒸気発生器水位を所定の水位に維持するための給水流量の調整機能を有することが安全性を担保するための設計要件となる。

なお、本機能は設計基準事象の解析では直接取り扱わないものの、事故収束後の高温停止維持及び低温停止移行に際して期待される。

表 2.2.1-1 補助給水系統に係る安全解析事象と安全機能の関係※1

解析において補助給水系統を考慮している 設計基準事象			安全機能 ～ 1 原子炉停止後の 除熱をする機能
分類	事象名	設置（変更）許可申請 書における記載箇所	
設計基準事象	主給水流量喪失	添付書類十 2.3.4	○
	2次冷却系の異常な減圧	添付書類十 2.3.6	(※1)
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.2.1	○
	主給水管破断	添付書類十 3.2.4	○
	主蒸気管破断	添付書類十 3.2.5	(※1)
	蒸気発生器伝熱管破損	添付書類十 3.4.2	○

※1：当該事象に対して補助給水系統の動作は結果を厳しくする方向に働くものであり、「原子炉停止後の除熱をする機能」としては期待していないが、安全解析上は動作することを想定している。

表 2.2.1-2 安全解析で想定している補助給水の給水対象とポンプ台数

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
4基の蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ1台で給水	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失（添付書類十 2.3.4） 原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）
3基の蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ2台で給水	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断（添付書類十 3.2.4） 蒸気発生器伝熱管破損（添付書類十 3.4.2）

表 2.2.1-3 大きめの補助給水流量を使用している安全解析事象

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
補助給水系統による流量を過大とした条件で評価	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系の異常な減圧（添付書類十 2.3.6） 主蒸気管破断（添付書類十 3.2.5）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」（4.1.5.2 参照）を参照すると、補助給水系統は『原子炉停止後の除熱機能』及び『放射性物質の閉じ込め機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）2 項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）6 項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、補助給水系統については、2 台の電動補助給水ポンプと 1 台のタービン動補助給水ポンプで構成し、電動補助給水ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、またタービン動補助給水ポンプは、4 基の蒸気発生器のうち 2 基の蒸気ラインから取出した駆動蒸気を駆動源としており、主給水管破断時等に際し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を有する設計としている。（4.2.1.1 参照）。また、補助給水系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。（4.2.1.1 参照）

この設計構成を維持することが、多重性／多様性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、**JEAG4601**（4.1.5.3,4.1.5.4,4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す補助給水系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.3 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、補助給水系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 補助給水系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

補助給水系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.4 参照)

- i) 補助給水系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1に属する施設が該当する。
- ii) これら補助給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。
- iii) 補助給水系統の防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある屋外の施設は、防護対象施設の安全機能を損なうことが無いことを確認している。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.4 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.8 参照)

- i) 補助給水系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1に属する施設が該当する。
- ii) これら補助給水系統の防護対象施設のうち屋内の施設は、これらを内包する建屋により想定される火山事象から防護する設計としている。屋外の施設は、想定される火山事象により安全機能を損なうことのない設計としている。なお、配管については、積灰しない構造として取り扱う。
屋外に開口し降下火砕物を含む空気の流路となる防護対象施設を選定し、降下火砕物に対して、補助給水系統の火山防護に関する安全機能が維持できることを確認している。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) 補助給水系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1に属する施設が該当する。

- ii) 補助給水系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

補助給水系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災防護対策を講じた設計としている。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

補助給水系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.2 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

補助給水系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高圧の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により補助給水系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1 次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している。

（4.1.5.6,4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする（4.1.4.5, 4.2.1.2 参照）。系統の多重性、配置等の関連により評価対象外となる。

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

11) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

補助給水系統は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.5参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、設計確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

補助給水系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための設計確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。(4.2.1.2,4.2.2.1,4.2.3.1参照)

表3.1.1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可添付書類A	工認要目表	保安規定
タービン動補給水ポンプ	容量： 250m ³ /h 揚程： 950m	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量：約250 m ³ /h 揚程：約950 m	参考資料-2に示す。	—
A、B電動補給水ポンプ	容量： 140m ³ /h 揚程： 950m	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	容量： 約140 m ³ /h 揚程： 約950 m	参考資料-2に示す。	参考資料-3に示す。
タービン動補給水ポンプ起動弁 A、B	電動弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間 (注2) D-C) の確認は、タービン動補給水ポンプの全速時間の確認により行う。	—	—	—
A、B、C、D電動補給水ライ ン流量調節弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 F) 補助給水の流量調整機能	—	—	—
A、B、C、Dタービン動補給 水ライン流量調節弁	空気作動弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 F) 補助給水の流量調整機能	—	—	—
A、B、C、D補助給水隔離弁	電動弁	MS-1	DB2/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給 E) 補助給水の隔離機能	—	—	—
A、B電動補給水ポンプ入口ラ イン復水ビット制御弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
タービン動補給水ポンプ入口 止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
A、B電動補給水ポンプ出口逆 止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
A、B電動補給水ポンプフルプ ローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
タービン動補給水ポンプミニマ ムフローライン逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
A、B、C、D電動補給水ライ ン流量調節弁出口逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
A、B、C、Dタービン動補給 水ライン流量調節弁出口逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
A、B、C、D補助給水逆止弁	逆止弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1.1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	工認要目表	保安規定
復水ピット電動補助給水ポンプ間止め弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
復水ピットタービン補助給水ポンプ間止め弁	電動弁	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 A) 蒸気発生器への補助給水供給	—	—	—
復水ピット	容量： 約1,200m ³	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 D) 補助給水系統に対する必要最小保有水量	容量：約1,200 m ³	参考資料—2に示す。	水量： 730 m ³ 以上
配管・継手 (CVスワンダリ内) B-005 補助給水系統 A. 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) 1~2/2	—	MS-1	DB2/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	—	—	—
配管・継手 (CVスワンダリ外) B-005 補助給水系統 A. 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) 1~2/2 C. 事故時のアラーム状態の把握機能 (PAM) 機能 (PS-1)	—	MS-1	—/SA2	S	D) 原子炉停止後の除熱をする機能 C) 蒸気発生器への補助給水供給開始時間	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。（4.1.1.12, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照）

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 補助給水系統の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはチャンネル名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、Bタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ	○	○	×	×
A、B電動補助給水ポンプ	○	○	○	○
タービン動補助給水ポンプ起 動弁A、B	○	○	○	○
A、B、C、D電動補助給水 ライン流量調節弁	○	○	○	○
A、B、C、Dタービン動補 助給水ライン流量調節弁	○	○	○	○
A、B、C、D補助給水隔離 弁	○	○	×	×
復水ピット電動補助給水ポン プ側止め弁	○	○	×	×
復水ピットタービン動補助給 水ポンプ側止め弁	○	○	×	×
復水ピット水位	○	—	×	—
蒸気発生器補助給水流量	○	—	×	—

【凡例】

○：表示または制御機能があるもの

×：表示または制御機能が無いもの

—：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。（4.1.1.14, 4.2.4.10, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照）。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 補助給水系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
Aタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ	DC 125V	Aタービン動補助給水ポンプ起動盤
Bタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ	DC 125V	Bタービン動補助給水ポンプ起動盤
A電動補助給水ポンプ	AC 6,600V	Aメタクラ
B電動補助給水ポンプ	AC 6,600V	Bメタクラ
タービン動補助給水ポンプ起動弁A	DC 125V	Aタービン動補助給水ポンプ起動盤
タービン動補助給水ポンプ起動弁B	DC 125V	Bタービン動補助給水ポンプ起動盤
A、B電動補助給水ライン流量調節弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
C、D電動補助給水ライン流量調節弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A、Bタービン動補助給水ライン流量調節弁	DC 125V	A 3 ソレノイド分電盤
C、Dタービン動補助給水ライン流量調節弁	DC 125V	B 3 ソレノイド分電盤
A、B補助給水隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
C、D補助給水隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
復水ビット電動補助給水ポンプ側止め弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
復水ビットタービン動補助給水ポンプ側止め弁	DC 125V	Aタービン動補助給水ポンプ起動盤

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 4.1.1.11. 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 4.1.1.12. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.13. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.14. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.5. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

- 4.1.3.1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書(DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護
- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統
- 4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図
- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）

- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 補助給水系統に関する設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 4.2.6.2. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.3. 耐震計算書
 - 4.2.6.3.1. タービン動補助給水ポンプの耐震計算書
 - 4.2.6.3.2. 電動補助給水ポンプの耐震計算書
 - 4.2.6.3.3. 復水ピットの耐震計算書
 - 4.2.6.3.4. 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
 - 4.2.6.3.5. 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
 - 4.2.6.3.6. 基準地震動追加による配管系評価手法の最新知見を踏まえた耐震安全性評価委託（CV外）
（ZRS-KON4-20150045）
 - 4.2.6.3.7. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV外）（ZRS-KON4-20150047）

以上

(19) 計測制御系統

目次

1. 概要	1.3-(19)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(19)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(19)-3
1.2.1. 原子炉計装	1.3-(19)-3
1.2.2. プロセス計装	1.3-(19)-3
1.2.3. 原子炉保護設備	1.3-(19)-4
1.2.4. 工学的安全施設作動設備	1.3-(19)-4
1.2.5. 制御室	1.3-(19)-4
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(19)-5
2. 設計要件	1.3-(19)-7
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(19)-7
2.2. 系統の設計要件	1.3-(19)-8
2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件	1.3-(19)-9
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(19)-14
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(19)-22
3.1. 計測対象及び関連設備	1.3-(19)-22
3.2. 電源設備	1.3-(19)-31
4. 参照文献	1.3-(19)-33
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(19)-33
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(19)-33
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(19)-33
4.1.3. 基準	1.3-(19)-34
4.1.4. ガイド	1.3-(19)-34
4.1.5. 指針	1.3-(19)-34
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(19)-35
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(19)-35
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(19)-35
4.2.3. 保安規定	1.3-(19)-35
4.2.4. 設計基準文書(DBD)	1.3-(19)-35
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(19)-35
4.2.6. 設備図書	1.3-(19)-36

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書 系統編のうち、大飯4号機の計測制御系統について記載するものであり、設計要求 (Design Requirements) について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書 (DBD) 作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

計測制御系統は、以下の設備から構成されており、それぞれの概要を示す。

本書作成の方針に従い、以下に示す設備は、計測制御系統を構成する設備の中で、安全上重要な設備としているものである。

1.2.1. 原子炉計装

計測制御系統の一つとして、原子炉の運転制御及び保護動作に必要な炉心に関する情報を得るために、以下のような原子炉計装を設ける (4.2.5.5 参照)。

・炉外核計装

原子炉容器の周囲に中性子束検出器を設置して、原子炉出力に比例した中性子束レベルを連続測定し、原子炉安全保護計装盤内の炉外核計装装置で適当な信号処理を行った後、原子炉の運転に必要な信号は、中央制御盤に指示、記録し、また、原子炉の制御保護機能に必要な信号は、原子炉制御設備及び原子炉保護設備に送る。

1.2.2. プロセス計装

プラントの適切かつ安全な運転のために1次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる (4.2.5.3 参照)。プロセス計装設備は、検出器のほかに、演算処理装置を収納する計装盤から構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録及び警報の発信を行う。原子炉の停止及び炉心冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

1.2.3. 原子炉保護設備

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時あるいは、設計基準事故時に際し工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止システムを作動させ、原子炉を自動停止させる（4.2.5.3 参照）。

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

1.2.4. 工学的安全施設作動設備

工学的安全施設作動設備は、1 次冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を作動させるものである。

工学的安全施設作動設備は、安全保護系のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる 2 重トレインの論理回路で構成する（4.2.5.4 参照）。

1.2.5. 制御室

(1) 中央制御室

プラントの運転に必要な監視及び操作装置を、集中化し、設置するための中央制御室を設け、同室内に中央制御盤等を設置する。

(2) 中央制御室外原子炉停止装置

火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合においても原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、計測制御系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、計測制御系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 章で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
	2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の概略仕様及び 確認事項	2.2.1 章の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
	3.1 系統構成設備	2.2.1 章を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 章で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
	3.2 電源設備	2.2.1 章を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献一覧を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

計測制御系統は、以下に示す設置許可基準規則に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十条 誤操作の防止
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第十五条 炉心等
- 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 第十九条 非常用炉心冷却設備
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第二十二条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

2.2. 系統の設計要件

2.1 項で示した計測制御系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに計測制御系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第三十三条、及び第五十七条については、計測制御系統の機能を発揮するための前提となる機能（駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は電源設備に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1 章）

- 第十三条 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
- 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 第十五条 炉心等
- 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 第十九条 非常用炉心冷却設備
- 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 第二十二条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2 章）

- 第十二条 安全施設（単一故障想定、多重性又は多様性、独立性）
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設（耐環境性、飛散物による損層の防止）

2.2.1. 安全機能要求に関する設計要件

計測制御系統には、1.2 で示した設備から構成されており、それぞれの設備に対し以下の安全機能が要求される。要求される安全機能は以下のものであり、各設備の記載ではここで示す安全機能の番号を記載する。これらの安全機能は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）に基づいており、このため重要度が規定されない重大事故等対処施設には適用しない。

- 1)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（安全重要度：MS-1）
- 2)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（安全重要度：MS-3）
- 3)事故時のプラント状態の把握機能（MS-2）
- 4)未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-1）
- 5)安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能（MS-1）
- 6)未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能（MS-2）
- 7)安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能（MS-2）
- 8)燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能（MS-2）
- 9)異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能（MS-2）
- 10)制御室外からの安全停止機能（MS-2）
- 11)出力上昇の抑制機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-3）

2.2.1.1. 原子炉計装

- 1)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（安全重要度：MS-1）

運転時の過出力、出力の異常な上昇など設計基準事故時において、原子炉を自動的に停止する機能（原子炉トリップ機能）を設ける（設置許可基準規則二十四条）（4.1.1.18 参照）。このために必要となる原子炉計装設備を設ける。このための監視パラメータについては、（編集注意）2.2.1.3 に併せて示す。
- 2)緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（安全重要度：MS-3）
 - a)ほう素の異常な希釈の監視（安全解析対象）：原子炉停止中のほう素の希釈事象の監視のため、炉外核計装（中性子源領域中性子束）による監視、及び異常な上昇があった際には警報を発信する設計とする（設置許可基準規則十五条）（4.1.1.12 参照）。
 - b)ほう素の異常な希釈の監視（安全解析対象）：原子炉出力運転中にほう素の希釈による制御棒の異常な挿入状態を監視するため、制御棒クラスタの位置を監視し、異常な挿入があった際には警報を発信する設計とする（設置許可基準規則十五条）（4.1.1.12 参照）。

2.2.1.2. プロセス計装

3)事故時のプラント状態の把握機能 (MS-2)

設計基準事故の発生時の状態の把握、対策を講じるために必要となるプラント監視パラメータを計測する設備、及び表示、記録するための設備を設け、中央制御室に表示される設計とする。これらの設備は、計測範囲が監視の対象とする設計基準事故において変動範囲を含む設計とする。必要となる主なプラント監視パラメータを以下に示す（設置許可基準規則二十三条）（4.1.1.17 参照）。

- 1次冷却材高温側温度（広域）
- 1次冷却材低温側温度（広域）
- 1次冷却材圧力
- ほう酸タンク水位
- 補助給水流量
- 蒸気発生器水位（広域）
- 復水ピット水位
- 燃料取替用水ピット水位
- 原子炉格納容器内温度
- 格納容器再循環サンプル水位（広域）
- 格納容器再循環サンプル水位（狭域）
- 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- 制御用空気圧力
- 高圧注水流量
- 低圧注水流量

2.2.1.3. 原子炉保護装置

1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 (MS-1)

4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 (MS-1)

5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能 (MS-1)

運転時の過出力、出力の異常な上昇など設計基準事故時において、原子炉を自動的に停止するため複数の原子炉トリップ信号を設ける設計とする。このため、必要となるプラント監視パラメータを計測する設備、及び停止条件を判定するための演算を実行する設備、及び停止動作を実施する設備により構成される設計とする（設置許可基準規則二十四条）（4.1.1.18 参照）。

原子炉トリップとそのパラメータを以下の表に示す。

機能	プラント監視パラメータ	安全解析において当該機能が作動している事象
・中性子源領域中性子束高	・中性子源領域中性子束	—
・中間領域中性子束高	・中間領域中性子束	—
・出力領域中性子束高（低設定）	・出力領域中性子束	・原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き ・制御棒飛び出し
・出力領域中性子束高（高設定）	・出力領域中性子束	・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ・制御棒飛び出し
・出力領域中性子束変化率高	・出力領域中性子束	—
・過大温度 ΔT 高	・1次冷却材高温側温度 ・1次冷却材低温側温度 ・加圧器圧力 ・出力領域中性子束	・出力運転中の制御棒の異常な引抜 ・原子炉冷却材系の異常な減圧 ・蒸気発生器伝熱管破損
・過大出力 ΔT 高	・1次冷却材高温側温度 ・1次冷却材低温側温度 ・出力領域中性子束	—
・原子炉圧力高（加圧器圧力高）	・加圧器圧力	・主給水流量喪失 ・負荷の喪失
・原子炉圧力低（加圧器圧力低）	・加圧器圧力	・出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 ・原子炉冷却材喪失
・1次冷却材流量低	・1次冷却材流量	・原子炉冷却材の部分流量喪失 ・原子炉冷却材ポンプの軸固着
・1次冷却材ポンプ回転数低	・1次冷却材ポンプ回転数	・原子炉冷却材流量の喪失
・タービントリップ	・タービン非常用遮断器油圧 ・主蒸気止め弁開閉状態	・蒸気発生器への過剰給水
・蒸気発生器水位低	・蒸気発生器水位（狭域）	・主給水流量喪失 ・主給水管破断
・加圧器水位高	・加圧器水位	—
・地震加速度高（水平方向加速度高、垂直方向加速度高）	・地震計	—
・手動	—	—

安全保護系のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする（設置許可基準規則二十四条）（4.1.1.18 参照）。このため、以下の点について考慮した設計とする。

- a) 安全保護系のデジタル計算機は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離し、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、ゲートウェイを介して一方向通信（送信のみ）にすることにより送信のみに制限することで機能的に分離する設計とする。
- b) 安全保護系のデジタル計算機は、外部からの不正アクセスを防止するため、計算機固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
- c) 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620-2008）」（4.1.5.6 参照）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609-2008）」（4.1.5.7 参照）に準じて、検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止を含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
- d) 不正な変更等による承認されていない動作や変更を防ぐため、発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とする。

2.2.1.4. 工学的安全施設作動設備

- 1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（MS-1）
- 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能（MS-1）
- 5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能（MS-1）
- 6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能（MS-2）
- 7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能（MS-2）
- 8) 燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接作動、制御する機能（MS-2）
- 9) 異常状態の緩和機能を直接作動、制御する機能（MS-2）

原子炉冷却材喪失などの設計基準事故時において、必要に応じ工学的安全施設作動設備を動作させ非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器隔離弁あるいは原子炉格納容器スプレイ設備等の工学的安全施設が自動的に動作する設計とする（設置許可基準規則二十四条）（4.1.1.18 参照）。このために必要となるプラント監視パラメータを計測する設備、及び作動条件を判定するための演算を実行する設備、及び作動信号を発信する設備により構成される設計とする。

工学的安全施設作動信号とそのパラメータを以下の表に示す。

機能	プラント監視パラメータ	安全解析において主として仮定されている対象事象
ー非常用炉心冷却設備作動 ・原子炉圧力低（加圧器圧力低）	・加圧器圧力	・2次冷却系の異常な減圧 ・原子炉冷却材喪失 ・蒸気発生器伝熱管破損
・主蒸気ライン圧力低	・主蒸気圧力	・主蒸気管破断
・原子炉格納容器圧力高	・原子炉格納容器圧力	・原子炉冷却材喪失
・手動	ー	ー
ー主蒸気ライン隔離 ・原子炉格納容器圧力異常高	・原子炉格納容器圧力	ー
・主蒸気ライン圧力低	・主蒸気圧力	・主蒸気管破断
・主蒸気ライン圧力減少率高	・主蒸気圧力	ー
・手動	ー	ー
ー原子炉格納容器スプレイ作動 ・原子炉格納容器圧力異常高	・原子炉格納容器圧力	・原子炉冷却材喪失
・手動	ー	ー

2.2.1.5. 制御室

中央制御室は、以下に示す機能を持たせる設計とする（設置許可基準規則二十六条）（4.1.1.20 参照）。

- a) 原子炉及び主要な関連設備の運転状況の監視及び操作
中央制御室において監視、操作する対象機器については、各系統の設計基準文書に示す。
- b) 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらが関連する系統の健全性を確保するための主要パラメータの監視
- c) 事故時において、事故の状態を知り対策を講ずるために必要なパラメータの監視

10) 制御室外からの安全停止機能（MS-2）

中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止盤により中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態にすることができる設計とする。高温停止に対し、操作が時間的に急を要する機器、及び高温停止状態において操作を行う頻度の高い機器の操作器は、中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。

中央制御室外原子炉停止盤において監視、操作する対象機器については、各系統の設計基準文書に示す。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照) 及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針 (JEAG4611-2009)」(4.1.5.2 参照) を参照すると、計測制御系統の各設備は 2.2.1.1~2.2.1.4 に示す通り、それぞれが持つ機能に対応した MS-1~MS-3 に分類される複数の重要度を有する。このため、それぞれの設備は、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。計測制御系統の各設備(計測対象、関連設備)について、どの重要度を有しているか、表 3.1-1 及び 3.1-2 の安全重要度の欄に示す。

計測制御系統のうち、それぞれの重要度に応じた設計要求事項を表 2.2.2-1 に示す。安全重要度に対応する一般的な設計要求については、要求されるものについて“○”とし、推奨であり必須でないものは、必要ないものと同じ分類とし“×”とする。この要求に対応して、表 3.1-1 及び 3.1-2 に示す各設備は、それぞれの安全重要度に応じた要求事項を満足する設計とする。

一般的な要求事項のうち、耐震性、耐環境性については、指針に要求が明記されていることから要否について示す。これらに関する要求、及び対応については 2.2.2.2 にて示す。

表2.2.2-1 安全重要度に対応する設計要求事項

安全機能を有する計測制御装置		①多重性又は多様性	②分離独立性	事故時耐環境性	耐震性 ^{注1}	非常用電源	試験性	記録
MS-1	安全保護系	○	○	○	S	○	○	×
MS-2	MS-1の系統・機器を直接制御するもの	○	○	○	S	○	○	×
MS-2	燃料プールの補給	×	×	○	S	○	○	—
(MS-2の系	放射性物質放出の防止	○ ^{注2}	○ ^{注2}	×	C	×	○	—
統・機器を直	異常状態の緩和（加圧器逃し弁の手動操作）	○ ^{注2}	○ ^{注2}	○	S	○	○	—
接制御するも	制御室外からの安全停止	×	×	×	S ^{注3}	○ ^{注3}	○	—
の)								
MS-2	事故時のプラント状態の把握のために最小限必要となる情報提供系	○	○	○	S	○	○	○
MS-2	安全を確保するための急速な手動操作の判断に最小限必要となる情報提供系	○	○	○	S	○	○	○
MS-2	MS-1の系統・機器の主たる情報を監視するもの	○	○	○	S	○	○	○
PS-3	異常状態の起因事象となる計測制御装置（安全保護系を除く）	×	×	×	C	×	○	×
MS-3	MS-3の計測制御装置	×	×	×	C	×	○	×

注1：耐震性については耐震クラスで示す。

注2：制御する当該系が多重性又は多様性を有する場合には、制御系も準じるものとする。

注3：制御室からの安全停止機能に関連するもの

<設計要求事項>

①：安全保護系は、計測設備（検出端）から演算設備まで全体として多重チャンネル構成とする。具体的には、1チャンネルを試験などにより動作不能とした場合でも単一故障により安全保護機能を喪失しないよう、保守性を考慮し原則として4チャンネル構成とする^注。なお、プラント起動時のみである以下設備については、2チャンネル構成とする（設置許可基準規則二十四条）（4.1.1.18参照）。

- ・中性子源領域中性子束高
- ・中間領域中性子束高

注：単一故障、運転中の試験対応は、3チャンネル構成で満足できる。ただし、この場合、試験などにより動作不能とする場合にはトリップモードとする必要がある（トリップは2/3ロジックであるため原子炉自体はトリップしない）。このため、試験時における保守性の向上（人的過誤を含む単一故障による原子炉の誤トリップ防止、試験時におけるトリップパージヤル警報の抑制、など）のため、原則として4チャンネル構成とするもの。

出力領域中性子束は原子炉水平方向の出力分布監視機能を持っており、この機能からも4チャンネル構成が要求される。

②：多重化したチャンネルについては、検出端から信号処理を行う設備、及び原子炉の自動停止、工学的安全施設動作設備を自動的に動作させる設備まで独立した設備とする。このための要求事項を以下に示す。

- ・独立した各チャンネルの設備は、電気的な接続を持たない設計とする。
- ・独立した各チャンネルの設備は、伝送路を含め、他に影響を与えないよう物理的にも分離した設計とする。
- ・チャンネル間で情報の授受が必要となる場合には、故障が波及しないよう、光通信など隔離されたものとする。
- ・チャンネル間での授受が、その故障時にも安全側の動作となるよう、保護動作に対し影響を与えない設計とする。
- ・独立した各チャンネルの設備は、それぞれ独立した個別の母線から給電される設計とする。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1 章、2.2.2.1 章以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 飛散物による損傷の防止
- 耐環境性

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編（4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8 参照）に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計としている。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3,4.1.5.4,4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3 章に示す計測制御系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.2 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して 安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、計測制御系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 計測制御系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。(4.2.4.6 参照)

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条(4.1.1.5 参照)に従い、想定される自然現象(地震及び津波を除く)及び人為事象によりその安全性が損なわれないよう設計している。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

計測制御系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.4 参照)

- i) 計測制御系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1,2 に属する設備とする。
- ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設を内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

(4.2.4.8 参照)

- i) 計測制御系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1,2 に属する設備とする。
- ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設を内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（4.1.4.1 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.7 参照）

- i) 計測制御系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1,2 に属する設備とする。
- ii) 計測制御系統の防護対象施設は、屋内の防護対象施設に該当し、防護対象施設を内包する建屋により防護する設計としている。外部火災による二次的影響（ばい煙）については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、火災によりその安全性が損なわれないよう設計している。

②設計方針

計測制御系統は、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域、及び火災区画に対し、火災防護審査基準（4.1.3.1 参照）が定める火災防護対策を講じた設計としている。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれないよう設計している。

②設計方針

計測制御系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認する。（4.2.4.3 参照）

6) 飛散物による損傷防護

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.9 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものとなるように設計している。

②設計方針

計測制御系統に関する飛散物防護の対象設備は以下の通りである。

- i) タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービンディスク、高圧タービン、ロータなどの飛来物によって安全施設の機能が損なわれる可能性をきわめて低くする設計とする（4.1.5.9,4.2.1.2 参照）。系統の多重性、配置等の関連により評価対象外となる。
- ii) 高温高圧の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管について、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により、計測制御系統の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、一次冷却材管には LBB を適用し、主蒸気、主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している（4.1.5.8, 4.2.4.5 参照）。

7) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

計測制御系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.9 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるように設計している。

②設計方針

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置

(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計としている。重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度(環境温度、使用温度)、放射線、荷重のみならず、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状(冷却材中の破損物等の異物を含む。)の影響を考慮している。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件は参照図書(4.2.6.1 参照)にて規定している。設備検証において考慮される、通常運転時の放射線防護区域としての管理区域は、参照図書(4.2.1.3 参照)にて規定している。

8) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

計測制御系統は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(4.1.2.1 参照)に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1 章にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の概略仕様を整理する。併せて、設置許可申請における安全解析のインプット条件としてそれら構成設備へ要求している機能が、実機において維持されていることを確認するための、確認方法及び性能確認事項を 3.1 に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 計測対象及び関連設備

計測制御システムとして重要度分類の適用単位となる計測対象、及び計測制御のための関連設備について、表 3.1-1、及び表 3.1-2 に示す（4.2.2.1 参照）。これらについて、各表中に関連する設備の仕様、及び安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための確認方法及び性能確認事項を示す。

表 3.1-1 及び表 3.1-2 の安全機能の欄に示した各安全機能に、各パラメータに対して要求される機能を持った設備を示すため、2.2.1 項の各設備の項番号を示す。

表3.1.1 設備リスト (監視対象)

機器名称	設備仕様等 (計測レンジ)	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス (注1)	安全機能 ^(注2)	設置許可 添付書類 入	工認 要目表	保安規定	他のDBD との関連
1 次冷却材高温側温度 (狭域)	280~340℃	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・過大温度ΔT高原子炉トリップ ・過大出力ΔT高原子炉トリップ 設定値 (表外の設定式(1)に示す) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 5.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載)	—	参考資料-2に示す。	—	—
1 次冷却材低温側温度 (狭域)	270~330℃	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・過大温度ΔT高原子炉トリップ ・過大出力ΔT高原子炉トリップ 設定値 (表外の設定式(1)に示す) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 5.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載)	—	参考資料-2に示す。	—	—
中性子源領域中性子束	$1 \times 10^0 \sim 1 \times 10^6$ cps	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項)、(2.2.1.3項) ・中性子源領域中性子束高原子炉トリップ 設定値 (1×10^6 cps) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.2sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載) 2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(2.2.1.1項) ・中性子源領域原子炉停止時中性子束高警報 設定値 (通常時の0.5アカード上) にて警報発信 ^(注3)	計測範囲: $1 \sim 10^6$ cps	—	—	—
中間領域中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ A	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.1項)、(2.2.1.3項) ・中間領域中性子束高原子炉トリップ 設定値 (25%出力相当電流値) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.2sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載)	計測範囲: $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3}$ A	参考資料-2に示す。	—	—

表3.1.1 設備リスト (監視対象)

機器名称	設備仕様等 (計測レンジ)	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス (注1)	安全機能 ^{注2}	設置許可 添付書類 八	工認 要目表	保安規定	他のDBD との関連
出力領域中性子束	0~120%	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項)、(2.2.1.3項) ・出力領域中性子束高原子炉トリップ 設定値(低設定25%、高設定109%)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.2sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載) ・出力領域中性子束変化率高(増加率高) 設定値(10%)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.22sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載) ・出力領域中性子束変化率高(減少率高) 設定値(7%)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.22sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載)	計測範囲: 0~120%	参考資料-2に示す。	—	—
加圧器圧力	11.3~17.2MPa	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項)、(2.2.1.4項) ・加圧器圧力低原子炉トリップ 設定値(12.87MPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 1.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載) ・加圧器圧力高原子炉トリップ 設定値(16.45MPa)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 1.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載) ・加圧器圧力低非常用炉心冷却設備作動 設定値(12.17MP)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 2.0sec (「計測制御系統の範囲」)	計測範囲: —	参考資料-2に示す。	—	—
加圧器水位	0~100%	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・加圧器水位高原子炉トリップ 設定値(92%)にて応答時間内に信号発信 応答時間: 1.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載) 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲: 0~100%	参考資料-2に示す。	—	1次冷却系統DBD

表3.1.1 設備リスト (監視対象)

機器名称	設備仕様等 (計測レンジ)	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス (E1)	安全機能 ²²	設置許可 添付書類 八	工認 要目表	保安規定	他のDBD との関連
蒸気発生器水位 (監視)	0~100%	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・ 蒸気発生器水位低原子炉トリップ 設定値 (13%) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 1.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載) ・ 蒸気発生器水位異常高タービントリップ 設定値 (75%) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 1.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載) 4) 本境界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能(2.2.1.4項) 設定値 (13%) にてタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ起動 応答時間: 1.7sec (「計測制御系統の範囲」)	計測範囲: 0~100%	参考資料-2 に示す。	—	—
主蒸気圧力	0~9.0MPa	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) (主蒸気ライン圧力低非常用炉心冷却設備作動) 設定値 (4.14MPa) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 2.0sec (「計測制御系統の範囲」) 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.2.1.2項)	計測範囲: 0~9.0 MPa(gage)	参考資料-2 に示す。	—	主蒸気及び主給水系統 DBD
1次冷却材流量	0~120%	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・ 1次冷却材流量低原子炉トリップ 設定値 (90%定格流量) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載)	—	参考資料-2 に示す。	—	—
1次冷却材ポンプ回転数	0~1500 rpm	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・ 1次冷却材ポンプ回転数低原子炉トリップ 設定値 (93%定格回転数) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.3sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載)	—	—	—	—
非常遮断油圧	6.4MPa以上	MS-1	—	C(S)	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・ タービントリップ (非常遮断油圧低) による原子炉トリップ 設定値 (6.4MPa以上) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基準文書に記載)	—	—	—	—

表3.1.1 設備リスト (監視対象)

機器名称	設備仕様等 (計測レンジ)	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス (E1)	安全機能 ²²	設置許可 添付書類 人	工認 要目表	保安規定	他のDBD との関連
主蒸気止め弁状態	弁閉止状態	MS-1	—	C(S)	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・ターボトリップ (主蒸気止め弁閉) による原子炉トリップ 設定 (弁閉止状態) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.7sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載)	—	—	—	—
地震加速度高	440Gal 240Gal→ 160Gal 120Gal→80Gal 以下	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・地震加速度高原子炉トリップ (鉛直方向、水平方向) 設定値 (水平390Gal、鉛直100Gal) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 0.4sec (「計測制御系統の範囲」、以降は「原子炉及び炉心」の設計基理文書に記載)	—	—	—	—
手動	—	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・手動原子炉トリップ 手動スイッチにより応答時間内に信号発信 (信号は計測制御系統における演算処理部以降に入力)	—	—	—	—
格納容器圧力 (広域)	—50 ~ 450 kPa	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.4項) ・格納容器圧力高非常用炉心冷却設備作動 設定値 (0.039MPa) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 2.0sec (「計測制御系統の範囲」) ・格納容器圧力異常高格納容器スプレイ作動 設定値 (0.196MPa) にて応答時間内に信号発信 応答時間: 2.0sec (「計測制御系統の範囲」) 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2項)	計測範囲: -50~450kPa[gage]	参考資料-2に示す。	—	原子炉格納施設DBD
手動	—	MS-1	—	S	D) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能(2.2.1.3項) ・手動非常用炉心冷却設備作動 ・手動主蒸気ライン隔離 ・手動原子炉格納容器スプレイ作動 手動スイッチにより信号発信	—	—	—	—
1次冷却材高温側温度 (広域)	0~400℃	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2項)	計測範囲: 0~400℃	参考資料-2に示す。	—	1次冷却系統DBD
1次冷却材低温側温度 (広域)	0~400℃	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2項)	計測範囲: 0~400℃	参考資料-2に示す。	—	1次冷却系統DBD
1次冷却材圧力	0~20.6 MPa	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2項)	計測範囲: 0~20.6MPa[gage]	参考資料-2に示す。	—	1次冷却系統DBD
ほう酸タンク水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2項)	計測範囲: 0~100%	参考資料-2に示す。	—	化学体積制御系統 DBD

表3.1.1 設備リスト (監視対象)

機器名称	設備仕様等 (計測レンジ)	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス (E1)	安全機能 ^{註2}	設置許可 添付書類 八	工認 要目表	保安規定	他のDBD との関連
蒸気発生器補助給水流量	0~210 m ³ /h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~210m ³ /h	参考資料—2に示す。	—	補助給水系統DBD
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~100%	参考資料—2に示す。	—	主蒸気及び主給水系統DBD
復水ピット水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~100%	参考資料—2に示す。	—	補助給水系統DBD
燃料取扱用水ピット水位	0~100%	MS-1	—	S	4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能(2.1.4項) 設定値 (12.5%) にて再循環自動切換信号発信 (「計測制御系統の範囲」) 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~100%	参考資料—2に示す。	—	燃料貯蔵設備及び取扱設備DBD
よう素除去薬品タンク水位	0~100%	MS-1	—	S	4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能(2.1.4項) 設定値 (10%) にて再循環自動切換信号発信 (「計測制御系統の範囲」) 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	—	—	—	—
格納容器内温度	0~220℃	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~220℃	参考資料—2に示す。	—	原子炉格納施設DBD
原子炉相補機冷却水サージタンク水位	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~100%	参考資料—2に示す。	—	原子炉相補機冷却水系統DBD
制御用空気集給母管圧力	0~1.0MPa	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	—	—	—	制御用空気系統DBD
高圧注入流量	0~400 m ³ /h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~400m ³ /h	参考資料—2に示す。	—	安全注入系統DBD
余熱除去ポンプ出口流量	0~340 m ³ /h	MS-1	—	S	4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、遮へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能(2.1.5項) 設定値 (115m ³ /h) にて余熱除去ポンプミニマムフローライン止め弁閉信号発信、設定値 (260m ³ /h) にて閉信号発信 (「計測制御系統の範囲」) 3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	—	—	—	—
余熱除去流量	0~1300 m ³ /h	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~1300m ³ /h	参考資料—2に示す。	—	余熱除去系統DBD
AMI用格納容器圧力	0~1.5MPa	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~1.5MPa(gage)	参考資料—2に示す。	—	原子炉格納施設DBD
格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	0~100%	MS-2	—	S	3) 事故時のプラント状態の把握機能(2.1.2.2項)	計測範囲： 0~100%	参考資料—2に示す。	—	安全注入系統DBD

表3.1.1-1 設備リスト (監視対象)

機器名称	設備仕様等 (計測レンジ)	安全 重要度	機器クラス (DB/SA)	耐震 クラス ^{注1}	安全機能 ^{注2}	設置許可 添付書類 八	工認 要目表	保安規定	他のDBD との関連
格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	0~100%	MS-2	-	S	3) 事故時のアララント状態の把握機能(2.1.1.2項)	計測範囲: 0~100%	参考資料-2に示す。	-	安全注入系統DBD
アニュラス圧力	-0.5~-0kPa	MS-2	-	C	3) 事故時のアララント状態の把握機能(2.1.1.2項)	-	-	-	換気空調系統DBD(アニュラス空気浄化系)
安全補機室圧力	-0.5~-0kPa	MS-2	-	C	3) 事故時のアララント状態の把握機能(2.1.1.2項)	-	-	-	換気空調系統DBD(アニュラス空気浄化系)
原子炉トリップ遮断器の状態	ON/OFF	MS-2	-	S	3) 事故時のアララント状態の把握機能(2.1.1.2項)	-	-	-	原子炉及び炉心DBD

注1：耐震クラスでは、耐震重要度分類におけるSクラス、Cクラスとした。

注2：応答時間は、以下の範囲による。

原子炉トリップ：検出器(信号処理を行う機)原子炉トリップ遮断器によるトリップ遮断器開放までの時間 (安全評価では、これにトリップ遮断器開放0.15sec及び制御棒の切離し時間0.15secが加えられる)。

工学的安全施設作動(補機の自動作動信号含む)：検出器(信号処理を行う機)による機器動作信号出力までの時間

注3：警報発信に対する具体的な数値としての応答時間要求はない。

設定式1：以下の式による。

【過大温度△T高原子炉トリップ】

Tavg：(1次冷却材高温側温度(狭域) + 1次冷却材低温側温度(狭域)) / 2 [°C]

Pprz：加圧器圧力 [MPa]

△q：(出力領域上部中性子束 - 出力領域下部中性子束) / 2 [%]

設定値 [定格出力%] = 112.9 - 3.064 × L(t) × (Tavg - 307.1) + 12.47 × (Pprz - 15.41) - f(△q)

ここで、

L(t)：(1 + τ IS) / (1 + τ 2S) のラプラス演算で表現される関数

f(△q)：以下の式で表現される。

f(△q) = 50.4 (△q ≤ -55)

f(△q) = 50.4 - 1.44 (55 < △q)

f(△q) = 0 (-20 ≤ △q ≤ 9)

f(△q) = 55.4 - 2.13077 (35 - △q) (9 < △q < 35)

f(△q) = 55.4 (△q ≥ 35)

【過大出力△T高原子炉トリップ】

Tavg：(1次冷却材高温側温度(狭域) + 1次冷却材低温側温度(狭域)) / 2 [°C]

△q：(出力領域上部中性子束 - 出力領域下部中性子束) / 2 [%]

設定値 [定格出力%] = 108.7 - 5.0 × L(t) × Tavg - 0.2322 × (Tavg - 307.1) - f(△q) (Tavg ≥ 307.1 のとき)

設定値 [定格出力%] = 108.7 - 5.0 × L(t) × Tavg - f(△q) (Tavg < 307.1 のとき)

ここで、

L(t)：(1 + τ S) / (1 + τ 2S) のラプラス演算で表現される関数

f(△q)：以下の式で表現される。

f(△q) = 89.6 (△q ≤ -50)

f(△q) = 89.6 - 2.56 (50 < △q)

f(△q) = 0 (-15 ≤ △q ≤ 9)

f(△q) = 55.4 - 2.13077 (35 - △q) (9 < △q < 35)

f(△q) = 55.4 (△q ≥ 35)

表3.1-2 設備リスト (関連設備)

機器名称	設備仕様等	安全 重要度	機器 クラス	耐震 クラス	安全機能	設置許可 添付八	工認 要目表	保安規定
原子炉安全保護計装盤 (ブヤーン ネール1～IV)	・原子炉トリップ 設定値判定、 信号出力 ・工学的安全施設 動作設定値判定、 信号出力	MS-1 MS-2	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 3) 事故時のプラント状態の把握機能	—	—	—
炉外検計装装置 (原子炉安全保護計装盤内)	・原子炉トリップ 設定値判定、 信号出力 ・警報設定値判定、 信号出力	MS-1 MS-3	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (中柱子領域原子炉停止向中柱子束高警報)	—	—	—
A～D原子炉トリップ遮断器盤	・原子炉トリップ 動作 (遮断器 動作) ・遮断器状態出力	MS-1 MS-2	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 3) 事故時のプラント状態の把握機能	—	—	—
安全保護シーケンス盤 (トレン A、B) グループ1、2	・各補機に対し 工学的安全施設 作動信号発信	MS-1 MS-1 MS-1 MS-2 MS-2 MS-2 MS-2 MS-3	—	S	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 4) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、進へいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接動作、制御する機能 5) 安全上特に重要な関連機能を直接動作、制御する機能 6) 未臨界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、進へいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能 7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能 8) 燃料プール水の補給機能、放射性物質放出の防止機能を直接動作、制御する機能 10) 制御室外からの安全停止機能	—	—	—
原子炉制御計装盤 1～8 その他	—	MS-3	—	C	2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (制御棒挿入限異常低警報)	—	—	—
制御棒駆動装置制御ロジック キヤセネット	—	MS-3 MS-3	—	C	2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能 (制御棒挿入限異常低警報) 11) 出力上昇の抑制機能を有する系統、機器を直接動作、制御する機能 (MS-3) (制御棒駆動速度を制限 (72Step/min以下))	—	—	—

表3.1.1-2 設備リスト (関連設備)

機器名称	設備仕様等	安全 重要度	機器 クラス	耐震 クラス	安全機能	設置許可 添付八	工認 要目表	保安規定
主盤	—	MS-1	—	S	4) 未境界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、延べいおよび放出低減機能を有する系統、機器を直接作動、制御する機能 5) 安全上特に重要な関連機能を直接作動、制御する機能 6) 未境界の維持機能、原子炉停止後の除熱機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能、延べいおよび放出低減機能を有する系統、機器の状態を監視する機能 7) 安全上特に重要な関連機能の状態を監視する機能 3) 事故時のプラント状態の把握機能 4) 異常発生時の監視機能、制御機能 2) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(中柱子制御域原子炉停止時中柱子東高警報)(制御棒挿入限界異常低警報)	—	—	
原子炉補助機						—	—	—
中央制御室外原子炉停止盤 (A、Bトレン)	—	MS-2	—	S ^{注1}	10) 制御室外からの安全停止機能	—	—	—
中央制御室警報監視盤	—	MS-3	—	C	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(中柱子制御域原子炉停止時中柱子東高警報)(制御棒挿入限界異常低警報)	—	—	—

注1：中央制御室外原子炉停止盤の耐震クラスSは、中央制御室からの操作機能確保のため。

3.2. 電源設備

2.2.1 章を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.2-1 に示す。

尚、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」（4.2.4.12 参照）に示す。

表 3.2-1 計測制御系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

対象設備	電圧	給電元
原子炉安全保護計装盤（チャンネルⅠ）	AC 115V	A 1、A 2 計装用分電盤 A C 計装用後備分電盤
原子炉安全保護計装盤（チャンネルⅡ）	AC 115V	B 1、B 2 計装用分電盤 B D 計装用後備分電盤
原子炉安全保護計装盤（チャンネルⅢ）	AC 115V	C 1、C 2 計装用分電盤 A C 計装用後備分電盤
原子炉安全保護計装盤（チャンネルⅣ）	AC 115V	D 1、D 2 計装用分電盤 B D 計装用後備分電盤
炉外核計装装置 （原子炉安全保護計装盤内）	AC 115V	A 1～D 1 計装用分電盤
A、C 原子炉トリップしゃ断器盤	DC 125V	A 直流分電盤
B、D 原子炉トリップしゃ断器盤	DC 125V	B 直流分電盤
安全保護シーケンス盤（トレン A）グループ 1	AC 115V	A 2 計装用分電盤 C 2 計装用分電盤 A C 計装用後備分電盤
安全保護シーケンス盤（トレン A）グループ 2	AC 115V	A 2 計装用分電盤 C 2 計装用分電盤
安全保護シーケンス盤（トレン B）グループ 1	AC 115V	B 2 計装用分電盤 D 2 計装用分電盤 B D 計装用後備分電盤
安全保護シーケンス盤（トレン B）グループ 2	AC 115V	B 2 計装用分電盤 D 2 計装用分電盤
原子炉制御計装盤 1～8 その他	AC 115V	E 1－2 計装用分電盤（注） E－1 計装用後備分電盤（注）
制御棒駆動装置制御盤ロジックキャビネット	AC 115V	E 1－1 計装用分電盤（注）

対象設備	電圧	給電元
安全保護アナログ盤	AC 115V	D 1 計装用分電盤
主盤	AC 115V	A 1 計装用分電盤 E 1 - 1 計装用分電盤 (注) E 2 - 1 計装用分電盤 (注)
原子炉補助盤	AC 115V	A 1 ~ D 1 計装用分電盤 E 1 - 1 計装用分電盤 (注) E 2 - 1 計装用分電盤 (注)
中央制御室外原子炉停止盤 (A、B トレン)	AC 115V	E 1 - 1 計装用分電盤 (注)
中央制御室警報監視盤	AC 115V	E 1 - 2 計装用分電盤 (注) E - 1 計装用後備分電盤 (注)
原子炉格納容器内状態監視盤	DC 125V	B 直流分電盤
AM監視盤	AC 115V	B 1 計装用分電盤

(注) 常用電源であり、非常用電源系統 DBD には給電元電源は記載されない。

4. 参照文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十条 誤操作の防止
- 4.1.1.9. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.10. 第十三条 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
- 4.1.1.11. 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備
- 4.1.1.12. 第十五条 炉心等
- 4.1.1.13. 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 4.1.1.14. 第十九条 非常用炉心冷却設備
- 4.1.1.15. 第二十一条 残留熱を除去することができる設備
- 4.1.1.16. 第二十二条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備
- 4.1.1.17. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.18. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.19. 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 4.1.1.20. 第二十六条 原子炉制御室等
- 4.1.1.21. 第三十二条 原子炉格納施設
- 4.1.1.22. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

4.1.3.1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

4.1.4. ガイド

4.1.4.1. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド

4.1.4.2. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド

4.1.4.3. 原子力発電所の火山影響評価ガイド

4.1.5. 指針

4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針

4.1.5.2. 安全機能を有する計測制御装置の設計指針 (JEAG4611-2009)

4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987

4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984

4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版

4.1.5.6. 安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程 JEAC4620-2008

4.1.5.7. デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針 JEAG4609-2008

4.1.5.8. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613 - 1998

4.1.5.9. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」(昭和52年7月20日)

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類九 変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書(DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護
- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 補助給水系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 安全注入系統
- 4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 余熱除去系統
- 4.2.4.12. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉主要制御系ループブロック図
- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図 (展開接続図)

- 4.2.5.5. 炉外核計測装置ブロック図
- 4.2.5.6. 所内単線結線図
- 4.2.5.7. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.8. 直流単線結線図
- 4.2.5.9. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.2. 耐震計算書
 - 4.2.6.2.1. 計測制御系統施設の耐震計算結果
 - 4.2.6.2.2. 中性子源領域中性子束／中間領域中性子束／出力領域中性子束の耐震計算書
 - 4.2.6.2.3. 加圧器水位の耐震計算書
 - 4.2.6.2.4. 蒸気発生器水位（狭域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.5. 主蒸気圧力の耐震計算書
 - 4.2.6.2.6. 主盤及び原子炉補助盤の耐震計算書
 - 4.2.6.2.7. 格納容器圧力（広域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.8. 1次冷却材高温側温度（広域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.9. 1次冷却材低温側温度（広域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.10. 1次冷却材圧力の耐震計算書
 - 4.2.6.2.11. ほう酸タンク水位の耐震計算書
 - 4.2.6.2.12. 蒸気発生器補助給水流量の耐震計算書
 - 4.2.6.2.13. 蒸気発生器水位（広域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.14. 復水ピット水位の耐震計算書
 - 4.2.6.2.15. 燃料取替用水ピット水位の耐震計算書
 - 4.2.6.2.16. 格納容器内温度の耐震計算書
 - 4.2.6.2.17. 原子炉補機冷却水サージタンク水位の耐震計算書
 - 4.2.6.2.18. 高圧注入流量の耐震計算書
 - 4.2.6.2.19. 余熱除去流量の耐震計算書
 - 4.2.6.2.20. AM用格納容器圧力の耐震計算書
 - 4.2.6.2.21. 格納容器再循環サンプル水位（狭域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.22. 格納容器再循環サンプル水位（広域）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.23. 原子炉安全保護計装盤の耐震計算書
 - 4.2.6.2.24. 原子炉安全保護計装盤炉外核計測装置の耐震計算書
 - 4.2.6.2.25. 原子炉トリップ遮断器の耐震計算書

以上

(20) 廃棄物処理系統

目次

1. 概要	1.3-(20)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(20)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(20)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(20)-5
2. 設計要件	1.3-(20)-7
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(20)-7
2.2. 系統の設計要件	1.3-(20)-8
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(20)-9
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(20)-10
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(20)-16
3.1. 系統構成設備	1.3-(20)-16
3.2. 計測制御設備	1.3-(20)-17
3.3. 電源設備	1.3-(20)-18
4. 参照文献	1.3-(20)-19
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(20)-19
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(20)-19
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(20)-19
4.1.3. 基準	1.3-(20)-19
4.1.4. ガイド	1.3-(20)-20
4.1.5. 指針	1.3-(20)-20
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(20)-21
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(20)-21
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(20)-21
4.2.3. 保安規定	1.3-(20)-21
4.2.4. 設計基準文書 (DBD)	1.3-(20)-21
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(20)-21
4.2.6. 設備図書	1.3-(20)-22

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD） 系統編のうち、大飯4号機の廃棄物処理系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

廃棄物処理系統は、気体廃棄物処理系統、液体廃棄物処理系統及び固体廃棄物処理系統の機器、配管、弁等で構成され、通常運転時にプラントから発生する廃棄物を処理する機能を有する系統である。各系統の概要は以下の通り。

・気体廃棄物処理系統

気体廃棄物処理系統は、ガス圧縮装置、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等で構成され以下の機能を有する。

- (1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガスの処理を行う。
- (2) 体積制御タンク等からパージされる水素廃ガスの処理を行う。

・液体廃棄物処理系統

液体廃棄物処理系統は、廃液貯蔵タンクに回収、貯留される格納容器機器ドレン、補助建屋機器ドレン、格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン及び薬品ドレン（強酸ドレンを除く）等並びに洗浄排水タンクに回収される洗浄排水の処理を行う。また、主要な処理系のほかに、強酸ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸ドレンの処理を行う。

・固体廃棄物処理系統

固体廃棄物処理系統は、固体廃棄物の種類により、以下のように分類し、それぞれに応じた処理を行う。

- (1) 廃液蒸留装置の濃縮廃液及び強酸ドレン
- (2) 脱塩塔の使用済樹脂
- (3) ウェス、金属、機材の雑固体廃棄物
- (4) 使用済液体用フィルタの雑固体廃棄物
- (5) 使用済換気用フィルタの雑固体廃棄物

廃棄物処理系統は、格納容器バウンダリを除き、設計基準事故での使用は想定していないため、安全重要度上、特に重要度の高い安全機能は有さない。

また、廃棄物処理系統は、格納容器バウンダリを除き、耐震 B クラスで設計される。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、廃棄物処理系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、廃棄物処理系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の概略仕様及び 確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
	3.1 系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
	3.2 計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
	3.3 電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

廃棄物処理系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設
- 第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

【技術基準規則】

- 第二条 定義
- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した廃棄物処理系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに廃棄物処理系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、廃棄物処理系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

廃棄物処理系統には、以下の安全機能が要求される。¹

- 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって放射性物質を貯蔵する機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める（4.2.1.2 参照）ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様を満足することが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。なお、安全解析での想定に紐づいて担保されるべき具体的な要件（制限事項）はない。

- 1) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって放射性物質を貯蔵する機能
廃棄物処理系統は、廃ガス等を貯留する機能を有しなければならない。

¹ 廃棄物処理系統は CV バウンダリとしての放射性物質の閉じ込め機能（MS-1）を有するが、CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載される。（4.2.4.11 参照）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」（4.1.5.2 参照）を参照すると、廃棄物処理系統は、『原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって放射性物質を貯蔵する機能』を有する PS-2 に分類されるものの、設置許可基準規則による「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」（第十二条 2 項）及び「重要安全施設」（第十二条 6 項）に分類されない。

上記要求を踏まえ、廃棄物処理系統は、多重性、独立性への設計要件を有しない。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編（4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8）に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3, 4.1.5.4, 4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3 章に示す廃

廃棄物処理系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計としている。(4.2.4.1 参照)

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条(4.1.1.4 参照)に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(以下「基準津波」という。)に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、廃棄物処理系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。(4.2.4.6 参照)

- i) 廃棄物処理系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。(4.2.4.6 参照)

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条(4.1.1.5 参照)に従い、想定される自然現象(地震及び津波を除く)及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

廃棄物処理系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.4 参照)

- i) 廃棄物処理系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度

分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。

- ii) これら廃棄物処理系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.4 参照) に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

(4.2.4.8 参照)

- i) 廃棄物処理系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照) が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら廃棄物処理系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照) に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) 廃棄物処理系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照) が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) 廃棄物処理系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止 (内部火災防護)

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照) にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条(4.1.1.6 参照) に従い、火災によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

廃棄物処理系統は、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有するため、当該系統が設置される区域及び区画を火災防護審査基準(4.1.3.1 参照) が定める火災区域及び火災区画として定めた上で、設定した火災区域及び火災区画に対し、火災防護審査基準(4.1.3.1 参照) が定める火災防護対策を講じた設計としている。(4.2.4.2 参照)

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するが、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）にて規定される安全機能は有していないため、溢水による損傷の防止は不要とする。

②設計方針

廃棄物処理系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当しないため、溢水による損傷の防止は不要とし、当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.1 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

廃棄物処理系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。(4.2.4.5 参照)

一方で、高温高圧の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により廃棄物処理系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1次冷却管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。

(4.1.5.6, 4.2.4.5 参照)

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする(4.1.4.5, 4.2.1.2 参照)。

8) 材料及び構造

設計基準対象施設(圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン(発電用のものに限る。)、発電機、変圧器及び遮断器を除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME 設計・建設規格)等に準拠して設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊を引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本

機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

1 1) 耐圧試験等

クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、クラス 4 管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

1 2) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

廃棄物処理系統は、設計基準対象施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.6 参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

大飯4号機の廃棄物処理系統のうち、2.2.1にて整理した安全機能の確保に寄与する主な構成設備は、すべて3、4号機共用設備であるため、本システムを構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法は、大飯3号機 設計基準文書 系統編 廃棄物処理系統に示される。(4.2.4.12 参照)

3.2. 計測制御設備

大飯4号機の廃棄物処理系統のうち、2.2.1にて整理した安全機能の確保に寄与する主な構成設備は、すべて3、4号機共用設備であるため、本系統の計装制御設備は、大飯3号機 設計基準文書 系統編 廃棄物処理系統に示される。(4.2.4.12 参照)

3.3. 電源設備

大飯4号機の廃棄物処理系統のうち、2.2.1にて整理した安全機能の確保に寄与する主な構成設備は、すべて3、4号機共用設備であるため、本系統を構成する設備に対する給電元は、大飯3号機 設計基準文書 系統編 廃棄物処理系統に示される。(4.2.4.12参照)

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.11. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.12. 第二十七条 放射性廃棄物の処理施設
- 4.1.1.13. 第二十八条 放射性廃棄物の貯蔵施設
- 4.1.1.14. 第三十二条 原子炉格納施設
- 4.1.1.15. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.5. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.6. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

- 4.1.3.1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日）

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 JEAG4612-2010
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震

4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護

4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護

4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護

4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護

4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護

4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護

4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護

4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統

4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統

4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設

4.2.4.12. 大飯3号機 設計基準文書 系統編 廃棄物処理系統

4.2.5. 系統図及び技術図面

4.2.5.1. 系統図

4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図

4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図

- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）
- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 健全性に関する説明書

以上

(21) 放射線管理施設

目次

1. 概要	1.3-(21)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(21)-3
1.2. 施設の概要	1.3-(21)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(21)-4
2. 設計要件	1.3-(21)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(21)-6
2.2. 施設の設計要件	1.3-(21)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(21)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(21)-11
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(21)-17
3.1. 施設構成設備	1.3-(21)-17
3.2. 計測制御設備	1.3-(21)-20
3.3. 電源設備	1.3-(21)-22
4. 参照文献	1.3-(21)-24
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(21)-24
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(21)-24
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(21)-24
4.1.3. 基準	1.3-(21)-25
4.1.4. ガイド	1.3-(21)-25
4.1.5. 指針	1.3-(21)-25
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(21)-26
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(21)-26
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(21)-26
4.2.3. 保安規定	1.3-(21)-26
4.2.4. 設計基準文書 (DBD)	1.3-(21)-26
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(21)-27
4.2.6. 設備図書	1.3-(21)-27

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD） 系統編のうち、大飯4号機の放射線管理施設について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 施設の概要

放射線管理施設は、放射線管理設備、換気空調設備、遮蔽設備で構成される。

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するとともに、発電所従事者等を本発電所に起因する放射線被ばくから防護するために従事者等の放射線被ばくを十分に管理するためのもので、放射線監視設備及び放射線防護設備よりなる。このうち、放射線監視設備は、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備から構成され、事故時に必要な放射線監視設備は、非常用電源に接続するとともに、事故時の圧力、温度等の環境条件によってその機能を損なうことのないように設計される。

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者の受ける線量を低減するものである。

なお、放射線監視設備及び遮蔽設備は、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下、「重大事故等」という。）においても使用される。放射線監視設備及び遮蔽設備の安全機能を期待する設計基準事象、重大事故等は2.2.1に示される。

放射線監視設備のうち格納容器内高レンジエリアモニタは安全重要度分類上、「事故時のプラント状態の把握機能」（MS-2）、排気筒高レンジガスモニタは「異常状態の把握機能」（MS-3）を有する。また、格納容器内高レンジエリアモニタは耐震Sクラスで、排気筒高レンジガスモニタは耐震Cクラスで設計される。

遮蔽設備のうち外部遮蔽は安全重要度分類上、「放射線の遮蔽機能」、中央制御室遮蔽は「安全上特に重要な関連機能」（何れもMS-1）を有する。また、外部遮蔽及び中央制御室遮蔽は耐震Sクラスで設計される。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、放射線監視設備及び遮蔽設備に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、放射線監視設備及び遮蔽設備を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象施設を明確にする。
1.2	施設の概要	当該施設の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該施設の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。
2.2	施設の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	安全機能の重要度分類に基づき、当該施設の安全機能を記載する。 安全機能毎にそれに関する設計要件を、安全解析での想定に紐づく制限事項をベースとして記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該施設に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する施設に関する設計要件	当該施設の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
	3.1 施設構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該施設の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する
	3.2 計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該施設の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該施設の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、施設構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
	3.3 電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該施設の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、施設構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献一覧を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

放射線監視設備及び遮蔽設備は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護
- 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護
- 第三十一条 監視設備
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第三十八条 原子炉制御室等
- 第四十二条 生体遮蔽等
- 第四十八条 準用

2.2. 施設的设计要件

2.1 で示した放射線監視設備及び遮蔽設備が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに放射線監視設備及び遮蔽設備の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、放射線監視設備及び遮蔽設備の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第二十六条 原子炉制御室等
- 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護
- 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護
- 第三十一条 監視設備

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備には、以下の安全機能が要求される。

遮蔽設備

- 放射線の遮蔽機能
- 安全上特に重要な関連機能

放射線監視設備

- 事故時のプラント状態の把握機能
- 異常状態の把握機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統、または施設毎の設計方針に基づき設備仕様を定める(4.2.1.2 参照)ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う(4.2.1.3 参照)ことで確認している。そのため、当該施設の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報(解析想定)の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件(制限事項)を示す。

1) 放射線の遮蔽機能

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の一般公衆、放射線業務従事者の受ける線量を低減する機能を有しなければならない。この機能を果たすために、遮蔽設備は以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 遮蔽厚

遮蔽設備の遮蔽厚は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の遮蔽厚を確保することが設計要件となる。

B) 密度

遮蔽設備の密度は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の密度を確保することが設計要件となる。

2) 安全上特に重要な関連機能

遮蔽設備は、設計基準事象において中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度な被ばくを受けないようにする機能を有しなければならない。この機能を果たすために、遮蔽設備は以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 遮蔽厚

遮蔽設備の遮蔽厚は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の遮蔽厚を確保することが設計要件となる。

B) 密度

遮蔽設備の密度は、設計基準事象において使用されている設備仕様上の密度を確保することが設計要件となる。

3) 事故時のプラント状態の把握機能

放射線監視設備は、事故が発生した場合に、原子炉格納容器内の線量率を監視する機能を有しなければならない。

4) 異常状態の把握機能

放射線監視設備は、事故が発生した場合に、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性希ガス濃度を監視する機能を有しなければならない。

表 2.2.1-1 放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備を考慮している 設計基準事象※1			安全機能			
			1)	2)	3)	4)
分類	事象名	設置（変更）許可申請書における記載箇所	放射線の遮蔽機能	安全上特に重要な関連機能	事故時のプラント状態の把握機能	異常状態の把握機能
設計基準事象	放射性気体廃棄物処理施設の破損	添付書類十 3.4.1	—	—	—	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○	—	○	—
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○	—	○	—
	原子炉冷却材喪失	※2	—	○	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	※2	—	○	—	—

※1：解析評価において放射線管理施設のうち遮蔽設備及び放射線監視設備の機能を期待している事象を抽出。遮蔽設備についての概要、設計方針、主要設備の仕様等は設置（変更）許可申請書における添付書類八 8.3 項に、放射線監視設備についての概要、設計方針、主要設備の仕様等は設置（変更）許可申請書における添付書類八 8.1 項に記載されている。

※2：当該事象に対する設計基準事故時における中央制御室の居住性の評価の詳細は、新規制基準適合性審査の工事計画認可申請書の添付資料 34「生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」及び添付資料 35「中央制御室の居住性に関する説明書」にて示されている。なお、評価上中央制御室遮蔽に加えて外部遮蔽も考慮している。

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する施設に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照) 及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)」(4.1.5.2 参照) を参照すると、遮蔽設備のうち外部遮蔽は、『放射性物質の閉じ込め機能/放射線の遮蔽及び放出低減機能』のうち『放射線の遮蔽機能』を有する MS-1、中央制御室遮蔽は『安全上特に重要な関連機能』を有する MS-1、放射線監視設備のうち格納容器内高レンジエリアモニタは、『事故時のプラント状態の把握機能』を有する MS-2、排気筒高レンジガスモニタは、『緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能』のうち『異常状態の把握機能』を有する MS-3 に分類される。

なお、設置許可基準規則第十二条 (4.1.1.8 参照) 2 項に規定される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は上記は該当しない。また、設置許可基準規則第十二条 (4.1.1.8 参照) 6 項に規定される「重要安全施設」に外部遮蔽は該当するため、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止 (内部火災防護)
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条 (4.1.1.1 参照) にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条 (4.1.1.3 参照) に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3, 4.1.5.4, 4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す放射線監視設備及び遮蔽設備に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.2 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、放射線監視設備及び遮蔽設備は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 放射線監視設備及び遮蔽設備の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。
(4.2.4.4 参照)

- i) 放射線監視設備及び遮蔽設備の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら放射線監視設備及び遮蔽設備の防護対象施設はこれらを内包する建屋により防護する設計としている。遮蔽設備のうち外部遮蔽は竜巻より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象施設として設計する。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.4 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。
(4.2.4.8 参照)

- i) 放射線監視設備及び遮蔽設備の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら放射線監視設備及び遮蔽設備の防護対象施設はこれらを内包する建屋により防護する設計としている。外部遮蔽は降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象として設計する。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) 放射線監視設備及び遮蔽設備の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) 放射線監視設備及び遮蔽設備の防護対象施設はこれらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止 (内部火災防護)

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条(4.1.1.6 参照)に従

い、設計基準において火災が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

放射線監視設備及び遮蔽設備は、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する機器に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要としている。(4.2.4.2 参照)

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条(4.1.1.7 参照)に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

放射線監視設備及び遮蔽設備は、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。(4.2.4.3 参照)

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条(4.1.1.8 参照)に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候によ

る影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.2 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高压の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により放射線監視設備及び遮蔽設備の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。（4.1.5.6, 4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高压タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。（4.1.4.5, 4.2.1.2 参照）

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引

き起こされないう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

1 0) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

1 1) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

放射線監視設備及び遮蔽設備は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.7参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 施設構成設備

放射線監視設備及び遮蔽設備を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。関連設備を表3.1-2に示す。(4.2.1.2,4.2.2.1,4.2.3.1参照)

施設構成設備のうち3, 4号機共用設備については、大飯3号機 設計基準文書 系統編放射線管理施設に示される。(4.2.3.15参照)

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と確認事項及び確認方法

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DR/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	工認要目表	保安規定
外源遮蔽(車次事故時のみ 3・4号機共用)	鉛当量クリ- ト 円筒部 1.3m ドーム部 1.1m 密度 2.15g/cm ³	MS-1	-	S	D)放射線の遮蔽機能 A)遮蔽厚 B)密度	厚さ: 円筒部 約1.3m ドーム部 約1.3m~約1.1m(頂部)	参考資料-2に示す。	-
格納容器内高レンジエリアモニ タ(低レンジ)	電離箱検出器 個数 2 計測範囲 10 ² ~10 ⁷ μSv/h	MS-2	-	S	3)事故時のプラント状態の把握機能	-	参考資料-2に示す。	-
格納容器内高レンジエリアモニ タ(高レンジ)	電離箱検出器 個数 2 検出器 計測範囲 10 ² ~10 ⁸ mSv/h	MS-2	-	S	3)事故時のプラント状態の把握機能	-	参考資料-2に示す。	-
排気筒高レンジガスモニタ(低 レンジ)	プラスチック シンチレーション 検出器 個数 1 計測範囲 10~10 ⁷ cpm	MS-3	-	C	4)異常状態の把握機能	-	-	-
排気筒高レンジガスモニタ(高 レンジ)	プラスチック シンチレーション 検出器 個数 1 計測範囲 10~10 ⁷ cpm	MS-3	-	C	4)異常状態の把握機能	-	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-2 関連設備リスト

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DR/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項	
						設置許可 添付書類A	工認要目表 保安規定
事故時放射線監視装置Ⅲ、Ⅳその他	—	MS-2	—	S	3) 事故時のアラーム状態の把握機能	—	—
A放射線監視設備サブアラミング バックアップ電源	—	MS-3	—	C	4) 異常状態の把握機能	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則第十七条及び第五十五条が定める材料及び構造、第十八条及び第五十六条が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条及び第五十八条が定める耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本施設に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に抽出し、示す。計測制御設備のうち 3，4 号機共用設備については、大飯 3 号機 設計基準文書 系統編 放射線管理施設に示される。（4.2.3.15 参照）

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。（4.1.1.10, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照）

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 放射線管理施設の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
格納容器内高レンジエリア モニタ (低レンジ)	○	—	×	—
格納容器内高レンジエリア モニタ (高レンジ)	○	—	×	—
排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)	○	—	×	—
排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)	○	—	×	—

【凡例】

- ：表示または制御機能があるもの
- ×：表示または制御機能が無いもの
- ：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。電源設備のうち 3, 4 号機共用設備については、大飯 3 号機 設計基準文書 系統編 放射線管理施設に示される。(4.2.3.15 参照)

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源系統 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。(4.1.1.16, 4.2.4.10, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照)。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 放射線管理施設の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
A格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） A格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	AC 115V	事故時放射線監視盤Ⅲその他
B格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） B格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	AC 115V	事故時放射線監視盤Ⅳその他
A排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ） B排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）	AC 440V	A放射線監視設備サンプリングパッケージ分電盤（注）
事故時放射線監視盤（チャンネルⅢ）	AC 115V	C 2計装用分電盤 A C計装用後備分電盤
事故時放射線監視盤（チャンネルⅣ）	AC 115V	D 2計装用分電盤 B D計装用後備分電盤

（注）非常用電源 DBD 3.3 章に記載の 4 A 2 原子炉コントロールセンタから給電される。

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.11. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.12. 第二十六条 原子炉制御室等
- 4.1.1.13. 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護
- 4.1.1.14. 第三十条 放射線からの放射線業務従事者の防護
- 4.1.1.15. 第三十一条 監視設備
- 4.1.1.16. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.5. 第三十八条 原子炉制御室等
- 4.1.2.6. 第四十二条 生体遮蔽等
- 4.1.2.7. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

該当なし

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」(昭和52年7月20日)

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 JEAG4612-1998
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指 JEAG4613-1998
- 4.1.5.7. 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
- 4.1.5.8. 発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護
- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統
- 4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設
- 4.2.4.12. 設計基準文書 系統編 燃料貯蔵設備及び取扱施設
- 4.2.4.13. 設計基準文書 系統編 余熱除去系統
- 4.2.4.14. 設計基準文書 系統編 格納容器スプレイ系統
- 4.2.4.15. 大飯3号機 設計基準文書 系統編 放射線管理施設

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図
- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）
- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.2. 耐震計算書
 - 4.2.6.2.1. 原子炉格納容器の耐震計算書（コンクリート部）
 - 4.2.6.2.2. 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.3. 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の耐震計算書
 - 4.2.6.2.4. 放射線監視盤の耐震計算書

以上

(22) 原子炉格納施設

目次

1. 概要.....	1.3-(22)-3
1.1. 本書の目的.....	1.3-(22)-3
1.2. 構築物の概要.....	1.3-(22)-3
1.3. 章構成と記載事項.....	1.3-(22)-4
2. 設計要件.....	1.3-(22)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等.....	1.3-(22)-6
2.2. 構築物の設計要件.....	1.3-(22)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件.....	1.3-(22)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件.....	1.3-(22)-12
3. 設備の仕様及び確認事項.....	1.3-(22)-18
3.1. 系統構成設備.....	1.3-(22)-18
3.2. 計測制御設備.....	1.3-(22)-34
3.3. 電源設備.....	1.3-(22)-38
4. 参照文献.....	1.3-(22)-42
4.1. 規制要件関連図書.....	1.3-(22)-42
4.1.1. 設置許可基準規則.....	1.3-(22)-42
4.1.2. 技術基準規則.....	1.3-(22)-42
4.1.3. 基準.....	1.3-(22)-42
4.1.4. ガイド.....	1.3-(22)-42
4.1.5. 指針.....	1.3-(22)-43
4.2. 設計要件関連図書.....	1.3-(22)-44
4.2.1. 設置許可申請書.....	1.3-(22)-44
4.2.2. 工事計画認可申請書.....	1.3-(22)-44
4.2.3. 保安規定.....	1.3-(22)-44
4.2.4. 設計基準文書（DBD）.....	1.3-(22)-44
4.2.5. 系統図及び技術図面.....	1.3-(22)-44
4.2.6. 設備図書.....	1.3-(22)-44

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD）系統編のうち、大飯4号機の原子炉格納施設について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 構築物の概要

原子炉格納容器は、設計基準事故時において1次冷却材配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最高の圧力及び最高の温度に耐えるように、最高使用圧力及び最高使用温度を設定し設計する。また、アニュラス部は、原子炉格納容器貫通部等から漏えいした空気をアニュラス空気浄化設備で処理するため、密閉した空間を形成する設計とする。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口及びエアロック、配管貫通部、電線貫通部並びに原子炉格納容器隔離弁を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。原子炉格納容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の原子炉格納容器隔離弁は、自動隔離弁、通常時施錠管理が可能な手動弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、原子炉格納施設に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、原子炉格納施設を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	構築物の概要	当該構築物の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該構築物の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	構築物の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	構築物機能表に基づき、当該構築物の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
	2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該構築物に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。	
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する構築物に関する設計要件	当該構築物の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
		2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
	3.1 構築物構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該構築物の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を記載する。
	3.2 計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該構築物の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該構築物の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、構築物構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
	3.3 電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該構築物の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、構築物構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献一覧を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

原子炉格納施設は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第三十二条 原子炉格納施設

[技術基準規則]

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 構築物の設計要件

2.1 で示した原子炉格納施設が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに原子炉格納施設の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条については、原子炉格納施設の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要件（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

原子炉格納施設には、以下の安全機能が要求される。

- 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統、または施設毎の設計方針に基づき設備仕様を定める(4.2.1.2 参照)ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う(4.2.1.3 参照)ことで確認している。そのため、当該施設の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す原子炉格納施設を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

原子炉格納容器は、設計基準事故時において1次冷却材配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される1次冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最高圧力及び温度に耐えるように設計する必要がある。

A) 自由体積

原子炉格納容器の自由体積は、事故時の原子炉格納容器内圧が過大にならないように、小さくなりすぎてはならない。

原子炉格納容器の自由体積を考慮している設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧、放射能濃度及び水素濃度を保守的に評価する目的から、原子炉格納容器の自由体積として小さめの値を使用している。一方で、炉心冷却性に着目した評価においては、燃料被覆管温度を保守的に評価するため、原子炉格納容器の自由体積として大きめの値も使用している（表 2.2.1-2 参照）。

原子炉格納容器の自由体積は、設計基準事象の安全評価で使用された解析使用値の範囲を逸脱しないことが前提となるが、炉心冷却性評価における原子炉格納容器の自由体積の感度は小さいため、上限側（大きめの値）は安全性を担保するための確認項目として必須ではなく、原子炉格納容器の自由体積の下限側（小さめの値）が安全性を担保するための設計要件となる。

B) 構造物、機器等の体積及び表面積

原子炉格納容器本体及び内蔵されている構造物、機器等の体積及び表面積を考慮している設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧を保守的に評価する目的から、構造物、機器等の体積及び表面積として小さめの値を使用している。一方で、設計基準事象の安全評価のうち、炉心冷却性および原子炉格納容器内水素濃度に着目した評価においては、構造物、機器等の体積及び表面積として大きめの値も使用している（表 2.2.1-3 参照）。

しかしながら、原子炉格納容器の大きさや形状、また内蔵されている機器や構造物についての物量変化が評価パラメータに与える影響は小さいため、原子炉格納容器の構造物や機器等の体積及び表面積は設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

C) 雰囲気温度

原子炉格納容器内の雰囲気温度を考慮している、設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧、温度、及び水素濃度を保守的に評価する目的から、原子炉格納容器の雰囲気温度として高めの値を使用している。一方で、設計基準事象の安全評価のう

ち、炉心冷却性に着目した評価においては、原子炉格納容器の雰囲気温度として低めの値も使用している（表 2.2.1-4 参照）。

しかしながら、原子炉格納容器内圧、温度、及び水素濃度、炉心冷却性に対して原子炉格納容器内の雰囲気温度の感度は小さいため、設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

D) 雰囲気湿度

原子炉格納容器内の雰囲気湿度を考慮している、設計基準事象の安全評価では、基本的に原子炉格納容器内圧及び温度を保守的に評価する目的から、原子炉格納容器の雰囲気湿度として低めの値を使用している。一方で、設計基準事象の安全評価のうち、炉心冷却性及び水素濃度に着目した評価においては、原子炉格納容器の雰囲気湿度として高めの値も使用している（表 2.2.1-5 参照）。

しかしながら、原子炉格納容器内圧、温度、及び水素濃度、炉心冷却性に対して原子炉格納容器内の雰囲気湿度の感度は小さいため、設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

E) 設計漏えい率

設計基準事象の安全評価では、原子炉格納容器内圧に対応する漏えい率を解析条件として用いており、安全評価で使用された解析使用値を下回ることが安全性を担保するための設計要件となる。

F) アニュラス自由体積

設計基準事象における安全評価のうち、環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失事象及び制御棒飛び出し事象では、原子炉格納施設のうちのアニュラス部とアニュラス空気浄化システムの組み合わせによる環境への放射性物質の放出低減機能を期待している。この放射性物質の放出低減機能（アニュラスの負圧達成時間を含む）を評価で見込むにあたってはアニュラス部自由体積が必要となる。

放射性物質の放出低減機能として所定の性能を有していることの確認はアニュラス部自由体積単独ではなく、ファン及びフィルタの機能との組み合わせで扱われることが本来適切であることから、アニュラス部の基本的な構造が変更とならない限りはファン及びフィルタの性能¹を確認することで所期の目的は達成される。ただし、アニュラスの躯体の変更を伴うような場合には、安全性の担保のためにアニュラス体積の確認が必要となる。

¹ ファン及びフィルタが当該機能を達成するために満たすべき設計要件は、「換気空調系（アニュラス空気浄化システム）」の設計基準文書にて記載。

表 2.2.1-1 原子炉格納施設に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において原子炉格納施設を考慮している 設計基準事象			安全機能
			1)
分類	事象名	設置（変更）許可 申請書における 記載箇所	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能
設計 基準 事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.2.1	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○
	可燃性ガスの発生	添付書類十 3.5.2	○

表 2.2.1-2 自由体積に係る安全解析事象とその想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
大きめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）
小さめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4） ・制御棒飛び出し（添付書類十 3.4.5） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）

表 2.2.1-3 構造物、機器等の体積及び表面積に係る安全解析事象とその想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
小さめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1）
大きめの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）

表 2.2.1-4 雰囲気温度に係る安全解析事象とその想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
高めの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）
低めの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）

表 2.2.1-5 雰囲気湿度に係る安全解析事象とその想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
高めの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1） ・可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）
低めの値を使用	・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4） ・原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する構築物に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」（4.1.5.2 参照）を参照すると、原子炉格納施設は、『放射性物質の閉じ込め機能/放射線の遮へい及び放出低減機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

この設計構成を維持することが設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3, 4.1.5.4, 4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す原子炉格納施設に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.4 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、原子炉格納施設は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 原子炉格納施設の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

原子炉格納施設は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（4.1.4.4 参照）に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。（4.2.4.4 参照）

- i) 原子炉格納施設の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら原子炉格納施設は竜巻より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、

防護対象施設として設計する。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.5 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

(4.2.4.8 参照)

- i) 原子炉格納施設の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これら原子炉格納施設は降下火砕物より防護すべき施設を内包する施設として扱うが、防護対象施設として設計する。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) 原子炉格納施設の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) 原子炉格納施設の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止 (内部火災防護)

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条(4.1.1.1 参照)にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条(4.1.1.7 参照)に従い、設計基準において火災が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉格納施設は、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物に該当しないため、内部火災防護設計は不要としている。(4.2.4.2 参照)

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

原子炉格納施設は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.2 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

原子炉格納施設は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ボ

ンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。(4.2.4.5 参照)

高温高压の流体を内包する1次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により原子炉格納施設の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1次冷却材管には、LBBを適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している。(4.1.5.6, 4.2.4.5 参照)

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高压タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。(4.1.4.6, 4.2.1.2 参照)

8) 材料及び構造

設計基準対象施設(圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン(発電用のものに限る。)、発電機、変圧器及び遮断器を除く。)並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME 設計・建設規格)等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適

用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）」）の規定に適合する設計とする。

1 1) 耐圧試験等

クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、クラス 4 管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の 0.9 倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

1 2) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

原子炉格納施設は、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.6 参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本構築物の安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同系統の安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

原子炉格納施設を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。

(4.2.1.2,4.2.2.1,4.2.3.1 参照)

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定
原子炉格納容器	自由体積：約 73,700m ³ 漏えい率：原子 炉格納容器内空 気重量の0.1%以下 以下 (常温、空気、 最高使用圧力の 0.9倍の圧力に おいて)	MS-1	MC /SA2	S	1) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 自由体積 B) 設計漏えい率	自由体積：約73,700m ³ 漏えい率： 原子炉格納容器内空気重量の 0.1%以下 (常温、空気、最高使用圧力の 0.9倍の圧力において)	参考資料-2に示す。	A種検査(設計圧力検査)： 漏えい率 0.08%以下
機器搬入口		MS-1	MC /SA2	S				
エアロック		MS-1	MC /SA2	S				
貫通部		MS-1	DB2, MC /SA2	S				
原子炉格納容器隔離弁 (注2)		MS-1	DB2 /SA2	S				
アニュラス	容積：約 13100m ³	MS-1	-	S	1) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 F) アニュラス自由体積	アニュラス部容積： 約13,100 m ³		

注1: 機器クラスとは、技術基準規則第二条(4.1.2.1参照)に定義される区分であり、技術基準規則第十七条(4.1.2.2参照)が定める材料及び構造、第十八条(4.1.2.3参照)が定める使用中の亀裂等による破壊の防止、第二十一条(4.1.2.5参照)が定める耐圧試験等に機器クラスごとに詳細した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

注2: 隔離弁のリストについては添付に示す。

大飯4号機 格納容器隔離弁リスト

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
(A蒸気発生器)	#513		A主蒸気圧力計元弁 (PT-465)
【蒸気発生器～主蒸気ライン】			A主蒸気圧力計元弁 (PT-466)
			A主蒸気圧力計元弁 (PT-467)
			A主蒸気圧力計元弁 (PT-468)
			A主蒸気逃がし弁元弁 A-主蒸気逃がし弁元弁用駆動装置
			A-1主蒸気安全弁
			A-2主蒸気安全弁
			A-3主蒸気安全弁
			A-4主蒸気安全弁
			A-5主蒸気安全弁
			A主蒸気隔離弁 A-主蒸気隔離弁用(1)H側リミットスイッチ A-主蒸気隔離弁用(1)L側リミットスイッチ A主蒸気隔離弁(1)用電磁弁 A主蒸気隔離弁(2)用電磁弁 A主蒸気隔離弁(3)用電磁弁 A主蒸気隔離弁(4)用電磁弁
			A主蒸気隔離弁ベント弁
			A主蒸気隔離弁バイパス弁 A主蒸気隔離弁バイパス弁用ポジションナ A主蒸気隔離弁バイパス弁H用リミットスイッチ A主蒸気隔離弁バイパス弁L用リミットスイッチ A主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁1 A主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁2 A主蒸気隔離弁バイパス弁用スプール弁 A主蒸気隔離弁バイパス弁用ブースターリレー A主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁1 A主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁2 A主蒸気隔離弁バイパス弁駆動部 A主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器 A主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用減圧弁 A主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用ミストセパレータ A主蒸気隔離弁バイパス弁I/P変換器減圧弁
			A主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁 A-主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁用駆動装置

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
(B蒸気発生器) 【蒸気発生器～主蒸 気ライン】	#514		B主蒸気圧力計元弁 (PT-475)
			B主蒸気圧力計元弁 (PT-476)
			B主蒸気圧力計元弁 (PT-477)
			B主蒸気圧力計元弁 (PT-478)
			B主蒸気逃がし弁元弁 B-主蒸気逃がし弁元弁用駆動装置
			B-1主蒸気安全弁
			B-2主蒸気安全弁
			B-3主蒸気安全弁
			B-4主蒸気安全弁
			B-5主蒸気安全弁
			B主蒸気隔離弁 B-主蒸気隔離弁用(1)H側リミットスイッチ B-主蒸気隔離弁用(1)L側リミットスイッチ B主蒸気隔離弁(1)用電磁弁 B主蒸気隔離弁(2)用電磁弁 B主蒸気隔離弁(3)用電磁弁 B主蒸気隔離弁(4)用電磁弁
			B主蒸気隔離弁ベント弁
			B主蒸気隔離弁バイパス弁 B主蒸気隔離弁バイパス弁用ボジショナ B主蒸気隔離弁バイパス弁H用リミットスイッチ B主蒸気隔離弁バイパス弁L用リミットスイッチ B主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁1 B主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁2 B主蒸気隔離弁バイパス弁用スプール弁 B主蒸気隔離弁バイパス弁用ブースターリレー B主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁1 B主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁2 B主蒸気隔離弁バイパス弁駆動部 B主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器 B主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用減圧弁 B主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用ミストセパレータ B主蒸気隔離弁バイパス弁I/P変換器減圧弁
			B主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁 B-主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁用駆動装置
			タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気供給ライン止め弁 タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気供給ライン止め弁用駆動装置

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
(C蒸気発生器) 【蒸気発生器～主蒸 気ライン】	#511		C主蒸気圧力計元弁 (PT-485)
			C主蒸気圧力計元弁 (PT-486)
			C主蒸気圧力計元弁 (PT-487)
			C主蒸気圧力計元弁 (PT-488)
			C主蒸気逃がし弁元弁 C-主蒸気逃がし弁元弁用駆動装置
			C-1主蒸気安全弁
			C-2主蒸気安全弁
			C-3主蒸気安全弁
			C-4主蒸気安全弁
			C-5主蒸気安全弁
			C主蒸気隔離弁 C-主蒸気隔離弁用(1)H側リミットスイッチ C-主蒸気隔離弁用(1)L側リミットスイッチ C主蒸気隔離弁(1)用電磁弁 C主蒸気隔離弁(2)用電磁弁 C主蒸気隔離弁(3)用電磁弁 C主蒸気隔離弁(4)用電磁弁
			C主蒸気隔離弁ベント弁
			C主蒸気隔離弁バイパス弁 C主蒸気隔離弁バイパス弁用ポジション C主蒸気隔離弁バイパス弁H用リミットスイッチ C主蒸気隔離弁バイパス弁L用リミットスイッチ C主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁1 C主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁2 C主蒸気隔離弁バイパス弁用スプール弁 C主蒸気隔離弁バイパス弁用ブースターリレー C主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁1 C主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁2 C主蒸気隔離弁バイパス弁駆動部 C主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器 C主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用減圧弁 C主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用ミストセパレータ C主蒸気隔離弁バイパス弁I/P変換器減圧弁
			C主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁 C-主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁用駆動装置

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
(D蒸気発生器) 【蒸気発生器～主蒸 気ライン】	#512		D主蒸気圧力計元弁 (PT-495)
			D主蒸気圧力計元弁 (PT-496)
			D主蒸気圧力計元弁 (PT-497)
			D主蒸気圧力計元弁 (PT-498)
			D主蒸気逃がし弁元弁 D-主蒸気逃がし弁元弁用駆動装置
			D-1主蒸気安全弁
			D-2主蒸気安全弁
			D-3主蒸気安全弁
			D-4主蒸気安全弁
			D-5主蒸気安全弁
			D主蒸気隔離弁 D-主蒸気隔離弁用(1)H側リミットスイッチ D-主蒸気隔離弁用(1)L側リミットスイッチ D主蒸気隔離弁(1)用電磁弁 D主蒸気隔離弁(2)用電磁弁 D主蒸気隔離弁(3)用電磁弁 D主蒸気隔離弁(4)用電磁弁
			D主蒸気隔離弁ベント弁
			D主蒸気隔離弁バイパス弁 D主蒸気隔離弁バイパス弁用ボジショナ D主蒸気隔離弁バイパス弁H用リミットスイッチ D主蒸気隔離弁バイパス弁L用リミットスイッチ D主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁1 D主蒸気隔離弁バイパス弁用減圧弁2 D主蒸気隔離弁バイパス弁用スプール弁 D主蒸気隔離弁バイパス弁用ブースターリレー D主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁1 D主蒸気隔離弁バイパス弁用電磁弁2 D主蒸気隔離弁バイパス弁駆動部 D主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器 D主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用減圧弁 D主蒸気隔離弁バイパス弁調節電空変換器用ミストセパレータ D主蒸気隔離弁バイパス弁I/P変換器減圧弁
			D主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁 D-主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁用駆動装置
			タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気D主蒸気供給ライン止め弁 タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気D主蒸気供給ライン止め弁用駆動装置

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【換気空調装置系 統】	#303		格納容器給気第2隔離弁 格納容器給気第2隔離弁用リミットスイッチ 格納容器給気第2隔離弁用電磁弁 格納容器給気第2隔離弁用減圧弁 格納容器給気第2隔離弁用エアフィルタ 格納容器給気第2隔離弁駆動部
			格納容器給気第1隔離弁 格納容器給気第1隔離弁用リミットスイッチ 格納容器給気第1隔離弁用電磁弁 格納容器給気第1隔離弁用減圧弁 格納容器給気第1隔離弁用エアフィルタ 格納容器給気第1隔離弁駆動部
	#552		格納容器排気第2隔離弁 格納容器排気第2隔離弁用リミットスイッチ 格納容器排気第2隔離弁用電磁弁 格納容器排気第2隔離弁用減圧弁 格納容器排気第2隔離弁用エアフィルタ 格納容器排気第2隔離弁駆動部
			格納容器排気第1隔離弁 格納容器排気第1隔離弁用リミットスイッチ 格納容器排気第1隔離弁用電磁弁 格納容器排気第1隔離弁用減圧弁 格納容器排気第1隔離弁用エアフィルタ 格納容器排気第1隔離弁駆動部
	#414		A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁 A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁用リミットスイッチ A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁用電磁弁 A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁用減圧弁 A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁駆動部 A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁空気弁
			A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁 A-格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁用駆動装置
	#417		B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁 B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁用リミットスイッチ B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁用電磁弁 B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁用減圧弁 B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁駆動部 B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁空気弁
			B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁 B-格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁用駆動装置

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称		
【主給水ライン～蒸 気発生器】	#503		A 主給水隔離弁 A－主給水隔離弁用駆動装置		
			A 補助給水隔離弁 A－補助給水隔離弁用駆動装置		
	#504		B 主給水隔離弁 B－主給水隔離弁用駆動装置		
			B 補助給水隔離弁 B－補助給水隔離弁用駆動装置		
	#501		C 主給水隔離弁 C－主給水隔離弁用駆動装置		
			C 補助給水隔離弁 C－補助給水隔離弁用駆動装置		
	#502		D 主給水隔離弁 D－主給水隔離弁用駆動装置		
			D 補助給水隔離弁 D－補助給水隔離弁用駆動装置		
	【1次冷却材系統】 (加圧器及び加圧器 逃がしタンク廻り)	#305		加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 加圧器逃しタンクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁空気弁	
				加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 加圧器逃しタンクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁空気弁	
			#317		加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁 加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁用L側リミットスイッチ 加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁用H側リミットスイッチ 加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁用減圧弁 加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁駆動部 加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁用電磁弁 加圧器逃しタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁空気弁
					加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁T. C弁
				加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離逆止弁	
#308			格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁 格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁用減圧弁 格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁駆動部 格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁用電磁弁 格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁空気弁		
			格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁T. C弁		
			格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離逆止弁		
			加圧器逃がしタンク純水補給ラインバイパス弁		

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【化学体積制御系 統】	#226		抽出ライン格納容器第2 隔離弁 抽出ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 抽出ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 抽出ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 抽出ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 抽出ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 抽出ライン格納容器第2 隔離弁空気弁
			抽出ライン格納容器内ドレン弁
			A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁 A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用減圧弁 A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用スプール弁 A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁駆動部 A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用スピードコントローラ A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用電磁弁 A抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁空気弁
			B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁 B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用減圧弁 B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用スプール弁 B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁駆動部 B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用スピードコントローラ B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用電磁弁 B抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁空気弁
		C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁 C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用減圧弁 C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用スプール弁 C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁駆動部 C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用スピードコントローラ C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁用電磁弁 C抽出オリフィス出口格納容器第1 隔離弁空気弁	
		抽出オリフィス出口逃がし弁	
	#229		充てんライン格納容器隔離弁 充てんライン格納容器隔離弁用駆動装置
			充てんライン格納容器隔離弁出口T. C弁
			充てんライン格納容器隔離逆止弁
	#232		1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第2 隔離弁 1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第2 隔離弁用駆動装置
			1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第1 隔離弁 1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第1 隔離弁用駆動装置
			1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器隔離逆止弁
	#361		A-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁 A-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁用駆動装置
			A-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁T. C弁
			A-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離逆止弁
	#219		B-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁 B-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁用駆動装置
			B-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁T. C弁
			B-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離逆止弁
	#231		C-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁 C-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁用駆動装置
		C-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁T. C弁	
		C-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離逆止弁	
#322		D-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁 D-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁用駆動装置	
		D-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁T. C弁	
		D-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離逆止弁	

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【余熱除去系統】	#359		A余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁 Aー余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁用駆動装置
			A余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁T. V弁
			A余熱除去ポンプ入口逃がし弁
	#353		A余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁 Aー余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁用駆動装置
			A余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁T. C弁
			A余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁
	#320		B余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁 Bー余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁用駆動装置
			B余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁T. V弁
			B余熱除去ポンプ入口逃がし弁
	#326		B余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁 Bー余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁用駆動装置
			B余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁T. C弁
			B余熱除去冷却器出口格納容器隔離逆止弁
【燃料ピットおよび 燃料取替用水系統】	#235		キャビティ浄化取水ライン格納容器第2隔離弁
			キャビティ浄化取水ライン格納容器第1隔離弁
			キャビティ浄化取水ライン格納容器第1隔離弁バイパス逆止弁
	#211		キャビティ浄化戻りライン格納容器隔離弁
			キャビティ浄化戻りライン格納容器隔離弁T. C弁 キャビティ浄化戻りライン格納容器隔離逆止弁
【安全注入系統】 (高圧注入ポンプま わり)	#347		A高圧注入ライン格納容器隔離弁 Aー高圧注入ライン格納容器隔離弁用駆動装置
			A高圧注入ライン格納容器隔離弁T. C弁
			A高圧注入ライン格納容器隔離逆止弁
	#152		A高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 Aー高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁用駆動装置
	#332		B高圧注入ライン格納容器隔離弁 Bー高圧注入ライン格納容器隔離弁用駆動装置
			B高圧注入ライン格納容器隔離弁T. C弁
			B高圧注入ライン格納容器隔離逆止弁
	#151		B高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 Bー高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁用駆動装置
【安全注入系統】 (蓄圧タンクまわ り)	#337		蓄圧タンク補給水ライン格納容器隔離弁
			蓄圧タンク補給水ライン格納容器隔離弁T. C弁
			蓄圧タンク補給水ライン格納容器隔離逆止弁
	#376		蓄圧タンク窒素供給ライン格納容器隔離弁
			蓄圧タンク窒素供給ライン格納容器隔離弁T. C弁 蓄圧タンク窒素供給ライン格納容器隔離逆止弁
【格納容器スプレ イ系統】	#152		A格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 Aー格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁用駆動装置
			A格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁
	#365		A格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁用駆動装置
			A格納容器スプレイ冷却器出口スプレイノズル空気テスト弁
			A格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離逆止弁
	#151		B格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 Bー格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁用駆動装置
			B格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁
	#314		B格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁用駆動装置
			B格納容器スプレイ冷却器出口スプレイノズル空気テスト弁
			B格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離逆止弁

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【放射性廃棄物処理 系統】	#341		格納容器冷却材ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁用スピードコントローラ 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁駆動部 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第2 隔離弁空気弁
			格納容器冷却材ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁駆動部 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレンポンプ出口格納容器第1 隔離弁空気弁
	#344		格納容器冷却材ドレントランクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 RCDTガス分析ライン格納容器第2 隔離弁空気弁
			格納容器冷却材ドレントランクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレントランクガス分析ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 RCDTガス分析ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
	#338		格納容器冷却材ドレントランクベントライン格納容器第1 隔離弁 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第1 隔離弁駆動部 RCDTベントライン格納容器第1 隔離弁空気弁
			格納容器冷却材ドレントランクベントライン格納容器第2 隔離弁 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレントランクベントライン格納容器第2 隔離弁駆動部 RCDTベントライン格納容器第2 隔離弁空気弁
			格納容器冷却材ドレントランク窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁 格納容器冷却材 ドレントランク窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 格納容器冷却材 ドレントランク窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランク窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器冷却材 ドレントランク窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 格納容器冷却材 ドレントランク窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 CRDT窒素供給ライン格納容器第2 隔離弁空気弁
	#335		格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁用電磁弁 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁用減圧弁 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁用スピードコントローラ 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁駆動部 格納容器サンプポンプ出口格納容器第2 隔離弁空気弁
			格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁 格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁用電磁弁 格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁用減圧弁 格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁駆動部 格納容器サンプポンプ出口格納容器第1 隔離弁空気弁

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称		
【消火水・1次系洗 浄水系統】	#408		消火水ライン格納容器隔離弁 消火水ライン格納容器隔離弁用減圧弁 消火水ライン格納容器隔離弁駆動部 消火水ライン格納容器隔離弁用電磁弁 消火水ライン格納容器隔離弁用リミットスイッチ 消火水ライン格納容器隔離弁用リミットスイッチ 消化水ライン格納容器隔離弁空気弁		
			消火水ライン格納容器隔離逆止弁		
			消火水ライン格納容器隔離弁T、C弁		
	#407		格納容器内脱塩水補給ライン格納容器隔離弁		
			格納容器内脱塩水補給ライン格納容器隔離弁T、C弁		
			格納容器内脱塩水補給ライン格納容器隔離逆止弁		
【炉内計装用ガス パージ系統】	#405		炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁用減圧弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁駆動部 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁空気弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁用電磁弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁用H側リミットスイッチ 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第2隔離弁用L側リミットスイッチ		
			炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁用減圧弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁駆動部 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁空気弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁用電磁弁 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁用H側リミットスイッチ 炉内核計測装置ガスパージライン格納容器第1隔離弁用L側リミットスイッチ		
		#439		格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁 格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁用電磁弁 格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁用減圧弁 格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁駆動部 格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁空気弁	
				格納容器サンプル取り出しライン格納容器第1隔離弁 格納容器サンプル取出ライン格納容器第1隔離弁用駆動装置	
			#438		格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁用電磁弁 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁用L側リミットスイッチ 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁用H側リミットスイッチ 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁用減圧弁 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁駆動部 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁空気弁
					格納容器サンプル戻りラインT、C弁 格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離逆止弁
	#374				A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁 A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用電磁弁 A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用L側リミットスイッチ A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用H側リミットスイッチ A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用減圧弁 A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁駆動部
					A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第1隔離弁 A格納容器水素パージ給気ライン格納容器第1隔離弁用駆動装置
		#377			B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁 B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用電磁弁 B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用L側リミットスイッチ B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用H側リミットスイッチ B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁用減圧弁 B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第2隔離弁駆動部
					B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第1隔離弁 B格納容器水素パージ給気ライン格納容器第1隔離弁用駆動装置
			#558R		格納容器漏えい率試験装置精密圧力計格納容器第2隔離弁
					格納容器漏えい率試験装置精密圧力計格納容器第1隔離弁

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【原子炉補機冷却水 系統】	#383		A・D 格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁 A・D-格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁用駆動装置
	#250		B・C 格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁 B・C-格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁用駆動装置
	#386		A格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁 A-格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁用駆動装置
			A格納容器再循環ユニット冷却水出口弁
			A CV再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁T. C弁
	#389		B格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁 B-格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁用駆動装置
			B格納容器再循環ユニット冷却水出口弁
			B CV再循環ユニット冷却水戻りラインCV隔離弁T. C弁
	#247		C格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁 C-格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁用駆動装置
			C格納容器再循環ユニット冷却水出口弁
			C CV再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁T. C弁
	#244		D格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁 D-格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁用駆動装置
			D格納容器再循環ユニット冷却水出口弁
			D CV再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁T. C弁
	#432		CRDM冷却ユニット・余剰抽出冷却器冷却水戻りラインCV隔離弁 CRDM冷却ユニット、余剰抽出冷却器冷却水戻りラインC/V隔離弁用駆動装置
	#423		CRDM冷却ユニット・余剰抽出冷却器冷却水供給ラインCV隔離弁 CRDM冷却ユニット、余剰抽出冷却器冷却水供給ラインC/V隔離弁用駆動装置
	#420		1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン格納容器隔離弁 1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン格納容器隔離弁用駆動装置
			1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン格納容器隔離弁T. C弁
			1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン格納容器隔離逆止弁
	#435		1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第2隔離弁 1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第2隔離弁用駆動装置
			1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第1隔離弁 1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第1隔離弁用駆動装置
			RC P冷却水戻りライン格納容器第1隔離弁バイパス逆止弁

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【試料採取系統】	#220L		加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁 加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2 隔離弁空気弁
			加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
			加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ 加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ 加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
			Bループ高温側試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 Bループ高温側試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用駆動装置
	#220R		Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁 Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2 隔離弁空気弁
			Dループ高温側試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 Dループ高温側試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用駆動装置
	#217		蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用電磁弁 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用H側リミットスイッチ 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用L側リミットスイッチ 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁用減圧弁 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁駆動部 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2 隔離弁空気弁
			A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 A蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
			B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 B蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
			C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 C蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
	#214		D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁 D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用電磁弁 D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用H側リミットスイッチ D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用L側リミットスイッチ D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁用減圧弁 D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁駆動部 D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1 隔離弁空気弁
			1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁 1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁用電磁弁 1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁用L側リミットスイッチ 1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁用H側リミットスイッチ 1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁用減圧弁 1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁駆動部 1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁空気弁
		1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離逆止弁 T、C 弁	
		1 次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離逆止弁	

要求系統	ペネ No.	代替弁	要求機器名称
【空調用冷水系統】	#413		制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁用電磁弁 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁用リミットスイッチ 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁用減圧弁 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁駆動部 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁空気弁
		#416	制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁用電磁弁 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁用リミットスイッチ 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁用減圧弁 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁駆動部 制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁空気弁
【制御用空気系統】	#373		A制御用空気格納容器隔離弁 A-制御用空気格納容器隔離弁用駆動装置
			A制御用空気格納容器隔離弁逆止弁
			A制御用空気格納容器隔離弁T、C弁
	#243		B制御用空気格納容器隔離弁 B-制御用空気格納容器隔離弁用駆動装置
			B制御用空気格納容器隔離弁逆止弁
			B制御用空気格納容器隔離弁T、C弁
【所内用空気系統】	#404		所内用空気格納容器隔離弁
			所内用空気格納容器隔離弁逆止弁
			所内用空気格納容器隔離弁T、C弁

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に抽出し、示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。（4.1.1.10, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照）

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 原子炉格納施設の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、B、C、D主蒸気逃がし弁元弁	○	○	×	×
A、B、C、D主蒸気隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D主蒸気隔離弁バイパス弁	○	○	×	×
A、B、C、D主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁	○	○	×	×
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B(D)主蒸気供給ライン止め弁	○	○	×	×
格納容器給気第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器給気第1隔離弁	○	○	×	×
格納容器排気第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器排気第1隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D主給水隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D補助給水隔離弁	○	○	×	×
加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
抽出ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
A、B、C抽出オリフィス出口格納容器第1隔離弁	○	○	○	○
充てんライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B高圧注入ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D蒸気発生器試料採取ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、Dブローダウンライン格納容器隔離弁	○	○	×	×

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
格納容器冷却材ドレンポンプ出口格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器冷却材ドレンポンプ出口格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
格納容器冷却材ドレンタンクガス分析ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器冷却材ドレンタンクガス分析ライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
格納容器冷却材ドレンタンクベントライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
格納容器冷却材ドレンタンクベントライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器冷却材ドレンタンク窒素供給ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器サンプポンプ出口格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器サンプポンプ出口格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
消火水ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
炉内核計測装置ガスパーズライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
炉内核計測装置ガスパーズライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
格納容器サンプル取り出しライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器水素パーズ給気ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器水素パーズ給気ライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
A・D、B・C 格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B、C、D格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
CRDM冷却ユニット・余剰抽出冷却器冷却水戻りラインCV隔離弁	○	○	×	×
CRDM冷却ユニット・余剰抽出冷却器冷却水供給ラインCV隔離弁	○	○	×	×
1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン格納容器隔離弁	○	○	×	×
1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×
加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1隔離弁	○	○	×	×
Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2隔離弁	○	○	×	×

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第 2 隔離弁	○	○	×	×
A 蓄圧タンク試料採取ライン格納容器 第 1 隔離弁	○	○	×	×
1 次冷却材試料採取戻りライン格納容 器隔離弁	○	○	×	×
制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口 格納容器隔離弁	○	○	×	×
制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口 格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B 制御用空気が格納容器隔離弁	○	○	×	×
格納容器圧力（広域）	○	—	×	—
格納容器内温度	○	—	×	—
AM用格納容器圧力	○	—	×	—

【凡例】

○：表示または制御機能があるもの

×：表示または制御機能が無いもの

—：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源系統 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。（4.2.4.10, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照）。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 原子炉格納施設の設計要件を満足するために必要な電源設備

補機	電圧	給電元
A、B主蒸気逃がし弁元弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
A、B、C、D主蒸気隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤 B 1 ソレノイド分電盤
A、B、C、D主蒸気隔離弁バイパス弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤 B 1 ソレノイド分電盤
A、B主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気供給ライン止め弁	DC 125V	Aタービン動補助給水ポンプ起動盤
C、D主蒸気逃がし弁元弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
C、D主蒸気隔離弁上流ドレンライン止め弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気D主蒸気供給ライン止め弁	DC 125V	Bタービン動補助給水ポンプ起動盤
格納容器給気第2隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
格納容器給気第1隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
格納容器排気第2隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
格納容器排気第1隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
A格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
B格納容器減圧装置排気ライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
A、B主給水隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
A、B補助給水隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
C、D主給水隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
C、D補助給水隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 1 ソレノイド分電盤
加圧器逃がしタンクガス分析ライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
加圧器逃がしタンク窒素供給ライン格納容器隔離弁	DC 125V	B 1 ソレノイド分電盤
格納容器内補給水供給ライン格納容器隔離弁	DC 125V	B 1 ソレノイド分電盤
抽出ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
A、B、C抽出オリフィス出口格納容器第1隔離弁	DC 125V	B 1 ソレノイド分電盤
充てんライン格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第2隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
1次冷却材ポンプ封水戻りライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
A、B-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
C、D-1次冷却材ポンプ封水注入ライン格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
A余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ

補機	電圧	給電元
B余熱除去ポンプ入口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
B余熱除去冷却器出口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A 高圧注入ライン格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
A 高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
B 高圧注入ライン格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
B 高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A 格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
A 格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
B 格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
B 格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A、B、C、D蒸気発生器試料採取ライン格納容器隔離弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤 B 2 ソレノイド分電盤
A、B、C、Dブローダウンライン格納容器隔離弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレンポンプ出口格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレンポンプ出口格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレントankガス分析ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレントankガス分析ライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレントankベントライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレントankベントライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
格納容器冷却材ドレントank窒素供給ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
格納容器サンプポンプ出口格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
格納容器サンプポンプ出口格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 1 ソレノイド分電盤
消火水ライン格納容器隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
炉内核計測装置ガスパーズライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
炉内核計測装置ガスパーズライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
格納容器サンプル取り出しライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
格納容器サンプル取り出しライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
格納容器サンプル戻りライン格納容器隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
A 格納容器水素パーズ給気ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
A 格納容器水素パーズ給気ライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
B 格納容器水素パーズ給気ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
B 格納容器水素パーズ給気ライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ

補機	電圧	給電元
A・D 格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
B・C 格納容器再循環ユニット冷却水供給ライン格納容器隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
A、D 格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
B、C 格納容器再循環ユニット冷却水戻りライン格納容器隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
C RDM冷却ユニット・余剰抽出冷却器冷却水戻りラインCV隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
C RDM冷却ユニット・余剰抽出冷却器冷却水供給ラインCV隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
1次冷却材ポンプ冷却水供給ライン格納容器隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第2隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ
1次冷却材ポンプ冷却水戻りライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
加圧器・Bループ試料採取ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
加圧器気相部試料採取ライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤
加圧器液相部試料採取ライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤
Bループ高温側試料採取ライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
Dループ高温側試料採取ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤
Dループ高温側試料採取ライン格納容器第1隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第2隔離弁	DC 125V	B 2 ソレノイド分電盤
A、B、C、D蓄圧タンク試料採取ライン格納容器第1隔離弁	DC 125V	A 2 ソレノイド分電盤
1次冷却材試料採取戻りライン格納容器隔離弁	DC 125V	A 3 ソレノイド分電盤
制御棒監視盤室冷却ユニット冷水入口格納容器隔離弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
制御棒監視盤室冷却ユニット冷水出口格納容器隔離弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
A制御用空気格納容器隔離弁	AC 440V	A 2 原子炉コントロールセンタ
B制御用空気格納容器隔離弁	AC 440V	B 2 原子炉コントロールセンタ

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.11. 第三十二条 原子炉格納施設

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.5. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.6. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

該当なし

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 発電用原子力設計規格コンクリート製原子炉格納容器規格
- 4.1.4.3. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド

- 4.1.4.4. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.6. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」(昭和52年7月20日)

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 JEAG4612-2010
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998
- 4.1.5.7. 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 JEAC4203

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護
- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 貫通部リスト

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 原子炉格納施設に関する設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 4.2.6.2. 健全性に関する説明書

4.2.6.3. 耐震計算書

- 4.2.6.3.1. 原子炉格納容器の耐震計算書（コンクリート部）
- 4.2.6.3.2. 原子炉格納容器の耐震計算書（ライナ部）
- 4.2.6.3.3. 原子炉格納容器の耐震計算書（クレーンブラケット部）
- 4.2.6.3.4. 原子炉格納容器貫通部の耐震計算書
- 4.2.6.3.5. 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
- 4.2.6.3.6. 原子炉冷却系統施設の弁の耐震計算書
- 4.2.6.3.7. アニュラス区画構造物の耐震計算書
- 4.2.6.3.8. 基準地震動追加による配管系評価手法の最新知見を踏まえた耐震安全性評価委託（CV内）（ZRS-KON4-20150044）
- 4.2.6.3.9. 基準地震動追加による配管系評価手法の最新知見を踏まえた耐震安全性評価委託（CV外）（ZRS-KON4-20150045）
- 4.2.6.3.10. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV内）（ZRS-KON4-20150046）
- 4.2.6.3.11. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV外）（ZRS-KON4-20150047）

以上

(23) 格納容器スプレイ系統

目次

1. 概要	1.3-(23)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(23)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(23)-3
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(23)-4
2. 設計要件	1.3-(23)-6
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(23)-6
2.2. 系統の設計要件	1.3-(23)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(23)-7
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(23)-12
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(23)-18
3.1. 系統構成設備	1.3-(23)-18
3.2. 計測制御設備	1.3-(23)-21
3.3. 電源設備	1.3-(23)-23
4. 参照文献	1.3-(23)-25
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(23)-25
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(23)-25
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(23)-25
4.1.3. 基準	1.3-(23)-25
4.1.4. ガイド	1.3-(23)-25
4.1.5. 指針	1.3-(23)-26
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(23)-27
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(23)-27
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(23)-27
4.2.3. 保安規定	1.3-(23)-27
4.2.4. 設計基準文書 (DBD)	1.3-(23)-27
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(23)-27
4.2.6. 設備図書	1.3-(23)-28

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD） 系統編のうち、大飯4号機の格納容器スプレイ系統について記載するものであり、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

1.2. 系統の概要

格納容器スプレイ系統は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管、弁等で構成され、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時および主蒸気管破断時に、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持することを目的とした系統である。格納容器スプレイ系統は以上の目的を達成すべく、燃料取替用水ピット又は格納容器再循環サンプを水源として、格納容器スプレイポンプによってヒドラジンを含むほう酸水をスプレイする機能、及び再循環運転時において格納容器スプレイ冷却器を介して再循環サンプ水を冷却する機能を有する系統である。（4.2.5.1 参照）

なお、格納容器スプレイ系統に期待する設計基準事象は 2.2.1 に示される。

格納容器スプレイ系統は安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能」（MS-1）を有するため、多重性を持たせた設計としている。格納容器スプレイ系統は、独立2系統で構成され、各系統に格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器を1基ずつ設置している。また、格納容器スプレイ系統は耐震Sクラスで設計される。格納容器スプレイポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、格納容器スプレイ系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、格納容器スプレイ系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項		
1	概要			
	1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。	
	1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。	
	1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。	
2	設計要件			
	2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則等を抽出して記載する。	
	2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。	
		2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
			2.2.2	信頼性に関する設計要件
		2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
			2.2.2.2	その他の一般的な設計要件
3	設備の仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。		

3.1	系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される性能要求と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
3.2	計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
3.3	電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献一覧を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

格納容器スプレイ系統は、以下に示す設置許可基準規則等に基づき設計する。

[設置許可基準規則]

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第十三条 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
- 第二十三条 計測制御系統施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

[技術基準規則]

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十条 安全弁等
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十八条 準用

2.2. 系統の設計要件

2.1 で示した格納容器スプレイ系統が準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとに格納容器スプレイ系統の設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条、第三十三条については、格納容器スプレイ系統の機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要求（2.2.1）

- 第十三条 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
- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件（2.2.2）

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

格納容器スプレイ系統には、以下の安全機能が要求される。

- 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能¹

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める（4.2.1.2 参照）ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う（4.2.1.3 参照）ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報（解析想定）の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では、安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに、表 2.2.1-1 に示す格納容器スプレイ系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件（制限事項）を示す。

¹ 格納容器スプレイ系統の有する放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能のうち CV バウンダリに関しては、設計基準文書 系統編「原子炉格納施設」にて記載。（4.2.4.11 参照）

1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

格納容器スプレイ系統は、原子炉格納容器スプレイ作動信号を受けて、よう素除去のための薬品を含むほう酸水を格納容器スプレイとして必要な供給流量を格納容器内にスプレイできなければならない。一方、原子炉冷却材喪失時等において再冠水期間中の炉心冷却性が阻害されないようにするため、過剰な流量でのスプレイがなされないようにしなければならない。また、燃料取替用水ピットの水位が低くなった場合には、格納容器スプレイポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて（再循環モード）、格納容器スプレイ冷却器で冷却した後、原子炉格納容器内にスプレイすることから、格納容器スプレイ系統は、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽機能及び放出低減機能を維持するのに必要な冷却能力を有しなければならない。加えて、原子炉格納容器スプレイ水へのよう素除去薬品の添加を前提としたよう素除去機能を有しなければならない。

A) 格納容器スプレイ冷却器の冷却性能

格納容器スプレイ冷却器は、再循環モード時の冷却能力として表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている冷却性能を確保することが設計要件となる。

B) 格納容器スプレイ流量

格納容器スプレイ系統を対処設備として期待する表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価のうち、環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4）と、原子炉格納容器内圧に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1）、及び可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）の安全解析では、原子炉格納容器の健全性を保守的に評価する目的から、格納容器スプレイ系統のスプレイ流量として少なめの流量を使用している。一方、炉心冷却性に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）の安全解析では、炉心冷却性等を保守的に評価する目的から、スプレイ流量として多めの流量を使用している（表 2.2.1-2 参照）。したがって、格納容器スプレイ系統によるスプレイ流量は、それぞれの事象の評価で使用された解析使用値の範囲内に維持されることが安全性を担保するための設計要件となる。

C) 格納容器スプレイの動作遅れ時間

格納容器スプレイの動作遅れ時間は、評価目的に応じて2種類の遅れ時間があり、それぞれにおいて想定されている想定時間内に収まらなければならない。

格納容器スプレイ系統の機能に期待する設計基準事象の安全評価において、表 2.2.1-1 に示す事象のうち、環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4）、原子炉格納容器内圧に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1）、及び可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）については、原子炉格納容器内圧を保守的に評価す

るため、事象開始からポンプ定速達成までの時間²経過以降に格納容器スプレイポンプによる注入開始を想定しており、この評価における想定時間内に注入開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

一方で、炉心冷却性に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）については、燃料被覆管温度を保守的に評価する目的から早期にスプレイが開始される想定としており、この評価においては、想定時間より後にスプレイ開始できるようにすることが安全性を担保するための設計要件となる。

加えて、表 2.2.1-1 に示す事象のうち環境への放射性物質の放出量に着目した原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4）及び制御棒飛び出し（添付書類十 3.4.5）については、事象開始からポンプ定速達成までの時間²経過以降による素除去薬品タンクからの薬品添加を想定しており、この解析において想定時間内による素除去のための薬品を含むほう酸水が原子炉格納容器内にスプレイできることが安全性を担保するための設計要件となる。

D) 再循環漏えい率

表 2.2.1-1 に示す環境への放射性物質の放出量に係る設計基準事象（添付書類十 3.4.4 及び 3.4.5）においては、格納容器スプレイ設備の再循環系からの漏えいを想定しており、この解析に使用している再循環漏えい率以下とすることが設計要件となる。

しかしながら、環境への放射性物質の放出量に対して再循環漏えい率の変化が評価パラメータに与える影響は小さいため、再循環漏えい率は設計要件ではあるが、安全性を担保するための確認項目として必須ではない。

E) よう素除去機能

格納容器スプレイ系統は、スプレイに対してよう素除去薬品を添加することで、原子炉格納器内のよう素除去を行っている。そのため、表 2.2.1-1 に示す環境への放射性物質の放出量に係る設計基準事象（添付書類十 3.4.4 及び 3.4.5）において使用している放射性無機よう素の等価半減期を下回ることが設計要件となる。

² この遅れ時間には信号遅れやタイマー、ポンプ定速達成時間、外部電源喪失時の DG 起動遅れ及びシーケンスタイム等が考慮されている。

表 2.2.1-1 格納容器スプレイ系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析において格納容器スプレイ系統を考慮している 設計基準事象			安全機能
			1)
分類	事象名	設置（変更）許可 申請書における 記載箇所	放射線 の遮へい 及び放出 低減機能、 放射性物質 の閉じ込め 機能
設計 基準 事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.2.1	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○
	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.5.1	○
	可燃性ガスの発生	添付書類十 3.5.2	○

表 2.2.1-2 格納容器スプレイに係る安全解析事象とその想定

安全解析での想定	事象名（括弧内は設置（変更）許可申請書における記載箇所）
格納容器スプレイポンプ 1 台かつ少なめの流量で注入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.4.4） ・ 原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.5.1） ・ 可燃性ガスの発生（添付書類十 3.5.2）
格納容器スプレイポンプ 2 台かつ多めの流量で注入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材喪失（添付書類十 3.2.1）

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照) 及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)」(4.1.5.2 参照) を参照すると、格納容器スプレイ系統は、『放射性物質の閉じ込め機能/放射線の遮へい及び放出低減機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条 (4.1.1.8 参照) 2 項に従い、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条 (4.1.1.8 参照) 6 項に従い、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、格納容器スプレイ系については独立 2 系統で構成される。格納容器スプレイポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている。(4.2.1.1 参照)。また、格納容器スプレイ系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている。(4.2.1.2 参照)

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則の要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止 (内部火災防護)
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編(4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8)に明記される。

1) 地震による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3, 4.1.5.4, 4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示す格納容器スプレイ系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.3 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

設計要求を踏まえ、格納容器スプレイ系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

- i) 格納容器スプレイ系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設、及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

格納容器スプレイ系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.4 参照)

- i) 格納容器スプレイ系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら格納容器スプレイ系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.4 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.8 参照)

- i) 格納容器スプレイ系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) これら格納容器スプレイ系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) 格納容器スプレイ系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設が該当する。
- ii) 格納容器スプレイ系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

4) 火災による損傷の防止 (内部火災防護)

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、設計基準において火災が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

格納容器スプレイ系統は、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する系統に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要としている。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

②設計方針

格納容器スプレイ系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。また当該系統が、溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水や、地震に起因する機器の破損等により生じる溢水の溢水源とならないよう、耐震性が確保され、配管応力が許容値を満足していることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

②設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定

される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるように設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.2 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

①設置許可基準規則に基づく要求

格納容器スプレイ系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

②設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高压の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等により格納容器スプレイ系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1 次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設置している。（4.1.5.6, 4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TG カップリング、タービン・ディスク、高压タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。（4.1.4.5, 4.2.1.2 参照）

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物、クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れ

に対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

1 0) 安全弁等

蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【事例規格】 過圧防護に関する規定 (NC-CC-001)」に適合するよう設計する。なお、安全弁、逃がし弁、破壊板及び真空破壊弁については、施設時に適用した告示（通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」）の規定に適合する設計とする。

1 1) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

1 2) 準用

①原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

格納容器スプレイ系統は、設計基準対象施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.6参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. 系統構成設備

格納容器スプレイ系統を構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。

(4.2.1.2,4.2.2.1,4.2.3.1 参照)

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	工認要目表	保安規定
A、B格納容器スプレイポンプ	容量：1200 m ³ /h 揚程：175 m 出力：940kW/個	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量 C) 格納容器スプレイの動作遅れ時間 E) よう素除去機能	容量： 約 1,200 m ³ /h/個 揚程： 約 175 m	参考資料-2に示す。	参考資料-3に示す。
A、B格納容器スプレイ冷却器	容量(設計熱交換 量)：2.36×10 ⁴ kW 伝熱面積：685 m ²	MS-1	DB2(管側) DB3(胴側) / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 A) 格納容器スプレイ冷却器の布却性能	伝熱容量： 約2.0×10 ⁴ kcal/h/個	参考資料-2に示す。	—
よう素除去薬品タンク	容量：3 m ³	MS-1	DB2 / —	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 E) よう素除去機能	薬品： ヒドラジン (約35wt%) 容量： 約3m ³	参考資料-2に示す。	ヒドラジン濃度： 35 wt% 以上 ヒドラジン溶液量： 2.0 m ³ 以上
pH調整剤タンク	容量：1 m ³	MS-3	DB2 / —	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 E) よう素除去機能	容量：約 1 m ³	参考資料-2に示す。	—
A、B格納容器スプレイポンプ燃 料取替用水ヒット側入口止め弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイポンプ燃 料取替用水ヒット側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイポンプ再 循環タンク側入口格納容器隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2 (注2) SA2はAV-CP- 003Aのみ	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイ冷却器出 口格納容器隔離弁	電動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイ冷却器出 口格納容器隔離逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1.1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備動作仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類八	工認要目表	保安規定
A、B格納容器スプレイポンプ内 循環ポンプ側入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2 (注2) SA2はAV-CP- 029Aのみ	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—
A、B格納容器スプレイラインD 入口逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量	—	—	—
A、Bより素除去薬品注入ライン 第1止め弁	電動弁	MS-1	DB2 / —	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 E) よう素除去機能	—	—	—
A、Bより素除去薬品注入ライン 第2止め弁	電動弁	MS-1	DB2 / —	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 E) よう素除去機能	—	—	—
A、Bより素除去薬品注入ライン 逆止弁	逆止弁	MS-1	DB2 / —	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 E) よう素除去機能	—	—	—
配管・継手 A-011格納容器スプレイ系統 A、放射線物質の閉じ込め機能、 放射線の遮へい及び放出低減機能 (MS-1)	—	MS-1	DB2 / SA2 (一部SAクラス 対象外)	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放 出低減機能 B) 格納容器スプレイ流量 C) 格納容器スプレイの動作遅れ時間 E) よう素除去機能	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に抽出し、示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室及び中央制御室外において確認できること、及び中央制御室及び中央制御室外から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室及び中央制御室外の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室及び中央制御室外の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。（4.1.1.10, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照）

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 格納容器スプレイ系統の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、B格納容器スプレイポンプ	○	○	×	×
A、B格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口止め弁	○	○	×	×
A、B格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、B格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁	○	○	×	×
A、Bよう素除去薬品注入ライン第1止め弁	○	○	×	×
A、Bよう素除去薬品注入ライン第2止め弁	○	○	×	×
格納容器内温度	○	—	×	—

【凡例】

○：表示または制御機能があるもの

×：表示または制御機能が無いもの

—：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源系統 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。（4.1.1.13, 4.2.4.10, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照）。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 格納容器スプレイ系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
A格納容器スプレイポンプ	AC 6,600V	Aメタクラ
B格納容器スプレイポンプ	AC 6,600V	Bメタクラ
A格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口止め弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
B格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口止め弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
B格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
A格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
B格納容器スプレイ冷却器出口格納容器隔離弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
Aよう素除去薬品注入ライン第1止め弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
Bよう素除去薬品注入ライン第1止め弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
Aよう素除去薬品注入ライン第2止め弁	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
Bよう素除去薬品注入ライン第2止め弁	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.11. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.12. 第三十二条 原子炉格納施設
- 4.1.1.13. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.5. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.6. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格

- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」(昭和52年7月20日)

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 JEAG4612-2010
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護
- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統
- 4.2.4.11. 設計基準文書 系統編 原子炉格納施設
- 4.2.4.12. 設計基準文書 系統編 燃料貯蔵設備及び取扱施設
- 4.2.4.13. 設計基準文書 系統編 余熱除去系統
- 4.2.4.14. 設計基準文書 系統編 安全注入系統

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図

- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）
- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 格納容器スプレイ系統に関する設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 4.2.6.2. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.3. 耐震計算書
 - 4.2.6.3.1. 格納容器スプレイポンプの耐震計算書
 - 4.2.6.3.2. 格納容器スプレイ冷却器の耐震計算書
 - 4.2.6.3.3. 原子炉格納施設の耐震計算結果
 - 4.2.6.3.4. 配管及び弁の耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
 - 4.2.6.3.5. 原子炉冷却系統施設の配管の耐震計算書
 - 4.2.6.3.6. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV 外）（ZRS-KON4-20150047）
 - 4.2.6.3.7. 平成 29 年度 大飯 3・4 号機 耐震評価に係る許認可審査助成委託(2QS-KON3/4-20170002)
 - 4.2.6.3.8. 基準地震動追加による配管系評価手法の最新知見を踏まえた耐震安全性評価委託（CV 内）（ZRS-KON4-20150044）
 - 4.2.6.3.9. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV 内）（ZRS-KON4-20150046）

以上

(24-1) 換気空調系統
(アニュラス空気浄化系統)

目次

1. 概要	1.3-(24-1)-3
1.1. 本書の目的	1.3-(24-1)-3
1.2. 系統の概要	1.3-(24-1)-4
1.3. 章構成と記載事項	1.3-(24-1)-5
2. 設計要件	1.3-(24-1)-7
2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等	1.3-(24-1)-7
2.2. 系統の設計要件	1.3-(24-1)-7
2.2.1. 安全機能に関する設計要件	1.3-(24-1)-8
2.2.2. 信頼性に関する設計要件	1.3-(24-1)-11
3. 設備の仕様及び確認事項	1.3-(24-1)-17
3.1. 系統構成設備	1.3-(24-1)-17
3.2. 計測制御設備	1.3-(24-1)-21
3.3. 電源設備	1.3-(24-1)-23
4. 参照文献	1.3-(24-1)-25
4.1. 規制要件関連図書	1.3-(24-1)-25
4.1.1. 設置許可基準規則	1.3-(24-1)-25
4.1.2. 技術基準規則	1.3-(24-1)-25
4.1.3. 基準	1.3-(24-1)-25
4.1.4. ガイド	1.3-(24-1)-25
4.1.5. 指針	1.3-(24-1)-26
4.2. 設計要件関連図書	1.3-(24-1)-27
4.2.1. 設置許可申請書	1.3-(24-1)-27
4.2.2. 工事計画認可申請書	1.3-(24-1)-27
4.2.3. 保安規定	1.3-(24-1)-27
4.2.4. 設計基準文書 (DBD)	1.3-(24-1)-27
4.2.5. 系統図及び技術図面	1.3-(24-1)-27
4.2.6. 設備図書	1.3-(24-1)-28

1. 概要

1.1. 本書の目的

本書は設計基準文書（DBD） 系統編の換気空調系統のうち、大飯4号機のアニュラス空気浄化系統について記載するものであり^(注)、設計要件（Design Requirements）について、関連法令、規則、基準、及び許認可申請図書等に準拠して記載する。記載内容に関する詳細については、「設計基準文書（DBD）作成マニュアル」に従うものとする。

(注) 換気空調系統は、放射性物質低減機能、冷暖房機能及び、二酸化炭素、水素濃度等の低減機能を有する系統で構成される。設置許可申請書には、主に放射性物質を低減する機能を有する換気空調系統について記載されており、その中でMS-1の当該系に位置付けられている換気空調系統は、アニュラス空気浄化系統と中央制御室空調系統のみである。（大飯4号機については、アニュラス空気浄化系統が安全補機室の閉じ込め機能及び放射性よう素濃度低減機能も有している。）

以上より、換気空調系統に関しては、アニュラス空気浄化系統と中央制御室空調系統についてのみ記載するものとする。

尚、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。

1.2. 系統の概要

アニュラス空気浄化系統は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、ダクト、弁、ダンパ等で構成され、設計基準事故時に、アニュラス及び安全補機室を隔離し、アニュラス及び安全補機室を負圧にするとともに放射性物質を低減する機能を有する系統である。(4.2.6.1 参照)

アニュラス空気浄化系統は、安全重要度分類上、特に重要度の高い安全機能である「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 (MS-1)」を有するため、多重性を持たせた設計としている。具体的には、アニュラス空気浄化ファンは、A トレン、B トレンにそれぞれ 1 台ずつ設置され、設計基準事故時に要求される排気風量を片トレンのみで供給可能な容量を有している。

また、アニュラス空気浄化系統は耐震 S クラスで設計される。

アニュラス空気浄化ファンの電動機は、各トレンで独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電する設計としている。また、全交流電源喪失時には非常用空冷式発電機を用いて非常用母線からの給電を復旧させることができる。

1.3. 章構成と記載事項

2章においては、アニュラス空気浄化系統に係る設計基準及びその基準を満足するための設計要件の考え方について記載する。

また、3章においては、2章にて記載される設計要件の考え方を踏まえ、アニュラス空気浄化系統を構成する各設備について、要求される機能が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項等を整理する。

章構成の詳細を、表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 各章における記載事項

章番号	章題	記載事項
1	概要	
1.1	本書の目的	当該 DBD の対象系統を明確にする。
1.2	系統の概要	当該系統の主たる機能、安全重要度、並びに構成について概略記載する。
1.3	章構成と記載事項	本表の 2 章以降の記載に倣い、当該 DBD について記載内容の大筋を記載する。
2	設計要件	
2.1	準拠すべき設置許可基準規則等	当該系統の設計に係り、準拠すべき設置許可基準規則を抽出して記載する。
2.2	系統の設計要件	2.1 で抽出した準拠すべき設置許可基準規則条文を、以下の安全機能と信頼性確保の 2 つの観点に区分して記載する。
2.2.1	安全機能に関する設計要件	系統機能整理表に基づき、当該系統の安全機能を記載する。安全機能毎にそれに関する設計要件を記載する。
2.2.2	信頼性に関する設計要件	次の 2 つの観点で、当該系統に必要な信頼性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.1	重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件	当該系統の安全重要度を踏まえ、多重性／多様性、独立性に関する設計要件を記載する。
2.2.2.2	その他の一般的な設計要件	外部／内部ハザードに対する損傷防止、耐環境性など、上記 2.2.1 及び 2.2.2.1 以外の設計要件を記載する。

3	設備の概略仕様及び確認事項	2.2.1 の設計要件を具体化する設備仕様と設備の確認事項を記載する。
	3.1 系統構成設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備の概略仕様を整理する。併せて、2.2.1 で挙げられた設計要件に紐づいて各構成設備に要求される事項と、それが実機で達成されていることを確認するための性能確認事項と確認方法を記載する。
	3.2 計測制御設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するために必要な手動動作を実現するため、当該系統の主な構成設備に対する中央制御室あるいは中央制御室外原子炉停止盤（EP 盤）からの監視・制御機能に関する仕様を整理する。なお、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
	3.3 電源設備	2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な電源の供給元を整理する。 なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。
4	参照文献	1～3 章において参照した文献一覧を記載する。

2. 設計要件

2.1. 準拠すべき設置許可基準規則等

アニュラス空気浄化システムは、以下に示す設置許可基準規則に基づき設計する。

【設置許可基準規則】

- 第二条 定義
- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設
- 第二十三条 計測制御システム施設
- 第二十四条 安全保護回路
- 第三十二条 原子炉格納施設
- 第三十三条 保安電源設備

【技術基準規則】

- 第十七条 材料及び構造
- 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 第二十一条 耐圧試験等
- 第四十三条 換気設備
- 第四十八条 準用

2.2. システムの設計要件

2.1 で示したアニュラス空気浄化システムが準拠すべき設置許可基準規則を次の通り区分して、区分ごとにアニュラス空気浄化システムの設計要件を示す。但し、第二条は全般にかかる事項であるため除く。また、第二十三条、第二十四条及び第三十三条については、アニュラス空気浄化システムの機能を発揮するための前提となる機能（制御や駆動源）を担う設備に関する事項であり、

個別の設計要件は計測制御系統、非常用電源系統に関する設計基準文書に記載することとし、本図書では記載しない。

① 安全機能に関する設計要件 (2.2.1)

- 第三十二条 原子炉格納施設

② 信頼性に関する設計要件 (2.2.2)

- 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 第四条 地震による損傷の防止
- 第五条 津波による損傷の防止
- 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第八条 火災による損傷の防止
- 第九条 溢水による損傷の防止等
- 第十二条 安全施設

2.2.1. 安全機能に関する設計要件

アニュラス空気浄化系統には、以下の安全機能が要求される。

- 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

上記安全機能が達成される設計であることは、系統毎の設計方針に基づき設備仕様を定める(4.2.1 参照) ことに加えて、原子炉施設全体としての安全解析を行う(4.2.1 参照) ことで確認している。そのため、当該系統の主要設備の仕様、及び、安全解析で使用した設計情報(解析想定) の範囲内であることが、原子炉施設全体の安全性を担保するための設計要件となる。以下では安全機能ごとに基本的な設計要件を記載するとともに表 2.2.1-1 に示すアニュラス空気浄化系統を対処設備として期待する設計基準事象の安全評価に紐づいて担保されるべき要件(制限事項) を示す。

1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能

アニュラス空気浄化系統は、原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合に、放射性物質の濃度を低減できなければならない。設計基準事象においてアニュラス空気浄化系統は対処設備として期待される。この機能を果たすために、以下の設計要件を満足する必要がある。

A) 閉じ込め機能 (アニュラス)

事故時アニュラス隔離ダンパは閉止され、アニュラス排気流量と相まって表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている時間以内にアニュラスを負圧達成することが設計要件となる。尚、事故時の負圧達成時間は通常時に確認できないため、その代わりに設計時間内にアニュラス隔離ダンパが閉止し、アニュラス設計排気流量が確立することが設計要件となる。

B) 放射性よう素濃度低減機能（アニュラス）

事故時原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした放射性よう素の低減能力として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されているよう素除去効率を確保すること及びアニュラス負圧達成後のアニュラス排気流量及び再循環流量の割合を確保することが設計要件となる。

C) 閉じ込め機能（安全補機室）

事故時再循環モード時に安全補機室に漏えいした放射性よう素が安全補機室外に漏えいしないように安全補機室隔離ダンパは閉止され、安全補機室排気流量と相まって表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されている時間以内に安全補機室を負圧にすることが設計要件となる。

D) 放射性よう素濃度低減機能（安全補機室）

事故時再循環モード時に安全補機室に漏えいした放射性よう素の低減能力として、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価において使用されているよう素除去効率を確保することが設計要件となる。

E) 排気筒放出機能

事故時アニュラス及び安全補機室負圧達成後にアニュラス空気浄化系統からの排気が、表 2.2.1-1 に示す設計基準事象の安全評価条件の通り、排気筒から放出されることが設計要件となる。排気筒高さは、事故時の線量評価に用いる放射性物質の相対濃度 (χ/Q) の計算条件のひとつである放出源の有効高さの根拠となるものである (4.2.1.2 参照)。

表 2.2.1-1 アニュラス空気浄化系統に係る安全解析事象と安全機能の関係

解析においてアニュラス空気浄化系統が動作している 設計基準事象			安全機能
			1)
分類	事象名	設置（変更）許可 申請書における 記載箇所	放射 性及 び放 出低 減機 能、 放射 線の 遮へ い
設計基準 事象	原子炉冷却材喪失	添付書類十 3.4.4	○
	制御棒飛び出し	添付書類十 3.4.5	○

2.2.2. 信頼性に関する設計要件

2.2.2.1. 重要度が特に高い安全機能を有する系統に関する設計要件

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）及び「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（JEAG4612-2010）」（4.1.5.2 参照）を参照すると、アニュラス空気浄化系統は、『安全上特に重要な関連機能』を有する MS-1 に分類され、設置許可基準規則による「重要安全施設」に分類される。

従って、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）2 項に従い、アニュラス空気浄化系統の内、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、最も厳しい単一故障を想定しても系統機能を満足する設計としなければならない。

また、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）6 項に従い、アニュラス空気浄化系統の内、重要安全施設に該当する範囲は原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としなければならない。

上記要求を踏まえ、アニュラス空気浄化系統は独立 2 系統で構成され、各系統にアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニットをそれぞれ 1 台設置している。アニュラス空気浄化ファンは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続し、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を有する設計としている（4.2.1.1 参照）。また、アニュラス空気浄化系統は、原子炉施設間で共用又は相互接続しない設計としている（4.2.1.3 参照）。

この設計構成を維持することが、多重性、独立性を担保するための設計要件となる。

2.2.2.2. その他の一般的な設計要件

2.1 で抽出される設置許可基準規則における要求のうち、2.2.1、2.2.2.1 以外で考慮すべき一般的な設計要件として、以下に示す対策を講じなければならない。

- 地震による損傷の防止
- 津波による損傷の防止
- 外部からの衝撃による損傷の防止
- 火災による損傷の防止（内部火災防護）
- 溢水による損傷の防止
- 耐環境性
- 飛散物による損傷の防止
- その他技術基準規則に関する事項

各項目の具体的な対策事項は、設計基準文書 一般事項編（4.2.4.1, 4.2.4.2, 4.2.4.3, 4.2.4.4, 4.2.4.5, 4.2.4.6, 4.2.4.7, 4.2.4.8）に明記される。

1) 地震による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第四条（4.1.1.3 参照）に従い、地震により安全機能が損なわれるおそれがない設計とする必要がある。

② 設計方針

設計要求を踏まえ、設置許可申請書および工認申請書の基本方針に示した通り、JEAG4601（4.1.5.3,4.1.5.4,4.1.5.5 参照）に基づく耐震設計としている。3章に示すアニュラス空気浄化系統に関する耐震設計の対象設備については、いずれも要求される耐震強度を有する設計（工認申請書の各設備の計算書：4.2.6.3 参照）としている。（4.2.4.1 参照）

2) 津波による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第五条（4.1.1.4 参照）に従い、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

設計要求を踏まえ、アニュラス空気浄化系統は津波影響を受けずにその機能が確保される設計としている。なお、津波防護施設または浸水防止設備を設置した場合は、津波に対して当該機能が十分に保持できていることを確認している。（4.2.4.6 参照）

i) アニュラス空気浄化系統の津波防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（4.1.5.1 参照）が定める重要度分類クラス 1、2 に属する施設及び耐震 S クラスの施設が該当する。（4.2.4.6 参照）

3) 外部からの衝撃による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第六条（4.1.1.5 参照）に従い、想定される自然現象（地震及び津波を除く）及び人為事象によりその安全性が損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

外部からの衝撃として竜巻、火山、外部火災を想定し、これらに対して防護する設計としている。

A) 竜巻防護

アニュラス空気浄化系統は、設計の妥当性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(4.1.4.3 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

(4.2.4.4 参照)

- i) アニュラス空気浄化系統の竜巻防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これらアニュラス空気浄化系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。なお、建屋内の施設で外気と繋がっている施設は、防護対象施設として設計する。

B) 火山防護

日本国内の現状の火山防護上の規制要求を踏まえ、「原子力発電所の火山影響評価ガイド」(4.1.4.4 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。

(4.2.4.8 参照)

- i) アニュラス空気浄化系統の火山防護に関する防護対象施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) これらアニュラス空気浄化系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。

C) 外部火災防護

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」(4.1.4.2 参照)に基づく評価によって、設計の適合性を確認している。(4.2.4.7 参照)

- i) アニュラス空気浄化系統の外部火災防護に関する防護対象設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(4.1.5.1 参照)が定める重要度分類クラス1、2に属する施設が該当する。
- ii) アニュラス空気浄化系統の防護対象施設は屋内の施設であることから、これらを内包する建屋により防護する設計としている。外部火災による二次的影響(ばい煙)については、適切な防護対策を講じることで防護対象施設の安全機能を損なわない設計としている。

4) 火災による損傷の防止（内部火災防護）

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される設計基準対象施設に該当するため、設置許可基準規則第八条（4.1.1.6 参照）に従い、設計基準において火災が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

アニュラス空気浄化系統は、内部火災防護設計で対象とする原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する系統に該当しないため、設計基準対象施設としては、内部火災防護設計は不要としている。なお、内部火災防護に関する設備として設置している換気空調系統については、「設計基準文書 一般事項編 内部火災防護」を参照のこと。（4.2.4.2 参照）

5) 溢水による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第九条（4.1.1.7 参照）に従い、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれない設計とする必要がある。

② 設計方針

アニュラス空気浄化系統は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備に該当することから、溢水源に対して、没水、被水、蒸気影響に対する溢水影響を確認し、溢水影響を受けずにその機能が確保されることを確認している。（4.2.4.3 参照）

6) 耐環境性

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる設計とする必要がある。

② 設計方針

安全施設は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。安全施設的设计条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に想定される圧力、温度、湿

度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できるよう設計している。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮している。

安全施設について、これらの環境条件は参照図書（4.2.6.2 参照）にて規定している。

7) 飛散物による損傷の防止

① 設置許可基準規則に基づく要求

アニュラス空気浄化系統は、設置許可基準規則第二条（4.1.1.1 参照）にて規定される安全施設に該当するため、設置許可基準規則第十二条（4.1.1.8 参照）に従い、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする必要がある。

② 設計方針

高速回転機器について、飛散物とならないよう機器設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払っている。（4.2.4.5 参照）

一方で、高温高压の流体を内包する 1 次冷却材管、主蒸気管、主給水管に対して仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力等によりアニュラス空気浄化系統の機能が損なわれることのないよう、配置上の考慮を払っている。またそれらの影響を低減させるための手段として、1 次冷却材管には、LBB を適用し、主蒸気・主給水管については配管ホイッププレストレイントを設置している。

（4.1.5.6, 4.2.4.5 参照）

タービンミサイル評価に対しては、タービン羽根、TGカップリング、タービン・ディスク、高压タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。（4.1.4.5, 4.2.1.3 参照）

8) 材料及び構造

設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。

9) 使用中の亀裂等による破壊の防止

クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物、クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れ

に対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。

使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。

10) 耐圧試験等

クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、当該機器の技術基準規則で定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に従って実施する。

11) 準用

① 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準の準用

アニュラス空気浄化システムは、設計基準対処施設に該当するため「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（4.1.2.7参照）に基づき、「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」を準用する設計とする。

3. 設備の仕様及び確認事項

2.2.1にて整理した本システムの安全機能の確保に寄与する主な構成設備を列挙し、各構成設備の仕様を整理する。併せて、安全機能が、実機において維持されていることを確認するための、性能確認事項及び確認方法を3.1～3.3に示す。

これらの項目の変更は同システムの安全機能の維持に抵触する可能性があることから、改造工事等を実施する際はこれらの項目が変更されるか否かを確認する必要がある。

3.1. システム構成設備

アニュラス空気浄化システムを構成する設備に対する安全機能を受けた性能要求が実機において確保されていることを確認するための性能確認事項及び確認方法を表3.1-1に示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備概要仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類A	工認要目表 参考資料-2	保安規定
A、Bアニュウラス空気浄化ファン	容量： 156m ³ /min 出力：18.5kW/個	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性より素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性より素濃度低減機能 (安全補機室)	容量： 約156m ³ /min/個	参考資料-2に示す。	-
A、Bアニュウラス空気浄化ファンユニット	よう素除去効率： 総除去効率： 95%、温度30℃ において 容量： 156m ³ /min	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 B) 放射性より素濃度低減機能 (アニュウラス) D) 放射性より素濃度低減機能 (安全補機室)	よう素除去効率： 95%以上 (相対湿度約80%、温度約50℃ において)	参考資料-2に示す。	よう素除去効率(総合除去効率)： 95%以上
アニュウラス給気第1隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス)	-	-	-
アニュウラス給気第2隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス)	-	-	-
アニュウラス排気第1隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス)	-	-	-
アニュウラス排気第2隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス)	-	-	-
安全補機室給気第1隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 C) 閉じ込め機能 (安全補機室)	-	-	-
安全補機室給気第2隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 C) 閉じ込め機能 (安全補機室)	-	-	-
安全補機室排気第1隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 C) 閉じ込め機能 (安全補機室)	-	-	-
安全補機室排気第2隔離ダンパ	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 C) 閉じ込め機能 (安全補機室)	-	-	-
A、Bアニュウラス排気ファン	空気作動ダンパ	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能 C) 閉じ込め機能 (安全補機室)	-	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備略称仕様	安全 重要度	機器クラス (DB/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項	
						設置許可 添付書類A	工認要目表
A、B安全補機室排気ファン	空気作動ファン	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 E) 放射線による素濃度低減機能 (安全補機室)	-	保安規定
A、Bアニュウラス全量排気弁	空気作動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-
A、Bアニュウラス少量排気弁	空気作動弁	MS-1	DB2 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-
A、B安全補機室事故時排気逆 止ダンパ	空気作動ファン	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス)	-	-
A、B格納容器排気ファン出口 ダンパ	空気作動ファン	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-
格納容器排気止めダンパ	空気作動ファン	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-
補助建屋排気止めダンパ	空気作動ファン	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-
補助建屋排気流量調節ダンパ	空気作動ファン	MS-1	- / -	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-
クラス4管ダクト	-	MS-1	DB4 / SA2	S	D) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 A) 閉じ込め機能 (アニュウラス) B) 放射性による素濃度低減機能 (アニュウラス) C) 閉じ込め機能 (安全補機室) D) 放射性による素濃度低減機能 (安全補機室) E) 排気筒放出機能	-	-

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「-」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

表3.1-1 各設備に対する安全機能を受けた性能要求と性能確認事項及び確認方法

機器名称	設備概略仕様	安全 重要度	機器クラス (DR/SA) (注1)	耐震 クラス	安全機能	許認可書類における記載事項		
						設置許可 添付書類A	工認要目表	保安規定
加熱コイル、防火ダンパ	—	MS-1	— / —	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 E) 非気筒放出	—	—	—
排気筒	地表高さ 73.0 m 口径 2.6m(丸 型) 2.7m×2.7m (角 型)	MS-1	— / —	S	D) 放射線物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び 放出低減機能 E) 非気筒放出	—	—	—

注1：機器クラスとは、技術基準規則第二条に定義される区分であり、技術基準規則が定める材料及び構造、使用中の亀裂等による破壊の防止、耐圧試験等に機器クラスごとに準拠した設計とする。なお、「—」はいずれのクラス区分にも該当しないことを示す。

3.2. 計測制御設備

表 3.1-1 に記載された機器のうち、本系統に係る安全機能を確保するために必要な手動動作を実現するため、中央制御室から監視・制御できることが要求される機器を、表 3.2-1 に抽出し、示す。

なお、表 3.2-1 に記載される機器については、その状態及び計測パラメータが中央制御室において確認できること、及び中央制御室から制御できることが要求されるため、機器の状態及びパラメータの値が中央制御室の状態表示灯（機器）、指示計（パラメータ）により表示されること、及び中央制御室の操作器から制御（操作）できることを確認する必要がある。

詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 計測制御系統」に示す。（4.1.1.10, 4.2.4.9, 4.2.5.2, 4.2.5.3, 4.2.5.4 参照）

また、それらが実機で達成されていることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.2-1 アニュラス空気浄化系統の設計要件を確認するために必要な計測制御設備

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、Bアニュラス空気浄化ファン	○	○	×	×
アニュラス給気第1隔離ダンパ	○	○	×	×
アニュラス給気第2隔離ダンパ	○	○	×	×
アニュラス排気第1隔離ダンパ	○	○	×	×
アニュラス排気第2隔離ダンパ	○	○	×	×
安全補機室給気第1隔離ダンパ	○	○	×	×
安全補機室給気第2隔離ダンパ	○	○	×	×
安全補機室排気第1隔離ダンパ	○	○	×	×
安全補機室排気第2隔離ダンパ	○	○	×	×
A、Bアニュラス排気ダンパ	○	○	×	×
A、B安全補機室排気ダンパ	○	○	×	×
A、Bアニュラス全量排気弁	○	○	×	×

機器またはパラメータ名称	中央制御室表示	中央制御室からの 制御機能	中央制御室外での 表示	中央制御室外からの 制御機能
A、Bアニュラス少量排気弁	○	○	×	×
A、Bアニュラス戻りダンパ	○	○	×	×
A、B格納容器排気ファン 出口ダンパ	○	○	×	×
格納容器排気止めダンパ	○	○	×	×
補助建屋排気止めダンパ	○	○	×	×
補助建屋排気流量調節ダンパ	○	○	×	×
アニュラス圧力	○	—	×	—
安全補機室圧力	○	—	×	—

【凡例】

○：表示または制御機能があるもの

×：表示または制御機能が無いもの

—：監視計器であるため制御機能が存在しないもの

3.3. 電源設備

2.2.1 を踏まえ、当該系統の安全機能を達成するための主な構成設備が機能するために必要な動力源の供給元（配電盤）を表 3.3-1 に示す。

なお、それら配電盤に給電する給電元電源は、非常用電源系統 DBD で整理することとし、詳細な設備仕様等は「設計基準文書 系統編 非常用電源系統」に示す。

(4.1.1.13, 4.2.5.5, 4.2.5.6, 4.2.5.7, 4.2.5.8 参照)。

なお、それらが実機で機能していることを確認するための確認行為は、系統構成設備のそれで包絡されるため、本章では特筆しない。

表 3.3-1 アニュラス空気浄化系統の設計要件を満足するために必要な電源設備

補 機	電 圧	給電元
A アニュラス空気浄化ファン	AC 440V	A 1 原子炉コントロールセンタ
B アニュラス空気浄化ファン	AC 440V	B 1 原子炉コントロールセンタ
アニュラス給気第 1 隔離ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
アニュラス給気第 2 隔離ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
アニュラス排気第 1 隔離ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
アニュラス排気第 2 隔離ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
安全補機室給気第 1 隔離ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
安全補機室給気第 2 隔離ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
安全補機室排気第 1 隔離ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
安全補機室排気第 2 隔離ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
A アニュラス排気ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
B アニュラス排気ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
A 安全補機室排気ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
B 安全補機室排気ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤

補 機	電 圧	給電元
Aアニュラス全量排気弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
Bアニュラス全量排気弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
Aアニュラス少量排気弁	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
Bアニュラス少量排気弁	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
Aアニュラス戻りダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
Bアニュラス戻りダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
A、B 格納容器排気ファン出口ダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
格納容器排気止めダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤
補助建屋排気止めダンパ	DC 125V	A 4 ソレノイド分電盤
補助建屋排気流量調節ダンパ	DC 125V	B 4 ソレノイド分電盤

4. 参考文献

4.1. 規制要件関連図書

4.1.1. 設置許可基準規則

- 4.1.1.1. 第二条 定義
- 4.1.1.2. 第三条 設計基準対象施設の地盤
- 4.1.1.3. 第四条 地震による損傷の防止
- 4.1.1.4. 第五条 津波による損傷の防止
- 4.1.1.5. 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 4.1.1.6. 第八条 火災による損傷の防止
- 4.1.1.7. 第九条 溢水による損傷の防止等
- 4.1.1.8. 第十二条 安全施設
- 4.1.1.9. 第十三条 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
- 4.1.1.10. 第二十三条 計測制御系統施設
- 4.1.1.11. 第二十四条 安全保護回路
- 4.1.1.12. 第三十二条 原子炉格納施設
- 4.1.1.13. 第三十三条 保安電源設備

4.1.2. 技術基準規則

- 4.1.2.1. 第二条 定義
- 4.1.2.2. 第十七条 材料及び構造
- 4.1.2.3. 第十八条 使用中の亀裂等による破壊の防止
- 4.1.2.4. 第二十条 安全弁等
- 4.1.2.5. 第二十一条 耐圧試験等
- 4.1.2.6. 第四十三条 換気設備
- 4.1.2.7. 第四十八条 準用

4.1.3. 基準

4.1.4. ガイド

- 4.1.4.1. 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- 4.1.4.2. 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- 4.1.4.3. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- 4.1.4.4. 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- 4.1.4.5. 原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」)

4.1.5. 指針

- 4.1.5.1. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 4.1.5.2. 安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010)
- 4.1.5.3. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1987
- 4.1.5.4. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984
- 4.1.5.5. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 - 1991 追補版
- 4.1.5.6. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998

4.2. 設計要件関連図書

4.2.1. 設置許可申請書

- 4.2.1.1. 本文五号 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
- 4.2.1.2. 添付書類六 変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書
- 4.2.1.3. 添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書
- 4.2.1.4. 添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

4.2.2. 工事計画認可申請書

- 4.2.2.1. 本文 要目表

4.2.3. 保安規定

- 4.2.3.1. 大飯発電所原子炉施設保安規定

4.2.4. 設計基準文書 (DBD)

- 4.2.4.1. 設計基準文書 一般事項編 耐震
- 4.2.4.2. 設計基準文書 一般事項編 内部火災防護
- 4.2.4.3. 設計基準文書 一般事項編 溢水防護
- 4.2.4.4. 設計基準文書 一般事項編 竜巻防護
- 4.2.4.5. 設計基準文書 一般事項編 飛散物防護
- 4.2.4.6. 設計基準文書 一般事項編 津波防護
- 4.2.4.7. 設計基準文書 一般事項編 外部火災防護
- 4.2.4.8. 設計基準文書 一般事項編 火山防護
- 4.2.4.9. 設計基準文書 系統編 計測制御系統
- 4.2.4.10. 設計基準文書 系統編 非常用電源系統

4.2.5. 系統図及び技術図面

- 4.2.5.1. 系統図
- 4.2.5.2. 原子炉制御系ループブロック図
- 4.2.5.3. 原子炉保護系ブロック図
- 4.2.5.4. シーケンス図（展開接続図）
- 4.2.5.5. 所内単線結線図
- 4.2.5.6. 原子炉コントロールセンタ単線結線図
- 4.2.5.7. 直流単線結線図
- 4.2.5.8. 電磁弁電源単線結線図

4.2.6. 設備図書

- 4.2.6.1. 換気空調系統（アニュラス空気浄化系統）に関する設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 4.2.6.2. 健全性に関する説明書
- 4.2.6.3. 耐震計算書
 - 4.2.6.3.1. アニュラス空気浄化ファンの耐震計算書
 - 4.2.6.3.2. アニュラス空気浄化フィルタユニットの耐震計算書
 - 4.2.6.3.3. ダクトの耐震計算並びに標準支持間隔の耐震計算について
 - 4.2.6.3.4. 平成 29 年度 大飯 3・4 号機 耐震評価に係る許認可審査助成委託(2QS-KON3/4-20170002)
 - 4.2.6.3.5. 基準地震動追加による低温配管耐震性影響評価委託（CV 外）(ZRS-KON4-20150047)

以上