資料２－３

泊発電所３号炉審査資料	
提出年月日	令和5年3月31日

泊発電所３号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
（重大事故等対処設備）
補足説明資料
比較表

令和５年３月

北海道電力株式会社

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

今回提出範囲

38 条
39 条
41 条
43 条
44 条
45 条
46 条
47 条
48 条
49 条
50 条
51 条
52 条
53 条
54 条
55 条
56 条
57 条
58 条
59 条
60 条
61 条
62 条
1 次冷却設備
原子炉格納施設
燃料貯蔵施設
非常用取水設備

泊発電所３号炉審査資料	
資料番号	SA59H-9　r.7.0
提出年月日	令和5年3月31日

泊発電所３号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
（重大事故等対処設備）
補足説明資料
比較表

59条

令和５年３月

北海道電力株式会社

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　原子炉制御室等（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		【女川・大飯】資料構成の相違 ・女川とは資料の順序が異なるが，内容は同等である。 ・大飯との資料順序も異なる。 ・本比較表では，他社資料に対する泊の資料の充足性を確認するため，泊の掲載箇所を一部移動している他，各社の記載箇所に泊の記載を再掲して比較しており，比較のために再掲する箇所を【 】で示した。
59 条	目次	目次 59条	
59-1 ＳＡ設備基準適合性 一覧表	59-1 SA 設備基準適合性一覧表	59－1 SA 設備基準適合性一覧表	
59-2 配置図	59-2 単線結線図 59-3 配置図 59-4 系統図	59－8 単線結線図 59－2 配置図 59－4 系統図	
59-3 アクセスルート			【大飯】記載箇所の相違 ・泊では，アクセスルート図は技術的能力 1.0.2 にて整理している。
59-4 試験・検査説明資料 59-5 系統図 59-6 （欠番） 59-7 ＳＡバウンダリ系統図（参考）	59-5 試験及び検査 59-6 容量設定根拠 59-7 保管場所図	59－3 試験・検査説明資料 【59－4 系統図を再掲して比較】 59－5 容量設定根拠 【59－2 配置図を一部再掲して比較】	【大飯】資料構成の相違 ・大飯では「SA バウンダリ系統図」として示しているが，内容としては泊では「系統図」として記載している内容と同等であるため，作成していない。
59-8 大飯３号炉および４号炉 原子炉制御室等（被ばく評価除く）について	59-8 原子炉制御室について（被ばく評価除く）	59－6 原子炉制御室等（被ばく評価除く）について	本資料については 26 条と共通の内容であり，26 条で比較表を作成している。
59-9 大飯発電所３号炉及び４号炉 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	59－7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	
59-10 大飯発電所３号炉及び４号炉 原子炉制御室等について			【大飯】資料構成の相違 ・大飯は 59－8 と 59－9 の補足的な事項を 59－10 として添付しているが，泊は女川同様 59-6，59-7 それぞれに添付している。
	59-10 非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について 59-11 非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について 59-12 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置について		②の相違 ・これらの資料は BWR 特有の設備についての説明資料であるため，泊では作成していない。また，これらの資料は比較表への掲載も行わない。 ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（53 条）でもあるアニュラス空気浄化設備の水素対策については 53 条で説明する。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

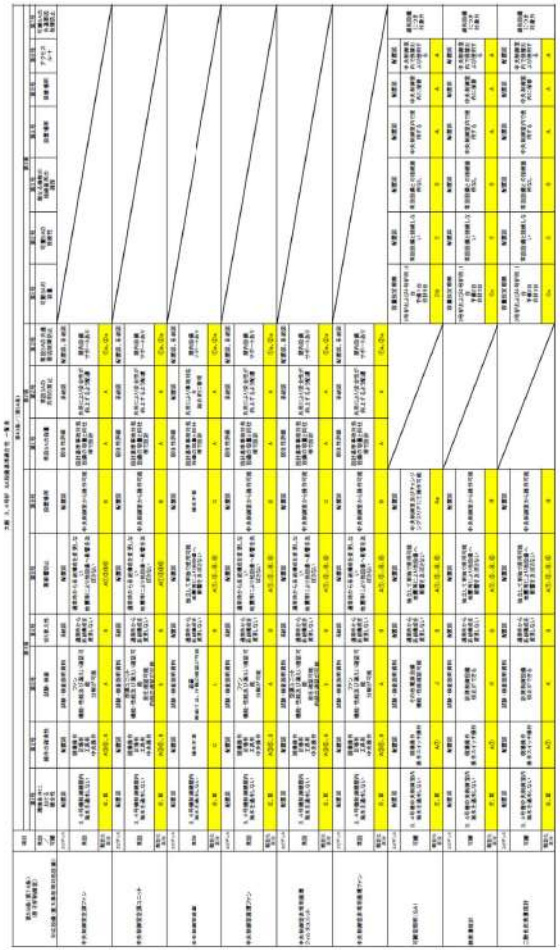
第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
59-1 SA設備基準適合性 一覧表	59-1 SA 設備基準適合性 一覧表	５９－１　ＳＡ設備　基準適合性一覧表	

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉



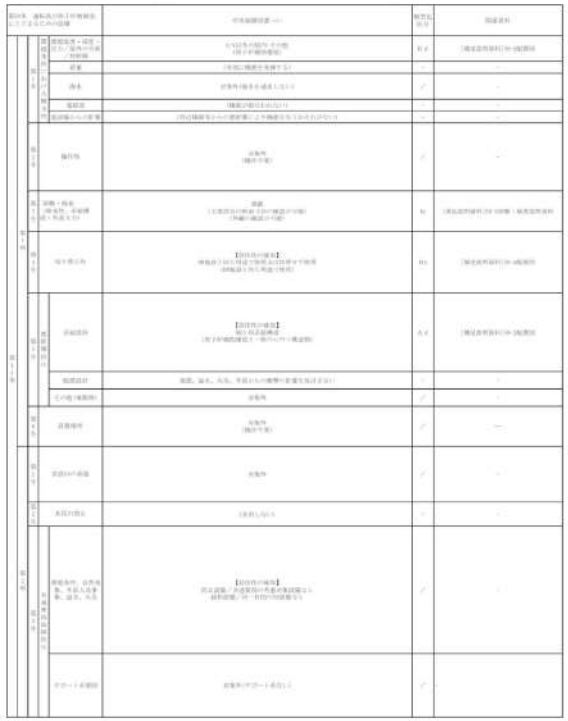
女川原子力発電所２号炉

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				申先制御室運転	類型化区分
第1章	第1節	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（同台機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		—	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		定期	L
			関連資料		—	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用・切替不要	N-L
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	100%容と同じ系統構成	A-d
				その他（機器別）	対象外	対象外
				関連資料	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		—	
		第7号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	D
			関連資料		—	
		第2節	共用の禁止		（共用しない設備）	—
			関連資料		—	
		第3節	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポートなし）	対象外
			関連資料		—	

泊発電所３号炉

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）



差異理由

【大飯】記載方針の相違
・大飯は１シートですべての設備について記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	女川原子力発電所２号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設） 第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 / 中央制御室待避所要求 / 類型化区分 第1項 / 環境条件における健全性 / 環境温度・湿度・圧力／屋外の気候／放射線 / その他の要因 / C 第1項 / 環境条件における健全性 / 荷重 / （有効に機能を発揮する） / － 第1項 / 環境条件における健全性 / 海水 / （海水を通水しない） / 対象外 第1項 / 環境条件における健全性 / 放射線からの影響 / （同時機器等から悪影響により機能を失うおそれがない） / － 第1項 / 環境条件における健全性 / 電磁的障害 / （電磁波により機能が損なわれない） / － 第1項 / 関連資料 / 59-3 配置図 第2項 / 操作性 / 操作不要 / 対象外 第2項 / 関連資料 / － 第3項 / 試験・検査（検査性、非破壊検査・外部入力） / 要求 / L 第3項 / 関連資料 / － 第4項 / 切替え性 / 本来の用途として使用・切替不要 / B b 第4項 / 関連資料 / － 第5項 / 悪影響防止 / 非安全設計 / 他設備から独立 / A v 第5項 / 悪影響防止 / その他（個別対） / 対象外 / 対象外 第5項 / 悪影響防止 / 関連資料 / 59-3 配置図 第6項 / 設置場所 / 操作不要 / 対象外 第6項 / 関連資料 / － 第1項 / 要設ＳＡの容量 / 重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの / A 第1項 / 関連資料 / － 第2項 / 共用の禁止 / （共用しない設備） / － 第2項 / 関連資料 / － 第3項 / 共通要因故障防止 / 環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災 / 対象外（共通要因の考慮対象設備なし） / 対象外 第3項 / 共通要因故障防止 / サポート系故障 / 対象外（サポート系なし） / 対象外 第3項 / 関連資料 / －		①の相違

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				整理区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（同台機器等の心理影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		59-3 配置図	
	第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		通信連絡設備	M
		関連資料		59-5 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本来の用途として使用・切替不要	切-b
		関連資料		59-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	1箇所2回に系統構成	A-d
			その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料	59-3 配置図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	H
		関連資料		59-3 配置図	
第2項	第1号	重大事故等の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	H
		関連資料		59-6 容量設定根拠	
	第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
		関連資料		－	
	第3号	悪環境条件下における健全性	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	同左設備＝対象（代替対象設備含む）＝屋内	A-a
			サポート系故障	対象（サポート系あり）＝集中型制御盤又は設置盤	C-a
		関連資料		59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	女川原子力発電所２号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）		①の相違

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			兼用電源設備（固定型）	類型化区分
第１項	第１号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力・屋外の気象・放射線	その他の建物内	C
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			機器損からの影響	（同じ機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
		関連資料		59-3 配置図	
	第２号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		59-3 配置図	
	第３号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		通信連絡設備	M
		関連資料		59-5 試験及び検査	
	第４号	切替え性		本来の用途として使用，切替不要	B b
		関連資料		59-4 系統図	
	第５号	悪影響防止	系統設計	隔離弁と同じ系統構成	A d
			その他（飛来物）	対象外	対象外
		関連資料		59-3 配置図	
	第６号	設置場所		中央制御室操作	B
		関連資料		59-3 配置図	
第２項	第１号	重大ＳＡの収束		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
		関連資料		59-6 容量設定根拠	
	第２号	共用の禁止		（共用しない設備）	—
		関連資料		—	
	第３号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象防護有り）－屋内	A a
			サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却媒体	C a
		関連資料		59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室送風機	設置比区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の構築物	C
			音響	（音響に機能を要求する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			感震機からの影響	（固定機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	10-2 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		10-2 配置図	
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		ファン	A
		関連資料		10-5 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本来の用途として使用、切替不要	B-b
		関連資料		10-1 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	他施設と同じ系統構成	A-d
			その他（飛来物）	対象外	対象外
			関連資料	10-1 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B
		関連資料		10-2 配置図	
第2項	第1号	容量	要設ＳＡの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
		関連資料		—	
	第2号	共用の禁止		共用しない設備	—
		関連資料		—	
	第3号	悪影響防止	環境条件、自然現象、人為事象、溶水、火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポート系あり）一般的な多様性拡張又は共用設備	C-a
		関連資料		10-2 単線結構図、10-1 配置図、10-1 系統図	

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室送風ファン	設置区分	関連資料
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の構築物（原子炉格納容器）	B-b	〔補足説明資料59-2関係〕
			音響	（音響に機能を要求する）	—	—
			海水	対象外（海水を通水しない）	—	—
			感震機	機能が損なわれない	—	—
			他設備からの影響	（固定機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	—
	第2号	操作性		【設計方針の補足】 環境条件 （主蒸気逃がし弁は、可搬型発電機ケーブル、人力で接続作業が可能） 中央制御室操作 （遠隔ボード操作、マニュアル操作）	A （主蒸気逃がし弁は、B）	〔設備説明資料59-3関係〕
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		ファン （機能・性能の確認が可能） （定期的に実施）	A	〔補足説明資料59-5関係・保安規定引用〕
	第4号	切替え性		【設計方針の補足】 操作器（切り替え）及び系統構成不要（常用系と同じ系統構成で使用）	B-b	〔補足説明資料59-4関係〕
	第5号	悪影響防止	系統設計	【設計方針の補足】 他と独立した系統構成 （設計基準対象施設として使用するSA設備と同じ系統構成）	A-d	〔補足説明資料59-4関係〕
			配置設計	地震、溢水、火災、本設からの飛来物の影響を受けない	—	—
			その他（飛来物）	対象外	—	—
	第6号	設置場所		中央制御室操作 （操作に当たり制御室で実施）	B	—
第2項	第1号	容量	要設ＳＡの容量	【設計方針の補足】 他設備と同等の容量 （制御盤1台が1個ずつ設置）	B	—
	第2号	共用の禁止		共用しない	—	—
	第3号	悪影響防止	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	【設計方針の補足】 防止設備（共通要因の考慮対象設備なし） （飛来物：同一区画の対象無し）	—	—
			サポート系故障	対象（サポート系あり） 異なる駆動源 （制御盤としての機能に対して系統的な多様への共通電源から給電）	C	—

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室換気系	制御比区分
第1項	第43条	第1号	環境条件における確認性	環境温度・湿度・圧力／屋外の気象／放射線	その他の建屋内	C
				遮蔽	（有効に機能を発揮する）	－
				換気	（換気を通気しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-2 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）	ファン	A
			関連資料	59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性	本来の用途として使用・切替不要	B-b
			関連資料	59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他施設と同じ系統構成	A-4
				その他（被修飾）	対象外	対象外
				関連資料	59-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B
			関連資料	59-3 配置図	
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	－	
		第2号	共用の禁止	（共用しない）設備）	－
			関連資料	－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	左欄（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却媒体	C-a
			関連資料	59-2 単線結線図、59-3 配置図、59-4 系統図		

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室換気システム	制御性区分	関連資料
第1項	第43条	第1号	環境条件における確認性	環境温度・湿度・圧力／屋外の気象／放射線	有効な機能を発揮する（原子炉補助建屋）	B-a	「補足説明資料59-2配置図
				遮蔽	（有効に機能を発揮する）	－	－
				換気	（換気を通気しない）	－	－
				電磁的	（機能が損なわない）	－	－
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	－
		第2号	操作性	【設計方針の補足】 制御盤 （工具操作：一般的な工具）（操作：想定作業チーム1名、ただし異動作も可能） 中央制御室操作 （操作エリア内、アクセス容易）	中央制御室操作 A-a B-a	「設計方針の補足」説明資料1.16.4
			試験・検査	ファン	B	「換気設備説明資料59-3配置・検査説明資料
			（検査性、系統構成・外部入力）	（機能・性能の確認が可能） （容易に可能）		
		第3号	切り替え性	【設計方針の補足】 切換操作は、単重故障を仮定しても操作エリアで確保 （切換操作に対して系統構成は不要）	B-a	「補足説明資料59-4系統図
		第4号	悪影響防止	系統設計	【設計方針の補足】 独立した系統構成 （設計基準対象施設として「飛来する物点1回に系統構成）	A-4	「補足説明資料59-4系統図
				他施設評価	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	－	－
				その他（被修飾）	対象外	－	－
		第5号	設置場所	中央制御室換気 （操作エリア内確保できる）	B	－
		第6号	常設SAの容量	【設計方針の補足】 制御盤の容量を十分 （制御盤の容量設計）	A	－
			共用の禁止	（共用しない）	－	－
		第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	【設計方針の補足】 防止設備／共通要因の考慮対象設備なし （制御盤：単一故障の仮定なし）	－	－
			サポート系故障	対象（サポート系あり） －異なる駆動源 （制御盤としての電源に対して多様性を持つ代替電源からの給電）	C	－

④の相違

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室再循環送風機	類型化区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／冠水影響	その他の場所内	C
			電源	（自ら機能を発揮する）	—
			冷水	（冷水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（同じ機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
		関連資料		59-2 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		59-2 配置図	
	第3号	試験・検査（独立性、系統構成・外部入力）		ファン	A
		関連資料		59-3 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本来の用途として使用 切替え不要	B-b
		関連資料		59-4 系統図	
	第5号	悪影響の防止	系統設計	他設備と同じ系統構成	A-d
			その他（飛来物）	対象外	対象外
		関連資料		59-4 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B
		関連資料		59-2 配置図	
第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機能の容量等が十分	B
		関連資料		—	
	第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	—
		関連資料		—	
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポートあり）一異なる駆動源又は冷却源	C-a
		関連資料		59-2 単線結線図、59-2 配置図、59-4 系統図	

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				中央制御室送風機ファン	類型化区分	関連資料
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／冠水影響	その他の場所内（冠水影響無）	B-d	【補足説明資料59-2配置図】
			電源	（自ら機能を発揮する）	—	—
			冷水	（冷水を通水しない）	—	—
			電磁的障害	（機能が損なわない）	—	—
			他設備からの影響	（同じ機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—	—
	第2号	操作性		【設計方針の補足】 制御操作 （工具操作（一般的な工具）（手動弁、ボルト締付ボックス、スパナ等）操作も可能） 中央制御室操作 （通常ルート経路、マスク着用）	B-d A-d	【技術的能力審査資料1.0.4】
	第3号	試験・検査（独立性、系統構成・外部入力）		ファン （機能・性能の確認が可能 冗長2つ構成）	A	【補足説明資料59-3試験・検査説明資料】
		関連資料		【設計方針の補足】 制御盤より、現場で起動状態を確認 （制御盤より常に系統構成で管理）	B-b	【補足説明資料59-4系統図】
	第4号	切替え性		【設計方針の補足】 ポンプ自動起動 （設計基準対象施設として復旧する場合と同じ系統構成）	A-d	【補足説明資料59-4系統図】
	第5号	悪影響の防止	系統設計	他設備と同じ系統構成	A-d	—
			その他（飛来物）	対象外	—	—
	第6号	設置場所		中央制御室操作 （操作は作業員被ばくで可能）	B	—
第2項	第1号	常設SAの容量		【設計方針の補足】 設計基準対象施設の容量等以上 （制御盤1台当たり設計）	A	—
	第2号	共用の禁止		（共用しない）	—	—
	第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	【設計方針の補足】 防止設備（共通要因の考慮対象設備なし） （制御盤、同一系統の分離盤なし）	—	—
			サポート系故障	対象（サポートあり） 異なる駆動源 （制御盤としての電源に対して系統的な同一の冗長電源からの給電）	C	—

【女川】設備名称の相違

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

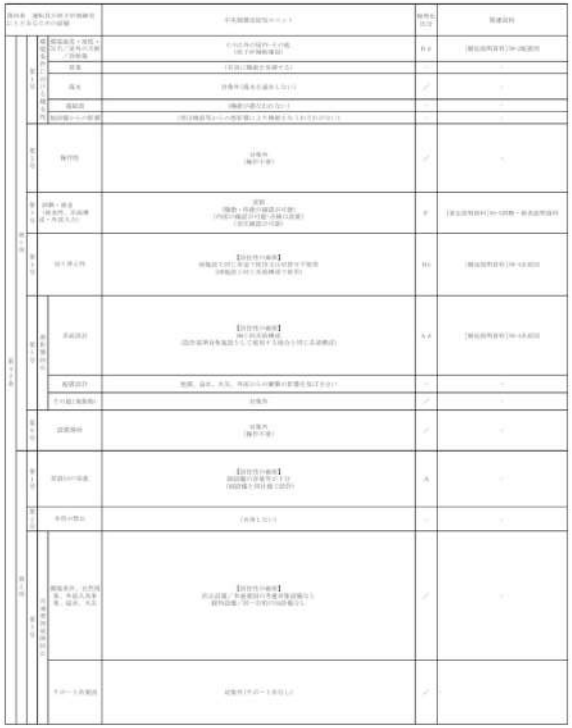
女川原子力発電所２号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室待避室設備フィルタ装置	類型化区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の使用内	C
			音響	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			被設備からの影響	（同じ機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	59-5 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		－	
	第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		空調ユニット	E
		関連資料		59-3 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本系の用途として使用，切替不要	該当なし
		関連資料		59-4 系統図	
	第5号	悪影響の防止	系統設計	他施設と同じ系統構成	A,d
			その他（機器別）	対象外	対象外
			関連資料	59-4 系統図	
	第6号	設置場所		操作不要	対象外
		関連資料		－	
第2項	第1号	要設計 SA への容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
		関連資料		－	
	第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
		関連資料		－	
	第3号	悪影響防止等	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	対象外（外部事象の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
		関連資料		－	

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			中央制御室待避室設備フィルタユニット	類型化区分	関連資料
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の使用内（原子炉補機冷却）	B-4	【補足説明資料59-3 配置図】
			音響	（有効に機能を発揮する）	－	－
			海水	（海水を通水しない）	－	－
			被設備からの影響	（同じ機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－	－
	第2号	操作性		操作不要（操作不要）	－	－
	第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		空調ユニット（機能・性能の確認が可能）（内部の確認が可能，外観の点検）（外部機能の確認）	E	【補足説明資料59-3 試験・検査性説明資料】
	第4号	切替え性		【設計方針の補足】 常設送り切り系統で確保するため設計上考慮不要（本施設は同じ系統構成で使用）	該当なし	【補足説明資料59-4 系統図】
	第5号	悪影響の防止	系統設計	【設計方針の補足】 独立系統構成（設計基準対象施設としても使用する場合は同じ系統構成）	A-d	【補足説明資料59-4 系統図】
			設置設計	地震，溢水，火災，外部からの衝撃の影響を及ぼさない	－	－
			その他（機器別）	対象外	－	－
	第6号	設置場所		対象外（操作不要）	－	－
		関連資料		－	－	－
第2項	第1号	要設計SAへの容量		【設計方針の補足】 設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分（同時使用を想定しない）	B	－
		関連資料		－	－	－
	第2号	共用の禁止		（共用しない）	－	－
		関連資料		－	－	－
	第3号	悪影響防止等	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	【設計方針の補足】 防止設置／系統構成等考慮対象設備なし（屋外設置（同一区画内の設置なし）	－	－
			サポート系故障	対象外（サポート系なし）	－	－

【女川】設備名称の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表(常設) 	⑤の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			データ表示装置（待避所）	類型化区分
第１項	第１号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	（通水を遮水しない）	対象外
			他設備からの影響	（同方機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	59-3 配置図	
	第２号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	59-3 配置図	
	第３号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）	通信連絡設備	M
		関連資料	59-5 試験及び検査	
	第４号	切替え性	本来の用途として使用，切替え不要	Ｂｂ
		関連資料	59-4 系統図	
	第５号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
			その他（飛来物）	対象外	対象外
		関連資料	59-3 配置図	
	第６号	設置場所	中央制御室操作	B
		関連資料	59-3 配置図	
	第７号	第１号	常設ＳＡの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
		関連資料	59-6 容量設定根拠		
		共用の禁止	第２号	（共用しない設備）	－
		関連資料	－		
		共通要因故障防止	第３号	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	対象外（通称設備（これ以外でも該当でもない設備）＝対象（同一目的のSA設備なし））	対象外
			サポート系故障	支援（サポート系あり）＝異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
		関連資料	59-2 単線結図図		

①の相違

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	女川原子力発電所２号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設） （詳細は別紙）		①の相違

大飯発電所３／４号炉

女川原子力発電所２号炉

女川原子力発電所２号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				新型化区分
第１項	第１号	環境条件における確実性	環境温度・湿度・圧力・屋外の天候・放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			鉄道機からの影響	（周辺機器等から悪影響による機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波による機能が損なわれない）	—
			関連資料	59-2 配置図，59-4 系統図	
	第２号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		59-3 配置図，59-4 系統図	
	第４号	試験・検査（独立性，系統構成・外部入力）		ファン	A
		関連資料		59-5 試験及び検査	
	第５号	切替え性		本来の用途として使用，切替え必要	B a
		関連資料		59-4 系統図	
	第６号	悪影響防止	系統設計	固定設と同じ系統構成	A st
			その他（電源他）	対象外	対象外
		関連資料		59-2 配置図，59-4 系統図，59-5 試験及び検査	
	第８号	設置場所		中央制御室操作	B
		関連資料		59-3 配置図	
第２項	第１号	要求されるＡＳの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	A
		関連資料		59-6 容量設定根拠	
	第２号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外
		関連資料		—	
	第３号	本設要件	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	対象外（屋外設置（又は固定でも屋外でもない設備）→対象（ⅳ）一目的の設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポート系あり）→異なる駆動源又は冷却原	C a
			関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

泊発電所３号炉

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					新型化区分	備考
第１項	第１号	環境条件における確実性	環境温度・湿度・圧力・屋外の天候・放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—	-
			海水	海水を通水しない	—	-
			鉄道機からの影響	（周辺機器等からの悪影響による機能を失うおそれがない）	—	-
	第２号	操作性		中央制御室操作	A	-
		関連資料		59-3 配置図，59-4 系統図		
	第４号	試験・検査（独立性，系統構成・外部入力）		ファン	A	
		関連資料		59-5 試験及び検査		
	第５号	切替え性		本来の用途として使用，切替え必要	B a	
		関連資料		59-4 系統図		
	第６号	悪影響防止	系統設計	固定設と同じ系統構成	A st	
			その他（電源他）	対象外	対象外	
		関連資料		59-2 配置図，59-4 系統図，59-5 試験及び検査		
	第８号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		59-3 配置図		
第２項	第１号	要求されるＡＳの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	A	
		関連資料		59-6 容量設定根拠		
	第２号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外	
		関連資料		—		
	第３号	本設要件	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	対象外（屋外設置（又は固定でも屋外でもない設備）→対象（ⅳ）一目的の設備なし）	対象外	
			サポート系故障	対象（サポート系あり）→異なる駆動源又は冷却原	C a	
			関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図		

差異理由

②の相違

・PWR においては，アニュラス空気浄化ファンにより，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し，アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後，排気筒から排出することで放射性物質の濃度を低減する設計を採用している。

・また，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にはアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベを用いて排気弁を開操作する。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

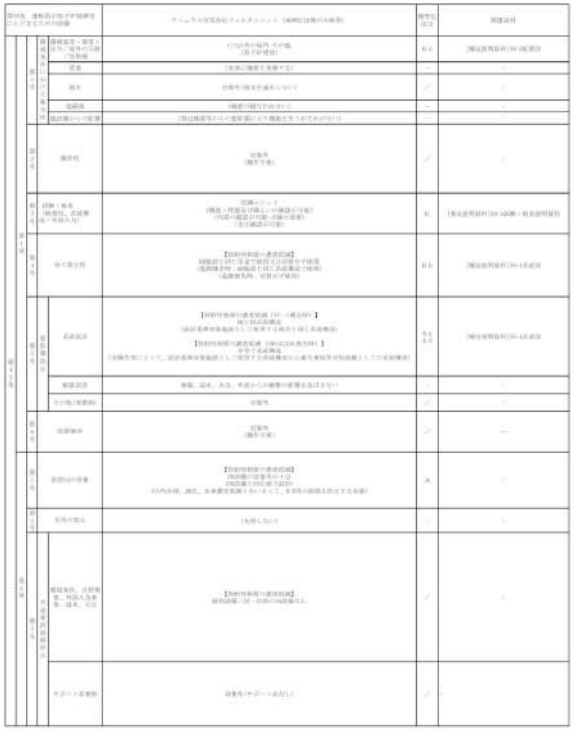
第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉　SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			原子炉建屋プローアウトパネル閉止装置	類型化区分
第１項	第１号	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 屋外	B，D
			荷重	（右記に機能を発揮する）	－
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（同設備喪失から重要度による機能を失うおそれがない）	－
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	59-3 配置図，59-4 系統図	
	第２号	操作性		中央制御室操作，現場操作	A，B
		関連資料		59-3 配置図，59-4 系統図	
	第３号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他	N
		関連資料		－	
	第４号	切替え性		本来の用途として使用，切替不要	Ⅲｋ
		関連資料		59-4 系統図	
	第５号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｅ
			その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料	59-4 系統図	
	第６号	設置場所		現場操作（設置場所で操作可能） 中央制御室操作	Ａｅ，Ｂ
		関連資料		59-3 配置図	
第２項	第１号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
		関連資料		－	
	第２号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
		関連資料		－	
	第３号	悪影響防止	環境条件（自然現象，人為事象，溢水，火災）	対象外（隔離弁閉）（ＳＡ時のみ使用でない設備）→対象（Ⅲ－１）の設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポート系あり）→異なる駆動源又は冷却源	Ｃｅ
		関連資料		59-2 単線結線図	

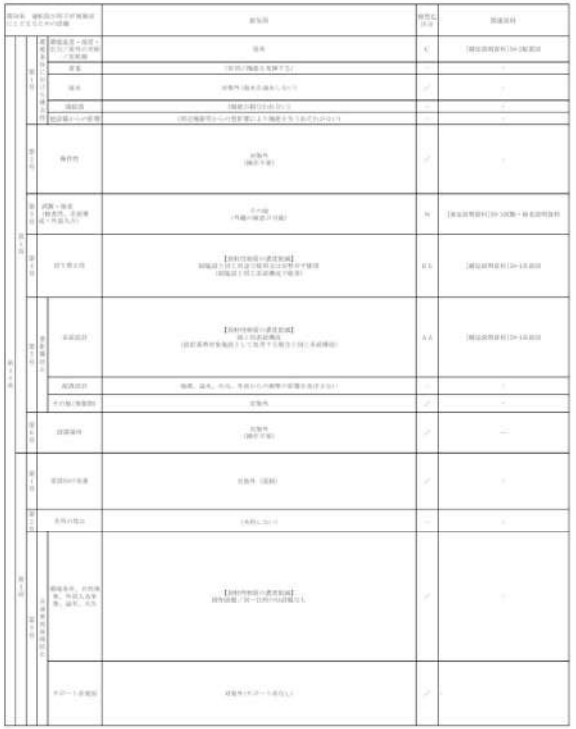
泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）



②の相違

・PWR においては，アニュラス空気浄化ファンにより，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し，アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後，排気筒から排出することで放射性物質の濃度を低減する設計を採用している。

・また，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にはアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベを用いて排気弁を開操作する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設） 	②の相違 ・PWR においては，アニュラス空気浄化ファンにより，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し，アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後，排気筒から排出することで放射性物質の濃度を低減する設計を採用している。 ・また，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にはアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベを用いて排気弁を開操作する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	女川原子力発電所２号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型） （詳細は次頁以降）		①の相違

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				設置変更許可	類型化区分
第59条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／設計基準	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（同台機間等から悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（保全性，系統構成・外部入力）		供用期間設備	K
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用，切替え不要	D-b
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A-c
				その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料		—	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
		第6号	関連資料		59-3 配置図	
	第2項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
		関連資料			59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		対象外	対象外
		関連資料			—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
		関連資料			—	
		第4号	設置場所		（制限値までの長くなるおそれの少ない場所を確定）	—
		関連資料			59-3 配置図	
		第5号	保管場所		屋内（本建屋内の共通対象設備なし）	A-b
		関連資料			59-7 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		（アクセス不要）	対象外
		関連資料			—	
		第7号	共通要因故障対策	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	対象外（59－8 別の設備なし又は代替可能設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外	対象外
			関連資料		—	

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				設置変更許可	類型化区分	関連資料
第59条	第1項	第1号	環境条件における健全性	電磁的障害・地震・「竜巻の影響」・「火山の影響」・「森林火災」・「飛来物」	屋内設置の可搬型設備（その他の建屋内）	A-c	「補足説明資料59-3配置図」
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—	—
				海水	対象外（海水を通水しない）	—	—
				他設備	（機能が損なわれない）		
				他設備からの影響	（同台機間等から悪影響により機能を失うおそれがない）		
		第2号	操作性		操作容易 （操作スペース確保，作業工数が少ないこと，操作スイッチ類が一目瞭然であること等を踏まえ操作できる）	A-c，A-b	—
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		供用期間設備 （健全性を示すことができる機能・性能の確認（材料の確認）ができる） （検査ができる）	J	「補足説明資料59-5試験・検査説明資料」
		第4号	切替え性		本来の用途以外に用途が変更されず切替えを要しない （接続方式で共通化使用）	D-b	—
		第5号	悪影響防止	系統設計	【判定基準の補足】 ・他設備から独立 （他の設備から独立して使用可能）	A-c	—
				配置設計	飛散，溢水，火災，外部からの衝撃の影響を考慮する	—	—
				その他（飛散物）	対象外	—	—
		第6号	設置場所		常設耐震 （地震時でも可搬型設備が干渉しない）	A-c	「補足説明資料59-3配置図」
	第2項	第1号	可搬ＳＡの容量		【判定基準の補足】 ・その他設備 （作業時間及び防護服の着用者の数等を確定できるもの） （海水淡水化装置，緊急時対策所のベンチレーションユニット及びこれと容量が同等の設備）	C	「補足説明資料59-6容量設定根拠」（可搬型設備等（可搬ポンプ，可搬型発電機，可搬型電源供給ケーブル，可搬型計測器，可搬型空気圧縮機等）の容量設定の考え方について）
		第2号	可搬ＳＡの接続性		対象外 （接続口統一）	—	—
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	—	—
		第4号	設置場所		設置場所 （作業時間及び防護服の着用者の数等を確定できるもの） （接続口は，ホース長の確保ができる範囲に設置）	B	「補足説明資料59-3配置図」
		第5号	保管場所		【判定基準の補足】 ・屋内（本建屋内の共通対象設備なし，屋内 保管容量：同一目的の対象設備なし，屋内）	A-b	「補足説明資料59-7保管場所図」
		第6号	アクセスルート		対象外（アクセス不要）	—	「各機器の配置計画について」
		第7号	共通要因故障対策	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	【判定基準の補足】 同台設備，共通要因の考慮対象設備なし （他の設備，同一目的の対象設備なし）	—	—
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	—	—

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				整理区分
第1項	第1号	環境条件における検討	環境条件・屋内・圧力／屋外の天候／放射線	その他の機能内	C
			耐震	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（同位機器等から悪影響により本機能を失うおそれがない）	－
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		59-3 配置図	
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		計装制御設備	K
		関連資料		59-9 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本来の用途として使用、切替不要	B-b
		関連資料		－	
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A-c
			その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料	－	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B
		関連資料		59-3 配置図	
第2項	第1号	可搬SAの容量		その他設備	C
		関連資料		59-9 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性		対象外	対象外
		関連資料		－	
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
		関連資料		－	
	第4号	設置場所		放射線量の high くなるおそれの少ない場所を選定）	－
		関連資料		59-3 配置図	
	第5号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A-b
		関連資料		59-7 保管場所図	
	第6号	アクセスルート		（アクセス不要）	対象外
		関連資料		－	
	第7号	共通要因故障防止対策	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	対象外（同一目的の設備なし又は代替対象機器なし）	対象外
			サポート系故障	対象外	対象外
			関連資料	－	

【再掲】

泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				整理区分	
第1項	第1号	環境条件における検討	環境条件・屋内・圧力／屋外の天候／放射線	その他の機能内（中央制御室及び可搬型設備等）	C-d	関連資料
			耐震	（有効に機能を発揮する）	－	
			海水	（海水を通水しない）	－	
			他設備からの影響	（同位機器等から悪影響により本機能を失うおそれがない）	－	
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	
	第2号	操作性		現場操作（ハンドル） （操作スイッチ操作：容易な操作スイッチによる確実に操作できる）	A-d A-f	
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		計装制御設備 （機能入力による機能・性能の確認（模擬の組合せ可能） （独立の回路）	J	関連資料第61-1-10表・関連資料第61
	第4号	切替え性		接続口の口径を統一することで接続不可能 （接続口の口径を異にする）	B-b	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【保安管理の徹底】 （他設備から独立して操作可能）	A-c	
			配置設計	地震、溢水、火災、作業者の不安全行動を考慮する）		
			その他（飛散物）	対象外	－	
	第6号	設置場所		現場操作 （操作は中央制御室で可能）	A-d	関連資料第61-1-10表
第2項	第1号	可搬SAの容量		【保安管理の徹底】 （可搬型の容量） （中央制御室の状況確認や現場の機能喪失検知できるもの） （事象発生1時、経過時点1時までを目標時のハードアクションとして余裕のある操作）	C	関連資料第61-1-9表 容量設定根拠 （接続口の口径を統一することにより、給油量低下による給油遅れ防止について、また、燃料消費率について、燃料消費率曲線図について）
	第2号	可搬SAの接続性		対象外 （接続なし）	－	－
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	－	－
	第4号	設置場所		放射線量の high くなるおそれの少ない場所を選定 （放射線の high くなるおそれの少ない場所を選定）	B	関連資料第61-1-10表
	第5号	保管場所		【保安管理の徹底】 屋内設備（共通要因の考慮対象設備なし）屋内 屋外設備（同一目的の設備なし）屋外	A-b	関連資料第61-1-10表
	第6号	アクセスルート		対象外（アクセス不要）	－	（自然現象による影響を考慮）
	第7号	共通要因故障防止対策	環境条件、自然現象、人為事象、溢水、火災	【保安管理の徹底】 屋内設備（共通要因の考慮対象設備なし） 屋外設備（同一目的の設備なし）	－	－
			サポート系故障	対象外（サポートなし）	－	－

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

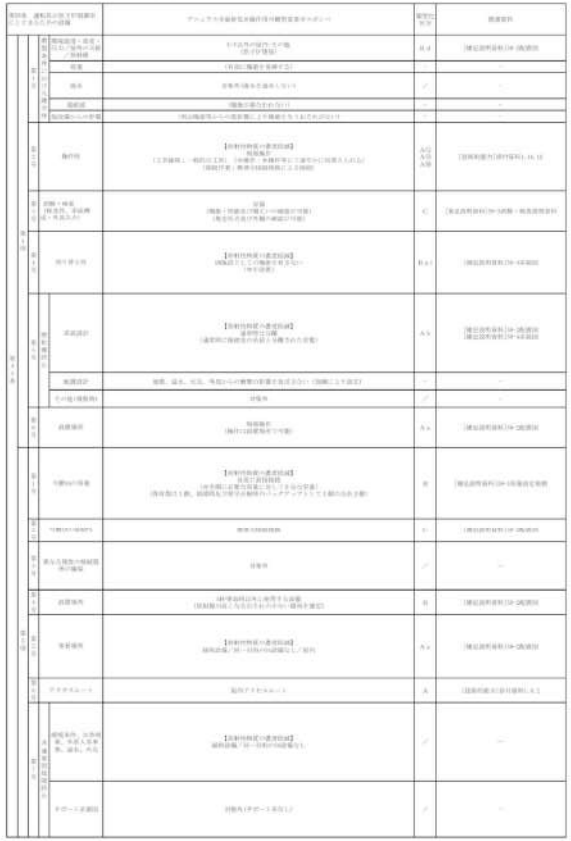
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

女川原子力発電所２号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬型）

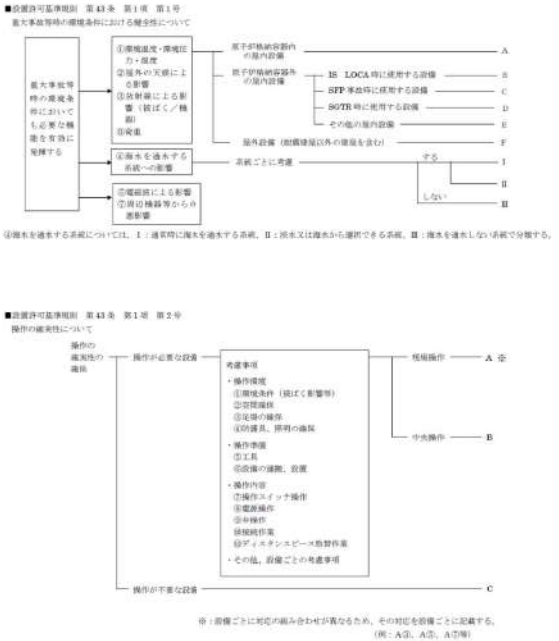
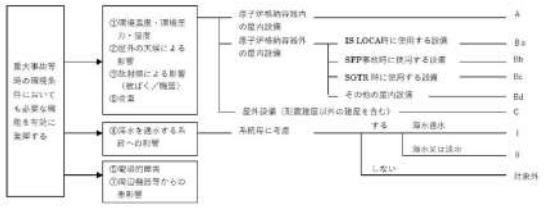
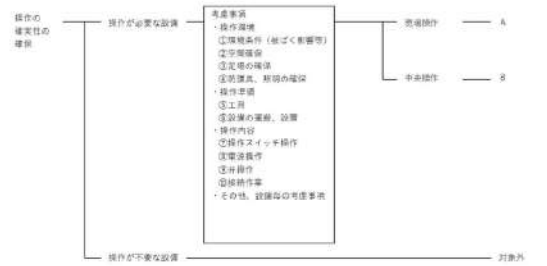
第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				可搬型要求（SA）	類型化区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境条件（温度・圧力・湿度・放射線・荷重及び海水を通水する系統の機能）に対する健全性	その他の建屋内	C
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（同時機能喪失に悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性		設備の運搬・設置	B-c
		関連資料		59-3 配置図	
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		その他屋外設備	J
		関連資料		59-3 試験及び検査	
	第4号	切替え性		本来の用途として使用・切替不要	B-b
		関連資料		—	
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A-c
			その他（機器他）	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	D
		関連資料		59-3 配置図	
第2項	第1号	可搬SAの容量		その他設備	C
		関連資料		—	
	第2号	可搬SAの接続性		上下階関係接続	C
		関連資料		—	
	第3号	異なる複数の接続口の確保		対象外	対象外
		関連資料		—	
	第4号	設置場所		放射線量が高くなるおそれの少ない場所を確保	—
		関連資料		59-3 配置図	
	第5号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A-b
		関連資料		59-7 保管場所図	
	第6号	アクセスルート		（アクセス不要）	対象外
		関連資料		—	
	第7号	共通要因故障防止対策	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	許おでも損傷でもない設備（代替対象制御設備有り）	B
			サポート系要因	対象外	対象外
		関連資料		—	

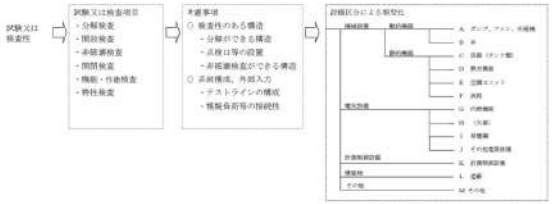
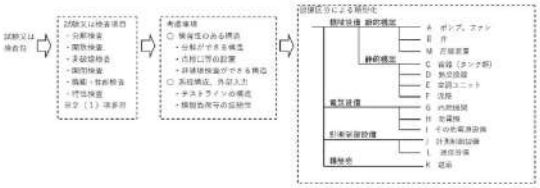
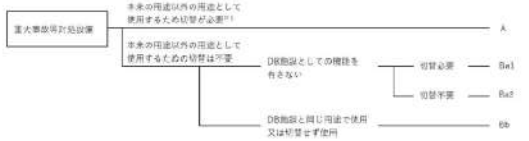
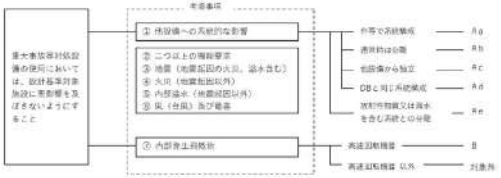
泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬）

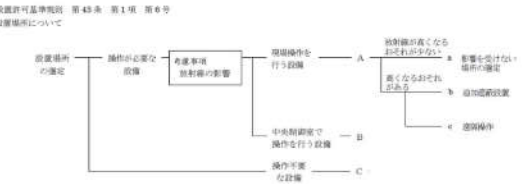
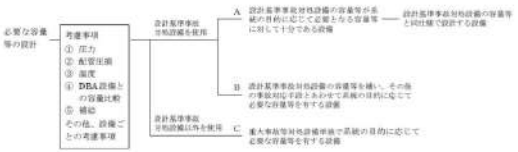
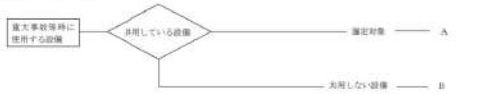
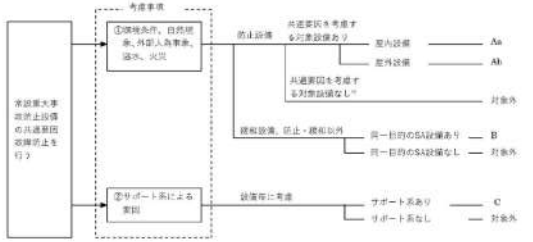
第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備				可搬型要求（SA）	類型化区分	関連資料
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境条件（温度・圧力・湿度・放射線・荷重及び海水を通水する系統の機能）に対する健全性	その他の建屋内（ＳＡ）	C-4	「補足説明資料19-2配置図
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—	—
			海水	（海水を通水しない）	—	—
			電磁波	（機器は影響を受けない）	—	—
			他設備からの影響	（同時機能喪失に悪影響により機能を失うおそれがない）	—	—
	第2号	操作性		現場操作 （操作スイッチ操作，ハンドル操作，ブレーカ操作による確実に機能できること） （接続作業，電源ケーブル接続など，接続確認を含め一手もしくは簡易の接続とする）	共通 A-b B-b	「設備の概要」（添付資料）11.7
	第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他 （機能・性能の確認が可能）	J	「補足説明資料19-2試験・検査説明資料
	第4号	切替え性		切替えをする場合 （切替えを不要とする）	B-a-2	—
	第5号	悪影響防止	系統設計	【設計方針の概要，行為特になし対応】 他設備から独立 （他の設備から隔離して使用可能）	A-c	—
			配置設計	地震，溢水，火災，外部からの衝撃の影響を受けにくい	—	—
			その他（機器他）	対象外	—	—
	第6号	設置場所		現場操作 （操作を行う装置等までの移動ルートを含む作業環境を考慮した操作を行うための詳細手順）	B-a	「補足説明資料19-2配置図
第2項	第1号	可搬SAの容量		【設計方針の概要，行為特になし対応】 その他 （重大事故等時における系統構成の操作数（その操作による操作時間） （重大事故等時における各ポンベユニット及び可搬型の容量と同じとする操作時間） （操作余裕含む），接続先は接続するためのハッチなどとして １箇所含めて１箇）	C	「設置許可基準」の４項目の確認方法（接続口の詳細について）による重大事故等時への配慮設備について
	第2号	可搬SAの接続性		上下階関係接続	C	—
	第3号	異なる複数の接続口の確保		対象外	—	—
	第4号	設置場所		放射線量が高くなるおそれの少ない場所を確保 （放射線が高くなるおそれの少ない場所を確保）	B	「補足説明資料19-2配置図
	第5号	保管場所		【設計方針の概要，行為特になし対応】 同じ建屋，号機等の不要な対象設備なし，屋内 使用設備（同一目的の同設備なし， 予備設備含む同じ目的の同設備なし）	A-b	「補足説明資料19-2配置図
	第6号	アクセスルート		屋内アクセスルート	A	「保管場所及び保管場所」A-1
	第7号	共通要因故障防止対策	環境条件，自然現象，人為事象，溢水，火災	【設計方針の概要，行為特になし対応】 同じ設備，号機等の不要な対象設備なし，屋内 使用設備（同一目的の同設備なし，	A-b	「補足説明資料19-2配置図
			サポート系要因	対象外（ケース１） 屋内設備 （接続箇所までの電源に対して，基礎的な手順＋内作業範囲から接続）	対象外	—

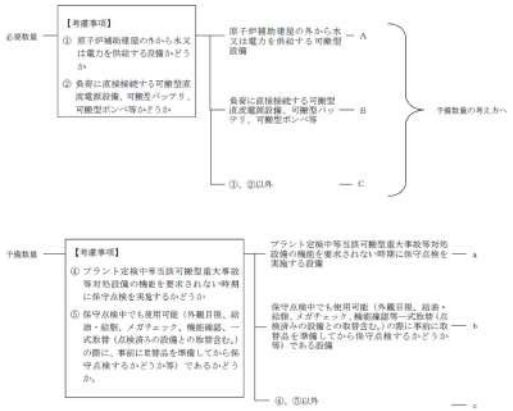
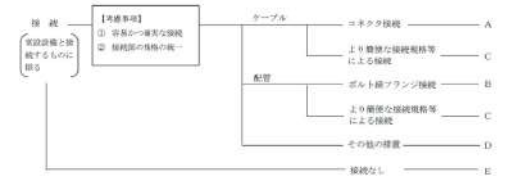
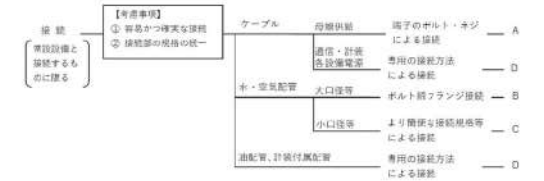
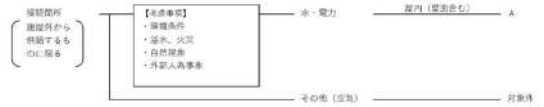
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		泊発電所３号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬） 	②の相違 ・PWR においては，アニュラス空気浄化ファンにより，原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し，アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後，排気筒から排出することで放射性物質の濃度を低減する設計を採用している。 ・また，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にはアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベを用いて排気弁を開操作する。

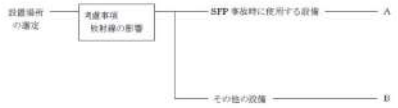
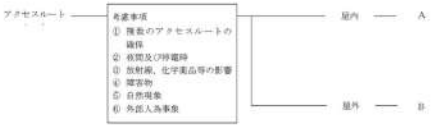
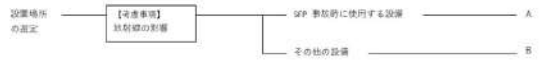
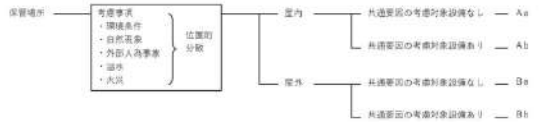
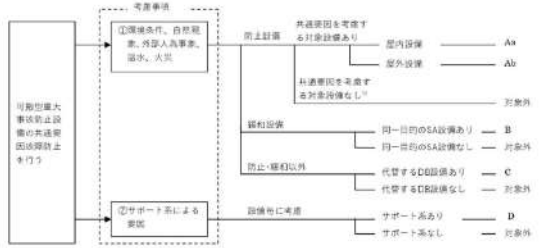
第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
大飯３、４号炉 ＳＡ設備基準適合性一覧表の記号説明  ⑤海水を通水する系統については、Ⅰ：通常時に海水を通水する系統、Ⅱ：淡水又は海水が選択できる系統、Ⅲ：海水を通水しない系統で分類する。 ※：設備ごとに対応の組み合わせが異なるため、その対応を設備ごとに記載する。 （例：A①、A②、A①等）		泊３号炉 SA設備基準適合性一覧表の記号説明 ■ 設置許可基準規則 第43条 第１項 第１号 重大事故等時の環境条件における健全性について  ■ 設置許可基準規則 第43条 第１項 第２号 操作の確実性について  	【女川】大飯審査実績の反映

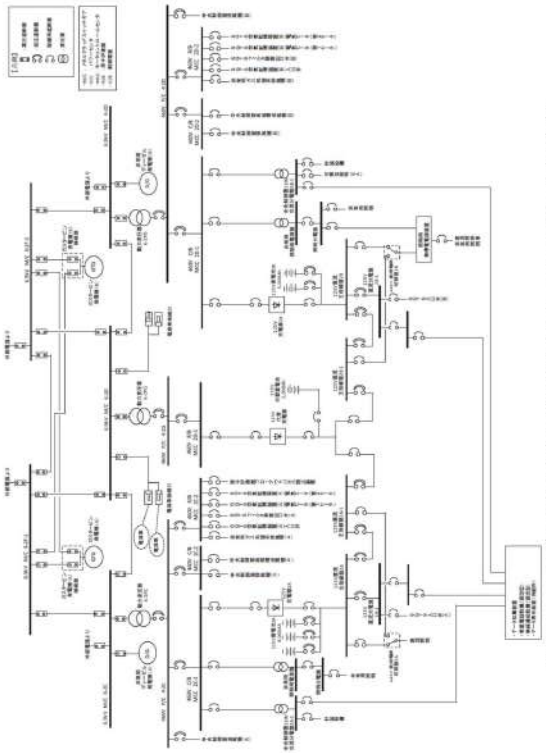
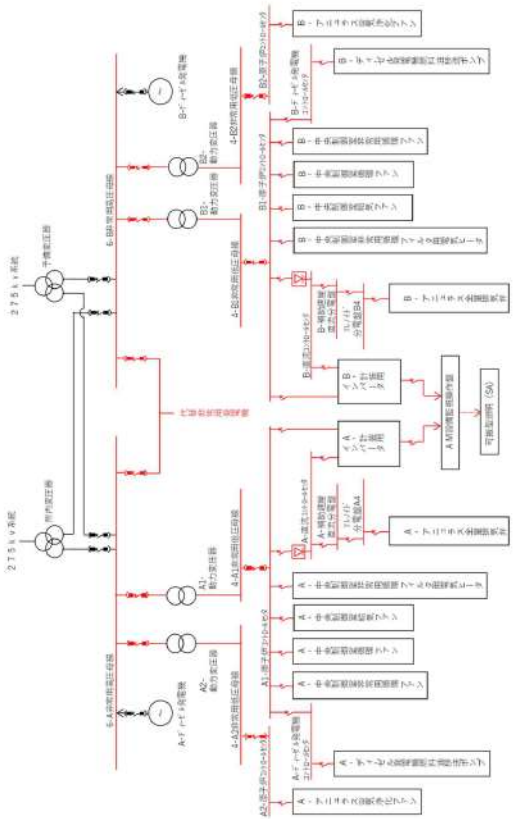
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
■設置許可基準規則　第43条　第1項　第3号 試験又は検査性について  		■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号 試験又は検査性について  	【女川】大飯審査実績の反映
■設置許可基準規則　第43条　第1項　第4号 切り替え性について  		■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号 切り替え性について  	
■設置許可基準規則　第43条　第1項　第5号 重大事故等対処設備の悪影響防止について  ※：Aについては、Aと考慮事項の番号を記載する。（例：A①、A②等）		■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号 重大事故等対処設備の悪影響防止について  	

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
■設置許可基準規則　第43条　第1項　第6号 設置場所について  ■設置許可基準規則　第43条　第2項　第1号 常設重大事故等対処設備の容量等について  ■設置許可基準規則　第43条　第2項　第2号 発電用原子炉施設での共用の禁止について  ■設置許可基準規則　第43条　第2項　第3号 常設重大事故防止設備の共通要因故障について  ※：記号の記載については、考慮事項の番号＋ａ又はｂを記載する。（例：①ａ、①ｂ、②ａ、②ｂ）		■ 設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号 常設重大事故等対処設備の容量等について  ■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号 常設重大事故等対処設備の容量等について  ■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号 発電用原子炉施設での共用の禁止について 区分 | 設計方針 | 関連資料 | 備考 － | 2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。 | － | ■ 設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号 常設重大事故防止設備の共通要因故障について  	【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
■設置許可基準規則　第43条　第3項　第1号 可搬型重大事故等対処設備の容量等について  ■設置許可基準規則　第43条　第3項　第2号 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について  ■設置許可基準規則　第43条　第3項　第3号 異なる複数の接続箇所の確保について  		■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第1号 可搬型重大事故等対処設備の容量等について  ■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第2号 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について  ■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第3号 異なる複数の接続箇所の確保について  	【女川】大飯審査実績の反映

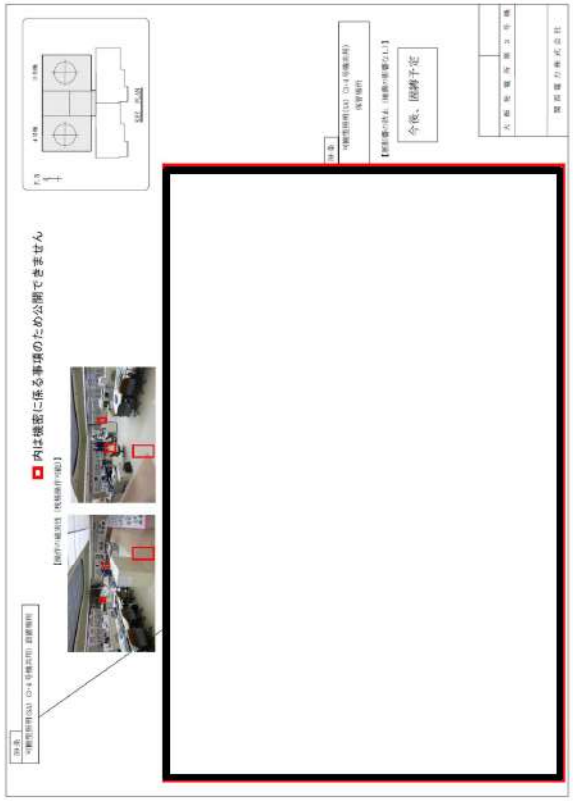
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
■設置許可基準規則　第43条　第3項　第4号 可搬型重大事故等対処設備の設置場所について  ■設置許可基準規則　第43条　第3項　第5号 保管場所について  ■設置許可基準規則　第43条　第3項　第6号 アクセスルートについて  ■設置許可基準規則　第43条　第3項　第7号 重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について  ※：記号の記載については，考慮事項の番号＋ａ又はｂを記載する。（例：①ａ，①ｂ，②ａ，②ｂ）		■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第4号 可搬型重大事故等対処設備の設置場所について  ■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第5号 保管場所について  ■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第6号 アクセスルートについて  ■ 設置許可基準規則　第43条　第3項　第7号 重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について  	【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		【泊欄は５９－８を掲載して比較する。】	
	59-2 単線結線図	５９－８単線結線図	【女川】記載箇所の相違 ・記載箇所が異なるため，泊の「５９－８単線結線図」を移動して比較を実施する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-2-1　２号炉常設代替交流電源設備系統図（ガスタービン発電機～中央制御室）	【泊欄は５９－８を掲載して比較する。】  図 59-8-1　３号炉常設代替交流電源設備系統図（代替非常用発電機～中央制御室）	

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載順序の相違 ・配置図については比較のため，大飯の掲載順を女川に合わせ再構成している。
59-2 配置図	59-3 配置図	５９－２ 配置図	
３号炉			【大飯】記載表現の相違 ・大飯は３号炉と４号炉を区別して記載している。
		凡例 ：設計基準事故対処設備等 ：重大事故等対処設備	【女川・大飯】 ・泊は凡例を記載。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
【大飯欄は p59-2-5 を掲載】			



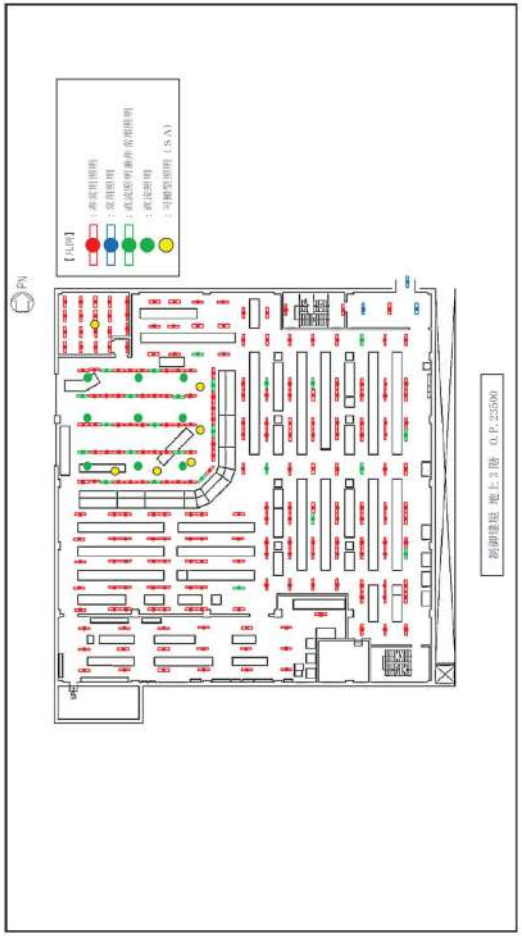


図 59-3-1 中央制御室及び中央制御室待避所 可搬型照明（SA）配置図（使用時）

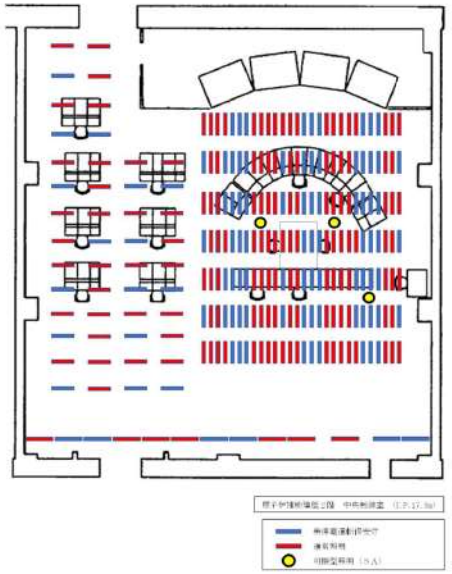
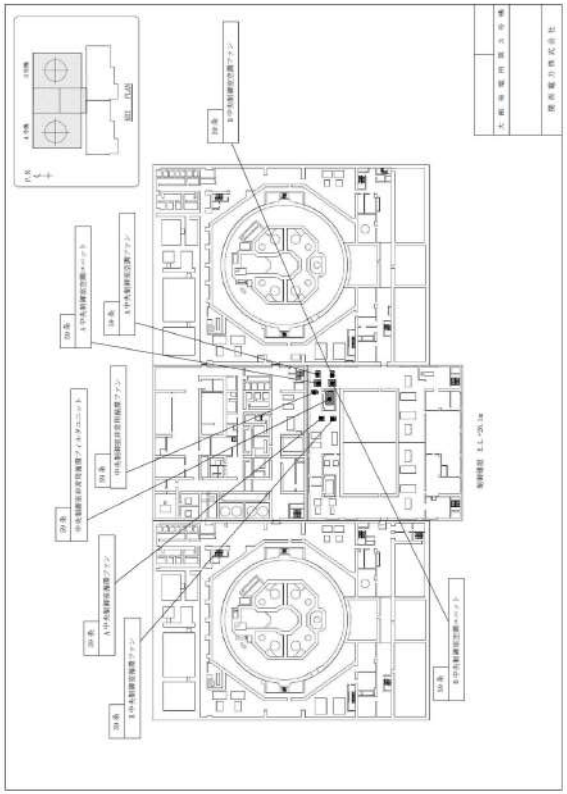


図59-2-1　中央制御室　可搬型照明（SA）配置図（使用時）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-2 中央制御室待避所正圧化バウンダリ 配置図 （制御建屋地上３階） 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
【大飯欄は p59-2-6 を掲載】			



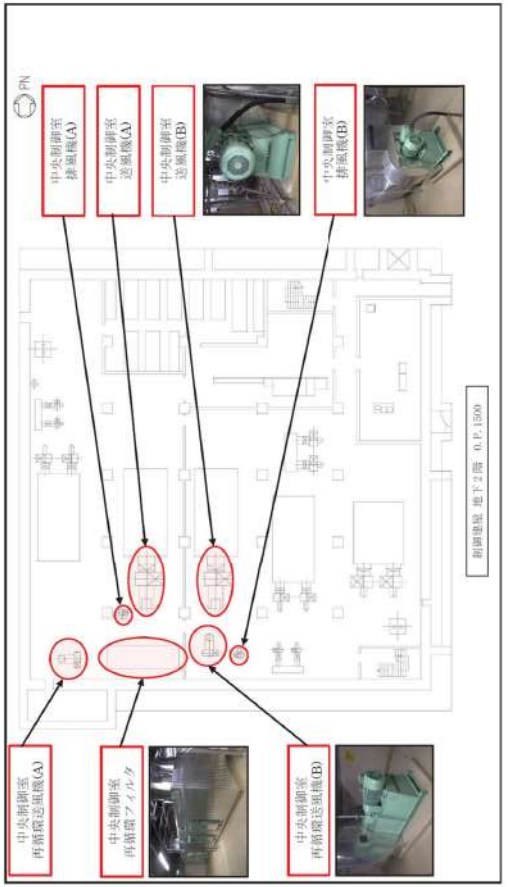


図 59-3-3 中央制御室換気空調系設備 配置図
（制御建屋地下２階）

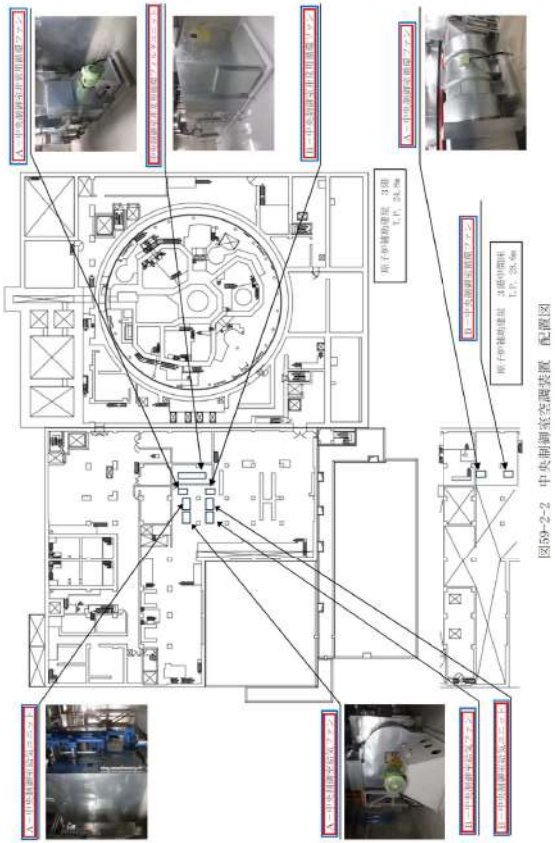
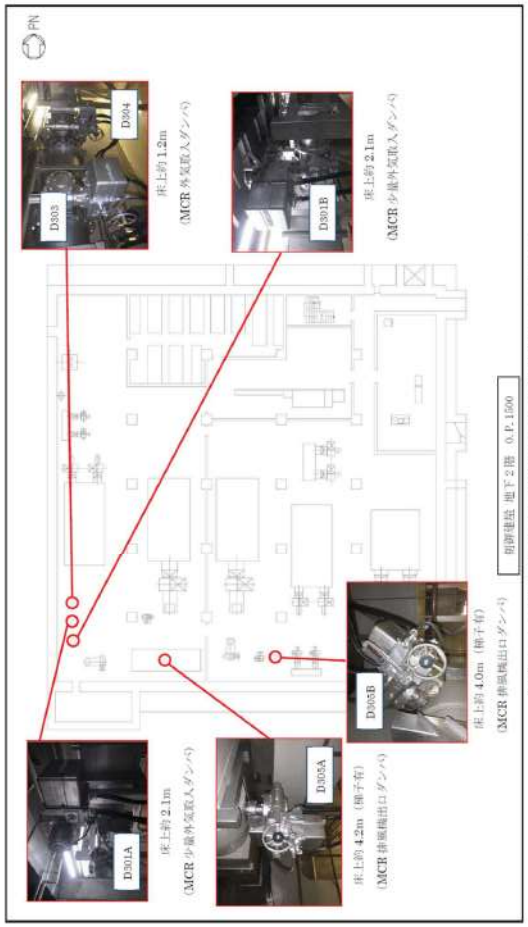
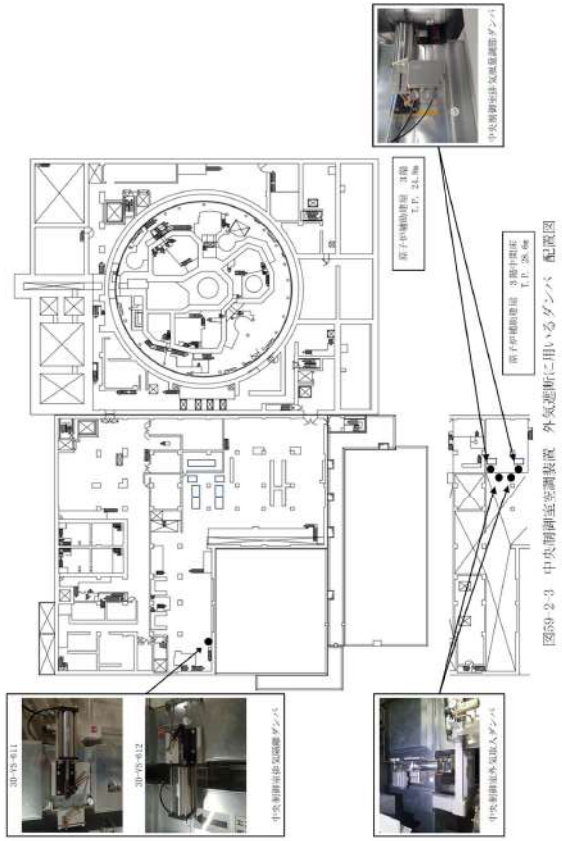
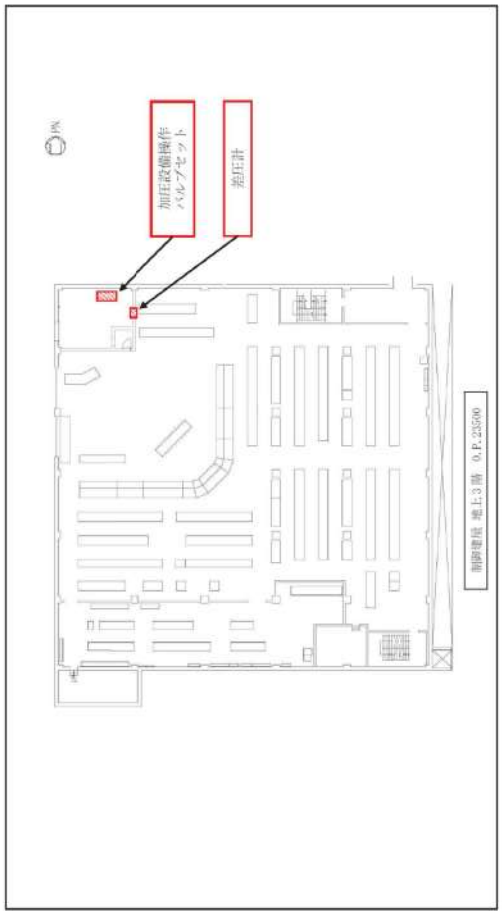
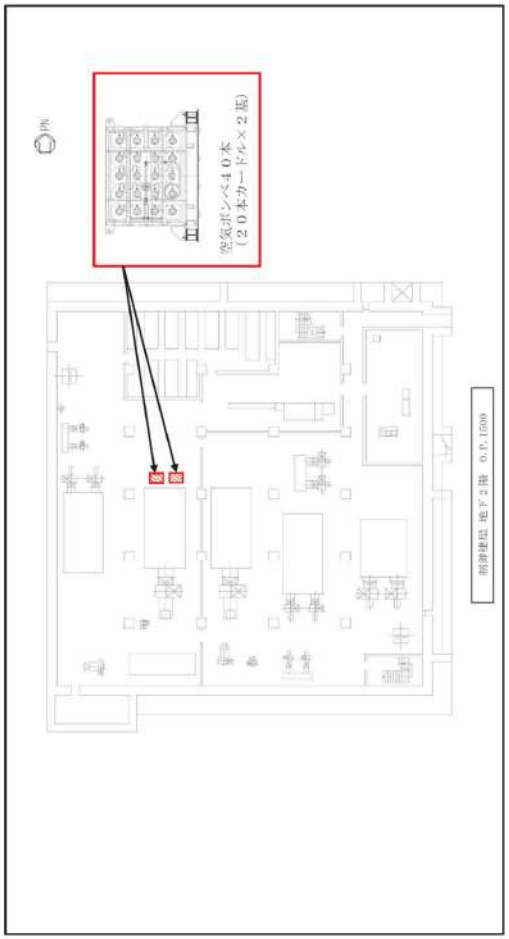
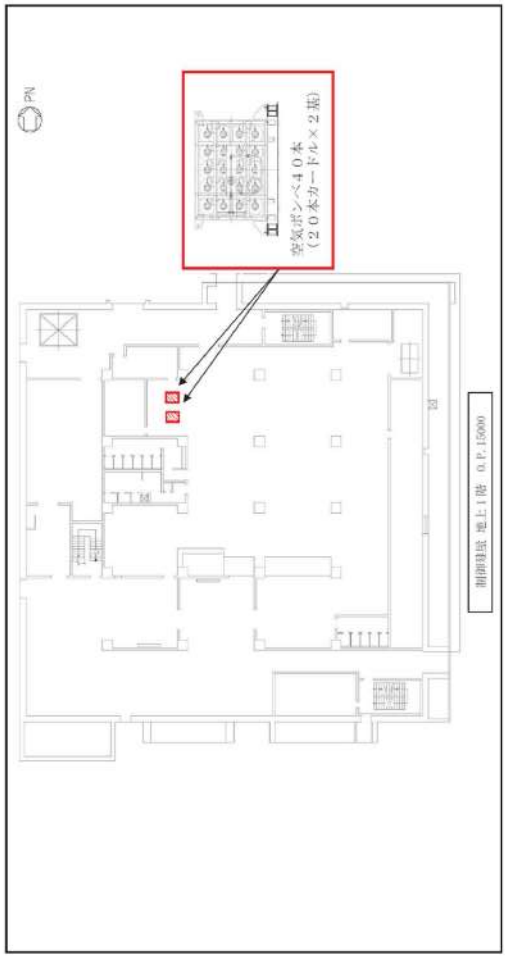


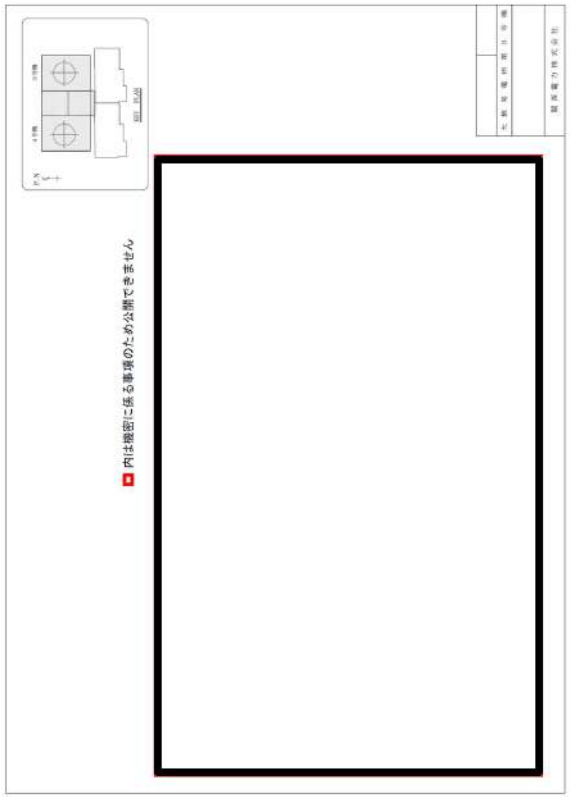
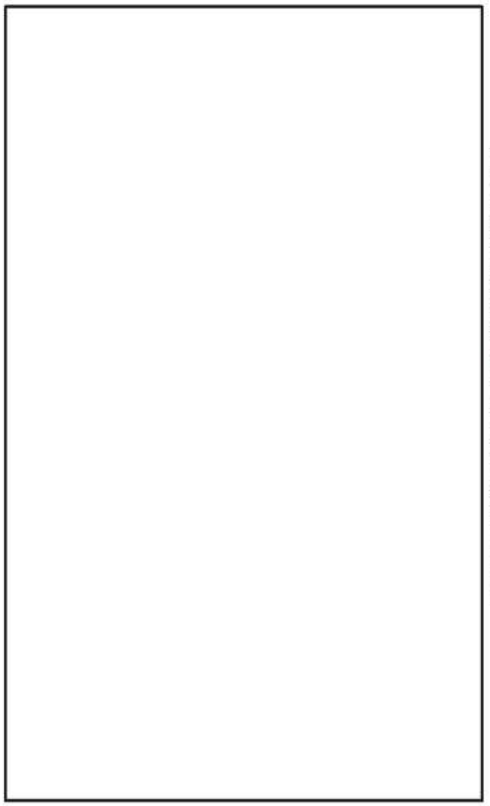
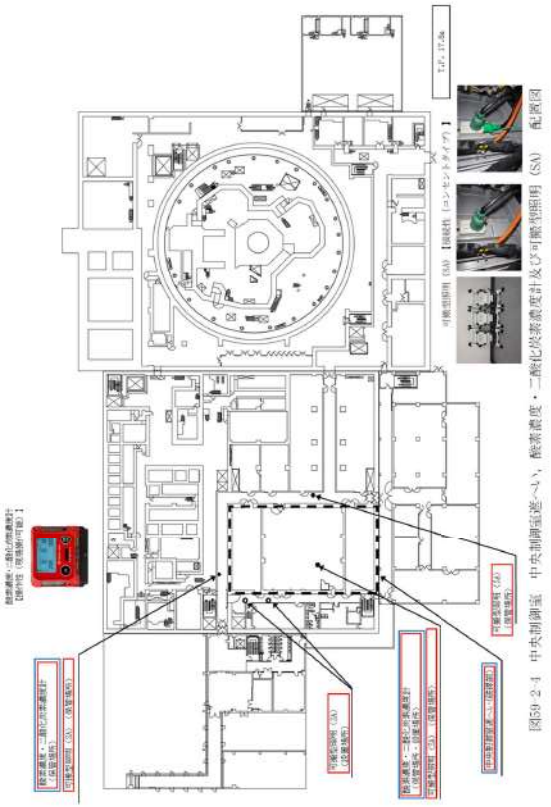
図59-2-2 中央制御室空調装置 配置図

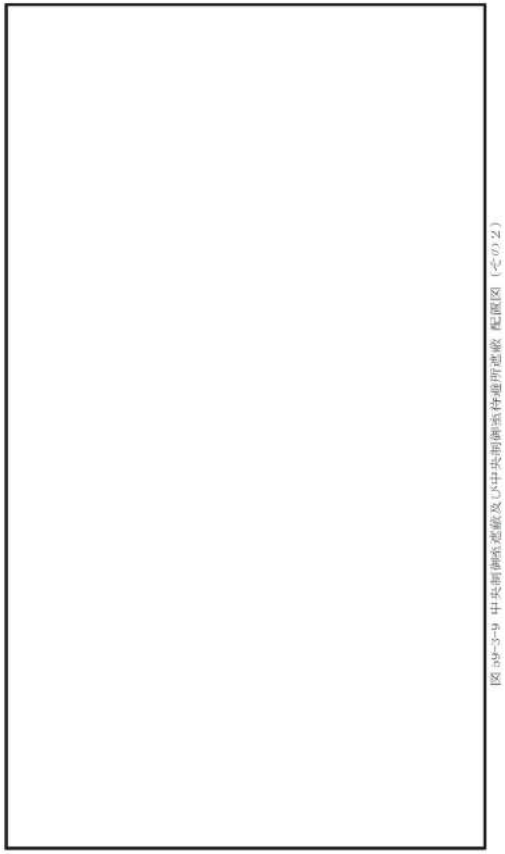
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-4 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 （制御建屋地下２階）	 図59-2-3　中央制御室空調装置　外気遮断に用いるダンパ　配置図	

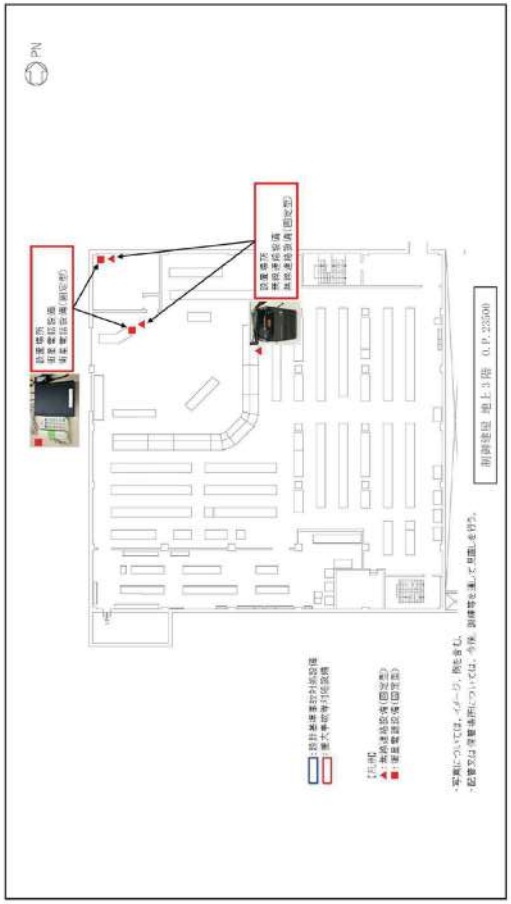
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-5 中央制御室待避所加圧設備 配置図（その１） （制御建屋地上３階）		①の相違

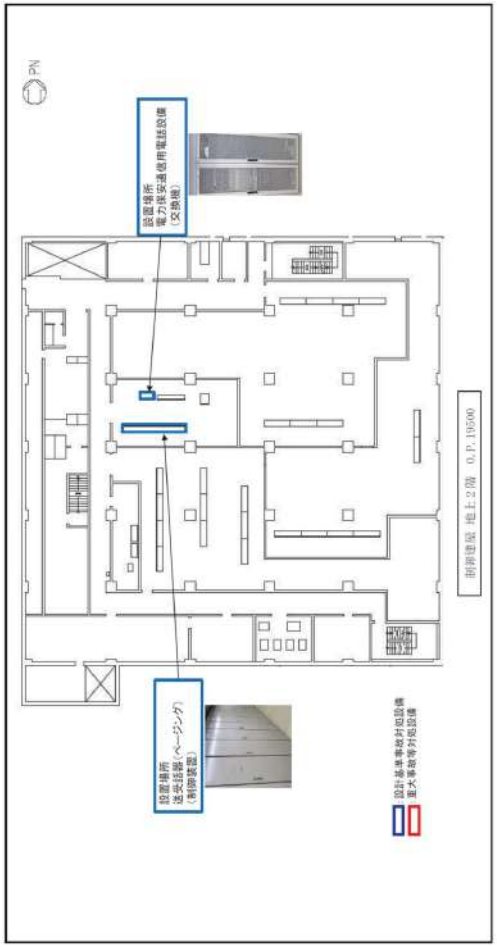
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図59-3-6 中央制御室待避所加圧設備 配置図（その2） （制御建屋地下2階）		①の相違

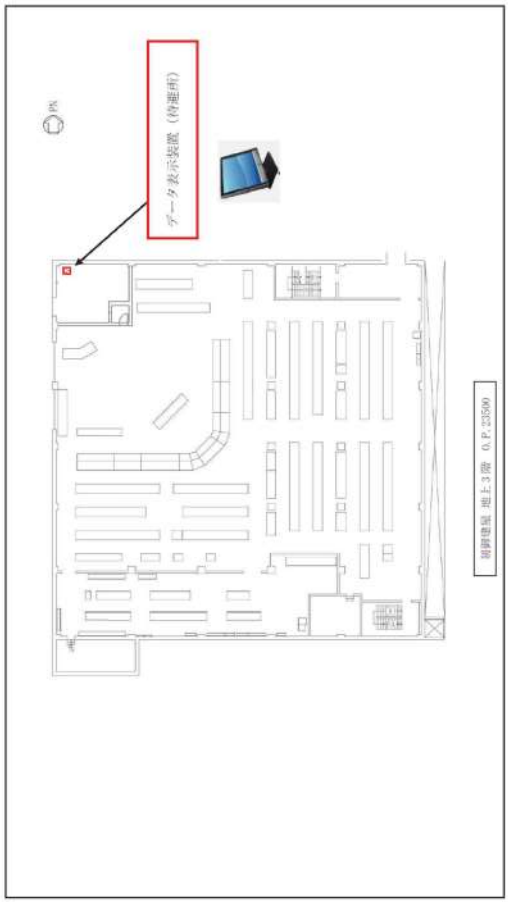
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-7 中央制御室待避所加圧設備 配置図（その3） （制御建屋地上1階）		①の相違

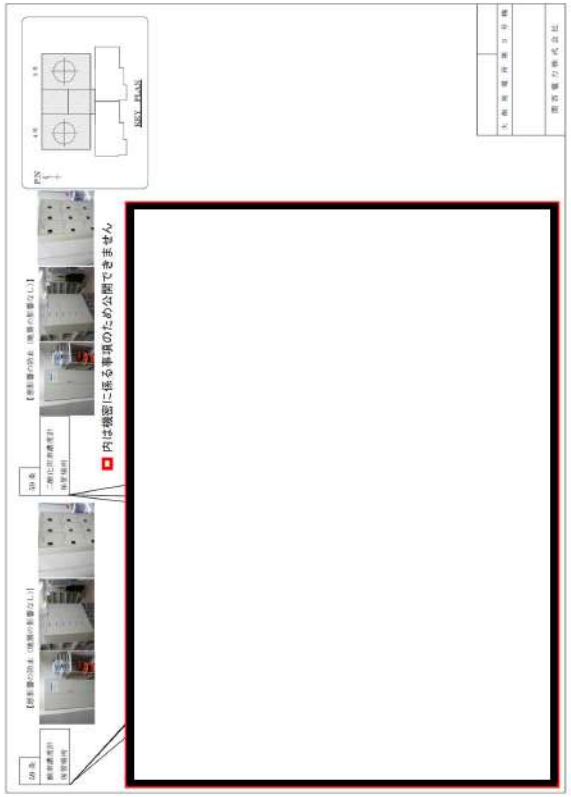
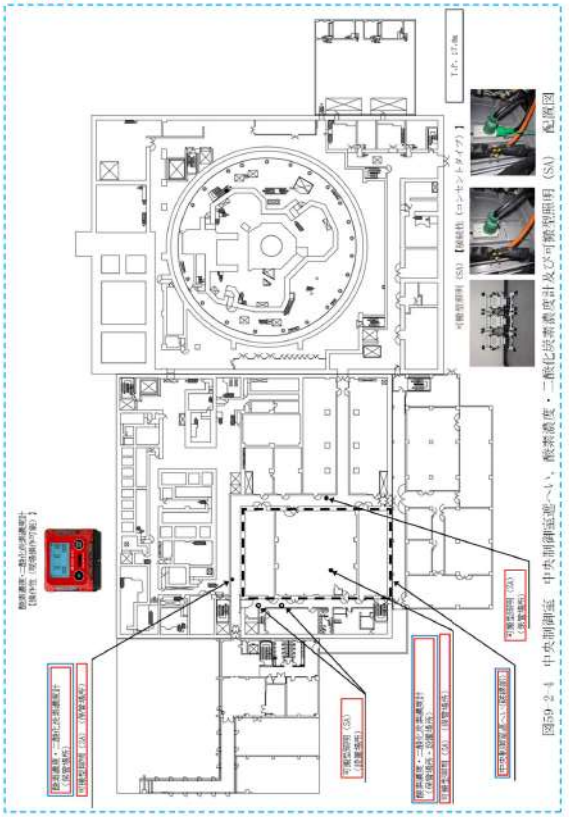
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
【大飯欄は p59-2-4 を掲載】  	 図 59-3-6 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽 配置図（その１） 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。	 図59-2-4　中央制御室　中央制御室遮へい、酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（SA）　配置図	【女川・大飯】記載箇所の相違 ・泊は複数設備をまとめて記載している。 ①の相違

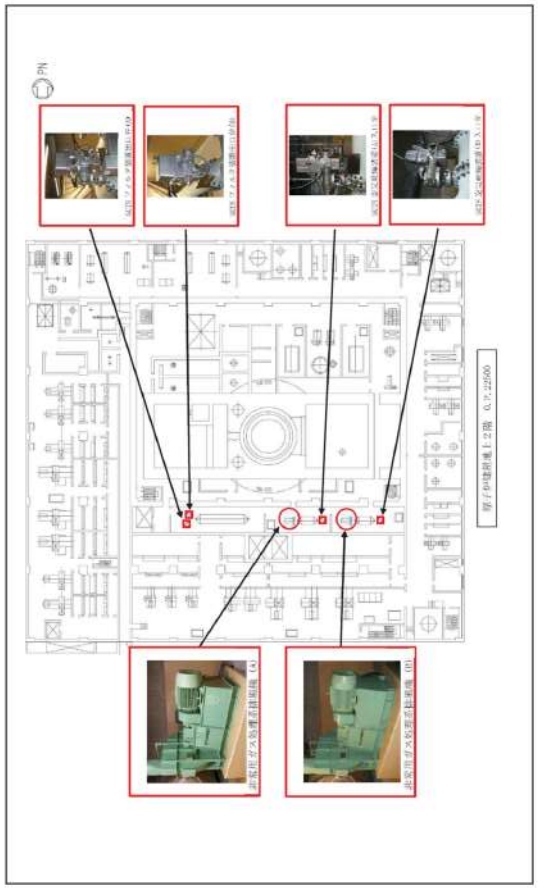
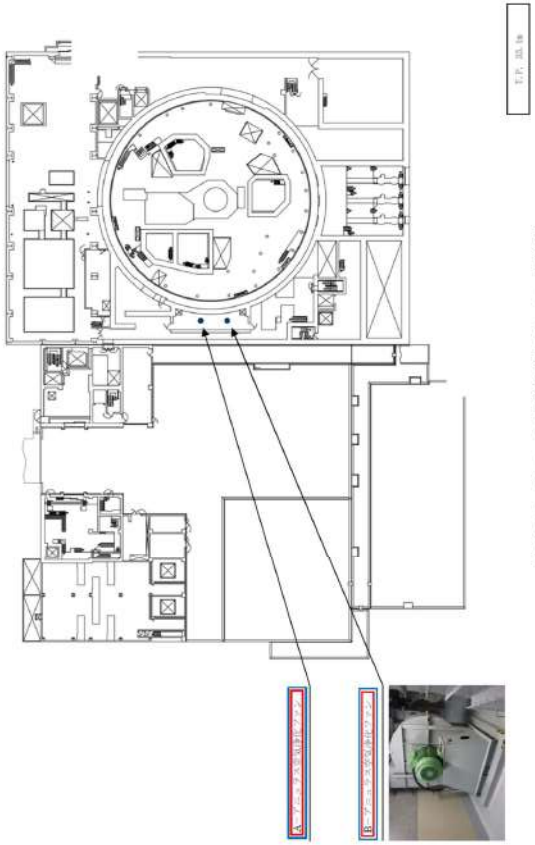
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-9 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽 配置図（その２） 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。		①の相違

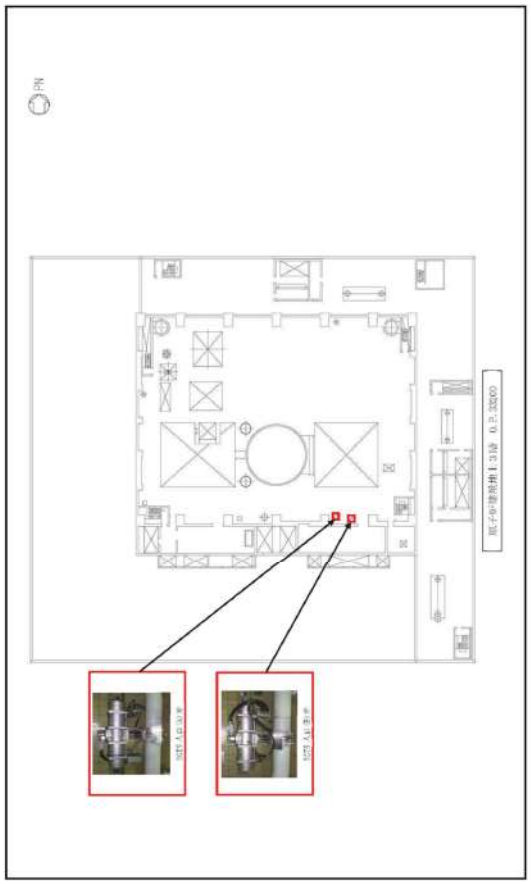
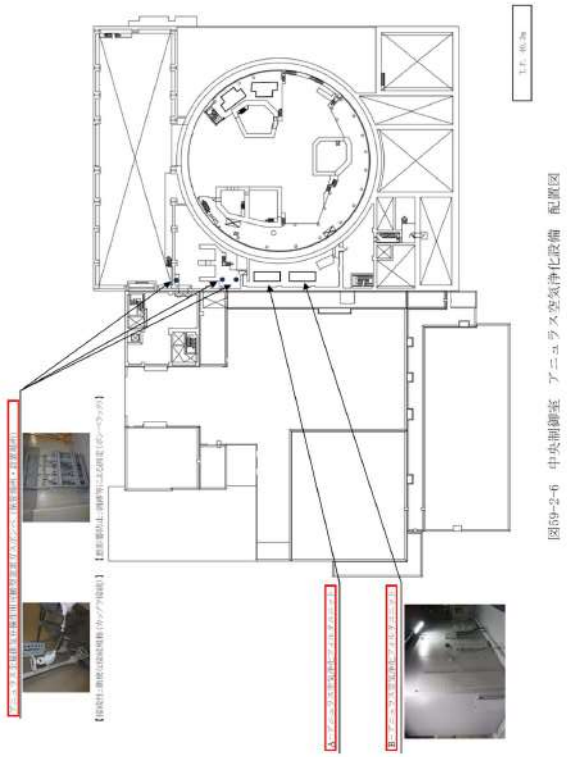
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-10 無線通話設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）配置図 （制御建屋地上３階）		①の相違

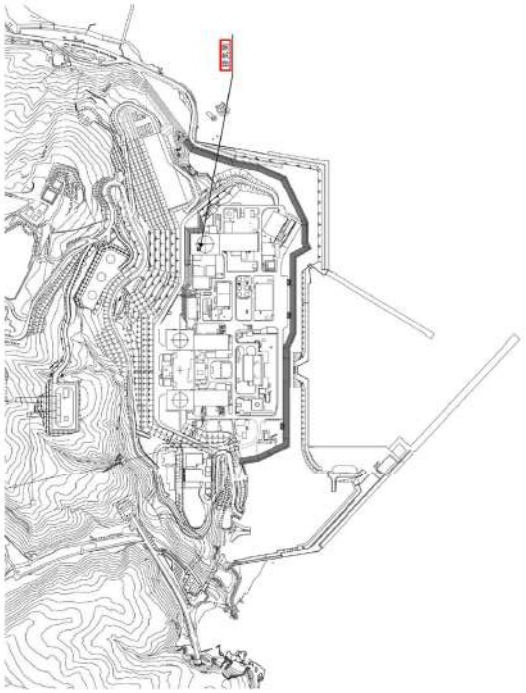
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-11　送受話器（ページング）（制御装置）及び電力保安通信用電話設備（交換機）　配置図 （制御建屋地上２階）		①の相違

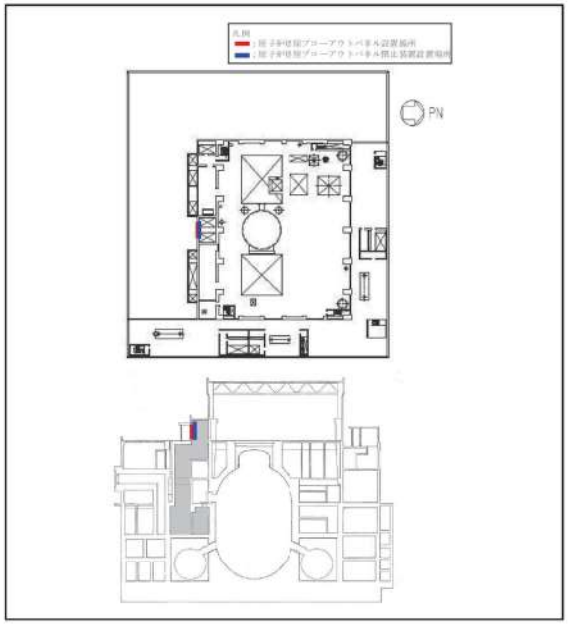
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-12　データ表示装置（待避所）配置図 （制御建屋地上３階）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
【大飯欄は p59-2-3 を掲載】 	 図 59-3-13　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計　配置図 （制御建屋 地上３階）	【再掲】  図59-2-4　中央制御室　中央制御室遮へい、酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（SA）配置図	【女川】記載箇所の相違 ・泊は複数設備をまとめて記載しているため，再掲して比較。

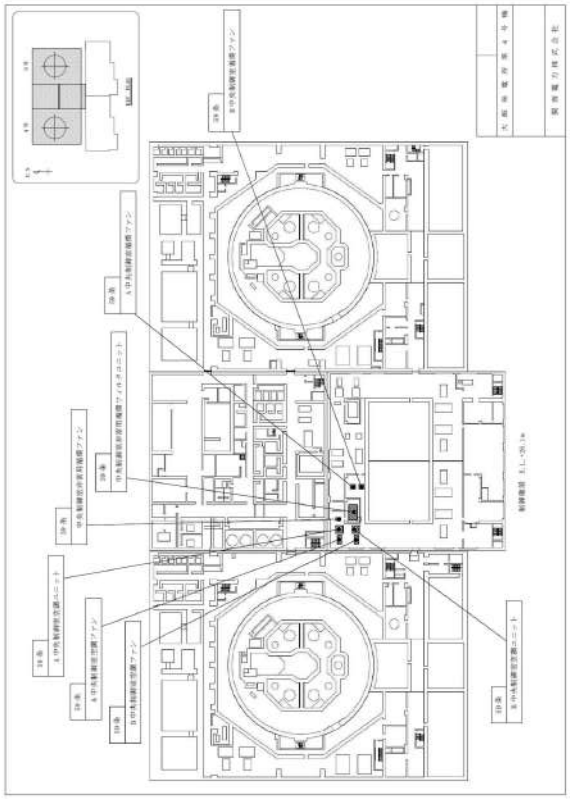
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-14　非常用ガス処理系　配置図（原子炉建屋地上２階）	 図59-2-5　アニュラス空気浄化ファン　配置図	②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-15　非常用ガス処理系　配置図（原子炉建屋地上３階）	 図59-2-6　中央制御室　アニュラス空気浄化設備　配置図	②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	図 59-3-16　非常用ガス処理系　配置図（中央制御室） 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。	 図59-2-7　排気筒　配置図	②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-3-17　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置　配置図 （原子炉建屋地上３階）		②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
【大飯欄はp59-2-7を掲載】 4号炉			【大飯】共用の相違 ・大飯は4号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
【大飯欄はp59-2-8を掲載】 			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	59-4 系統図	５９－４　系統図	

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

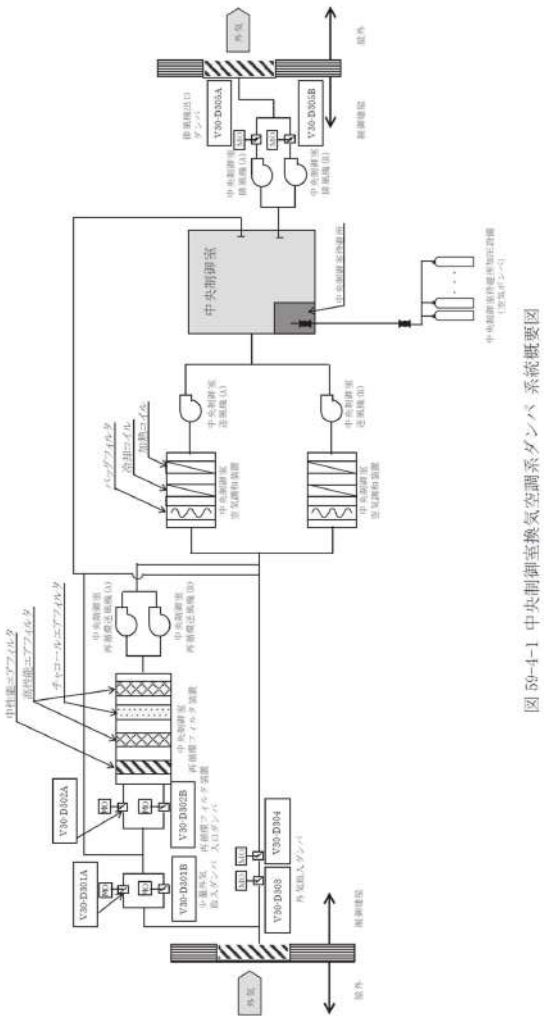


図 59-4-1　中央制御室換気空調系ダンパ　系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	Ｂ－中央制御室給気ファン	停止→起動	中央制御室	連動	交流電源
②	Ｂ－中央制御室循環ファン	停止→起動	中央制御室	連動	交流電源
③	Ａ－中央制御室非常用循環ファン	停止→起動	中央制御室	連動	交流電源
④	中央制御室排気ファン	起動→停止	中央制御室	連動	交流電源
⑤	Ａ－中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気
⑥	Ａ－中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気
⑦	Ａ－中央制御室外気取入ダンパ	全開→全閉	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気
⑧	Ａ－中央制御室排気風量調節ダンパ	調整開→全閉	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気
⑨	中央制御室排気第１隔離ダンパ	全開→全閉	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気
⑩	中央制御室排気第２隔離ダンパ	全開→全閉	中央制御室	連動	直流電源 制御用空気

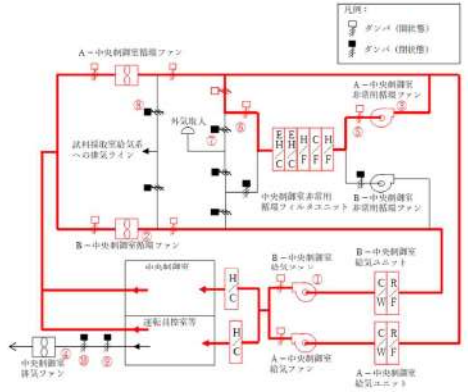


図 59-4-1　中央制御室空調装置　閉回路循環運転時
（Ａ系列運転中・交流動力電源が正常な場合）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由

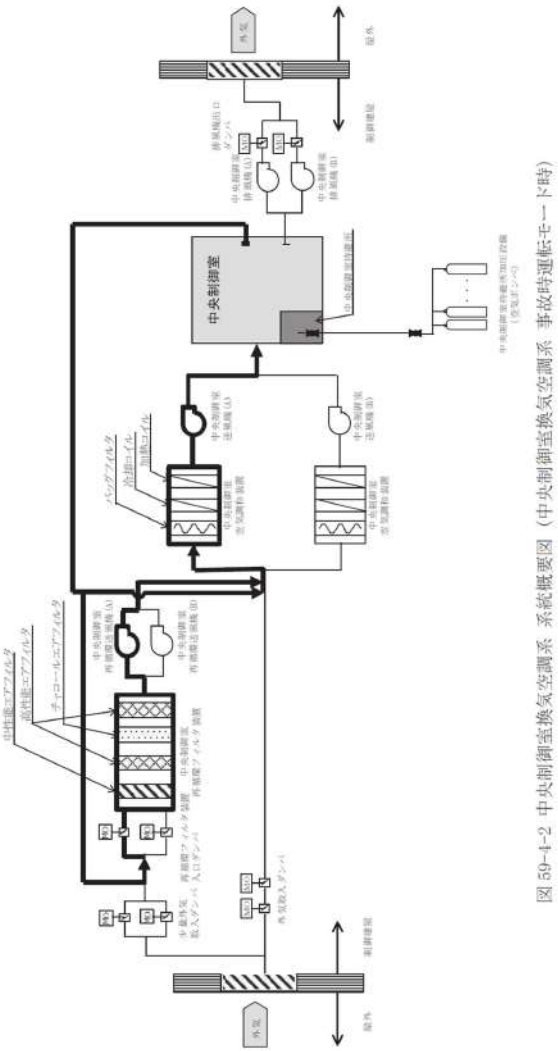


図 59-4-2 中央制御室換気空調系 系統概要図（中央制御室換気空調系 事故時運転モード時）

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ダンパ駆動用制御用空気ミニチュア弁	全開→全開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
②	A－中央制御室非常用循環ファン入口ダンパ	全閉→全開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
③	A－中央制御室給気ファン出口ダンパ	全閉→全開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
④	A－中央制御室循環ファン入口ダンパ	全閉→全開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
⑤	A－中央制御室外気取入風量調節ダンパ	全閉→調整開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
⑥	A－中央制御室循環風量調節ダンパ	全閉→調整開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
⑦	A－中央制御室事故時外気取入風量調節ダンパ	全閉→全開	原子炉補助建屋 24.8m	手動操作	－
⑧	A－中央制御室給気ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑨	A－中央制御室循環ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑩	A－中央制御室非常用循環ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源

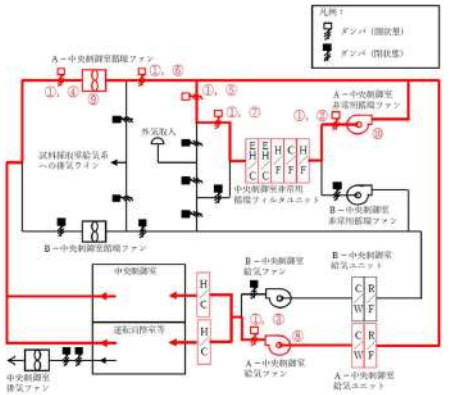
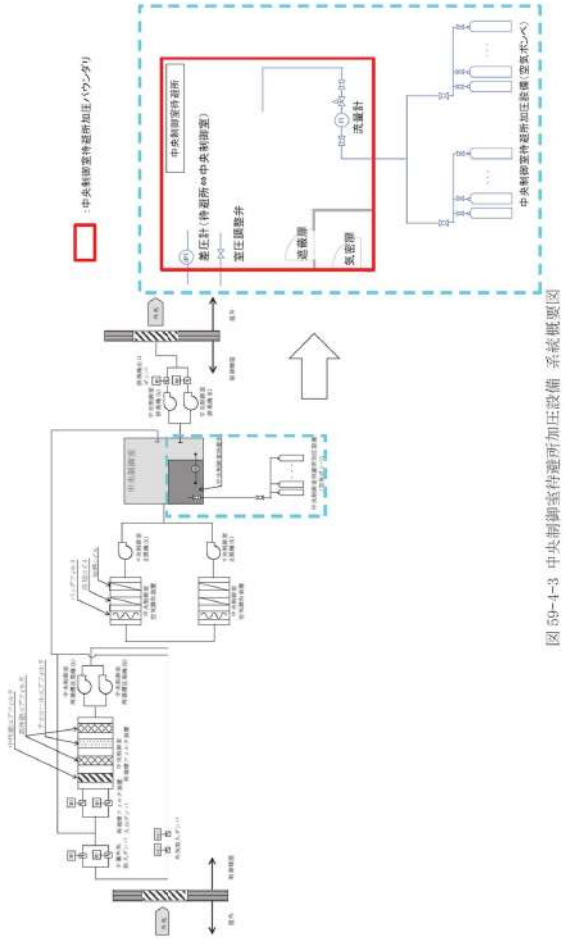
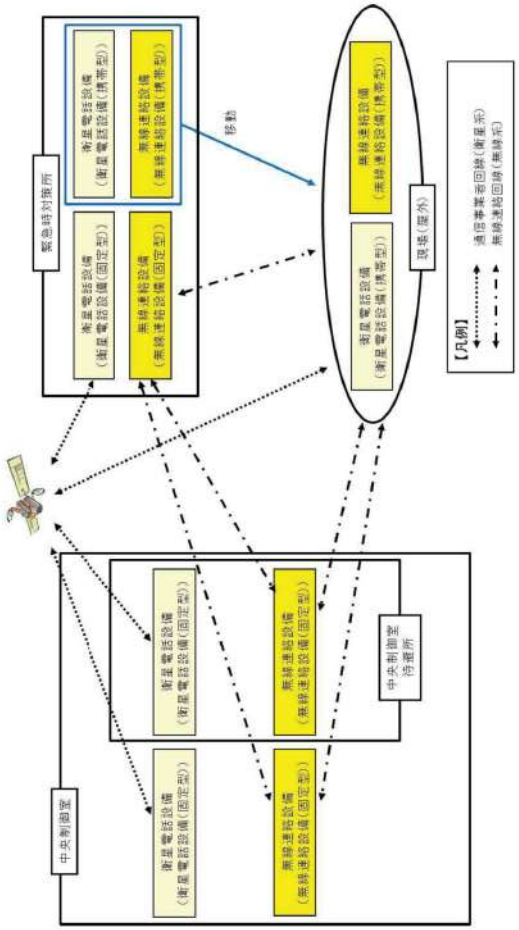
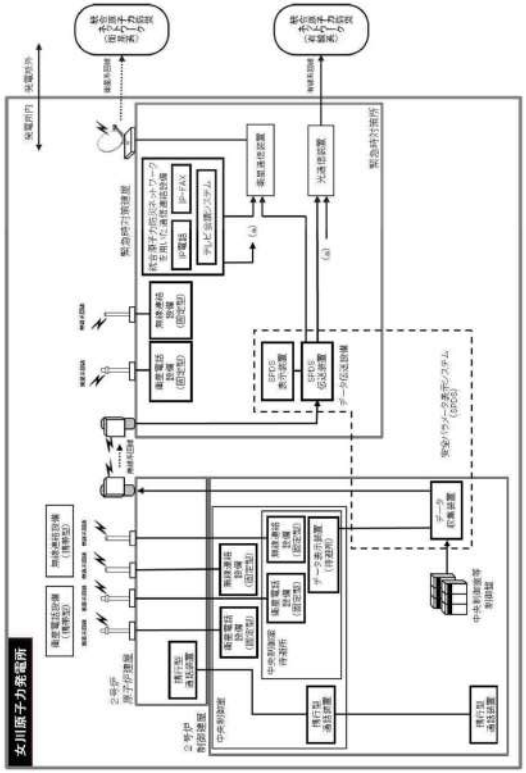
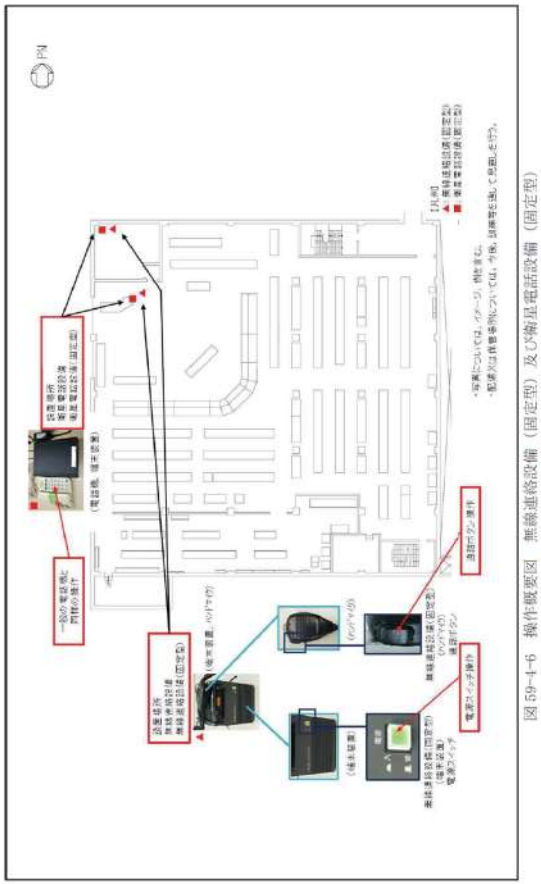


図 59-4-2 中央制御室空調装置 閉回路循環運転時
（A系列運転中・全交流動力電源が喪失した場合）

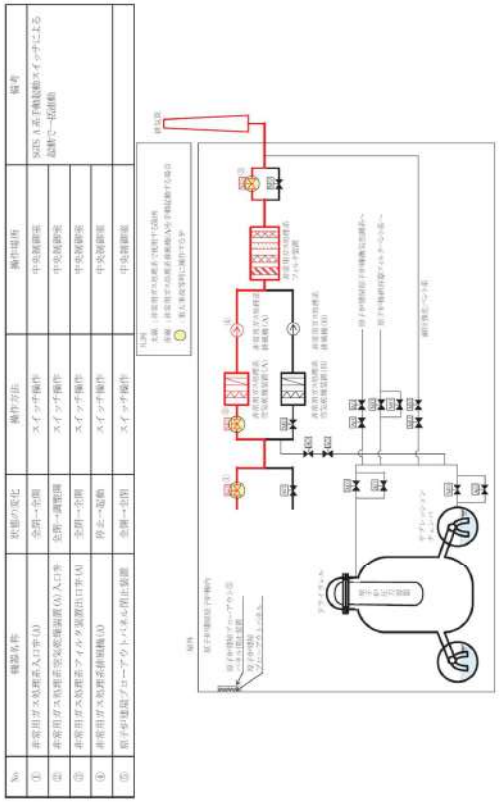
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-4-3 中央制御室待避所加圧設備　系統概要図		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-4-4　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）系統概要図		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-4-5　データ表示装置（待避所）系統概要図		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-4-6　操作概要図　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型） （制御建屋地上３階）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違



No.	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	非常用ガス処理系入口弁（A）	全閉→全開	中央制御室	スイッチ操作	SGTS 系手動起動スイッチによる起動で一括開動
②	非常用ガス処理系空気供給弁（A）入口弁	全閉→調整開	中央制御室	スイッチ操作	
③	非常用ガス処理系アイソレータ装置出口弁（A）	全閉→全開	中央制御室	スイッチ操作	
④	非常用ガス処理系排風機（A）	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作	
⑤	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	全開→全閉	中央制御室	スイッチ操作	

図 59-4-7　非常用ガス処理系　系統概要図
（非常用ガス処理系（A）を手動起動する場合）

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A－アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち１台使用 交流電源
②	B－アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	
③	A－アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	A 系使用時 直流電源 制御用空気
④	B－アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	中央制御室	連動	B 系使用時 直流電源 制御用空気
⑤	A－アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	A 系使用時 直流電源 制御用空気
⑥	B－アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	B 系使用時 直流電源 制御用空気
⑦	A－アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	A 系使用時 直流電源 制御用空気
⑧	B－アニュラス戻りダンパ	全閉→調整開	中央制御室	連動	B 系使用時 直流電源 制御用空気

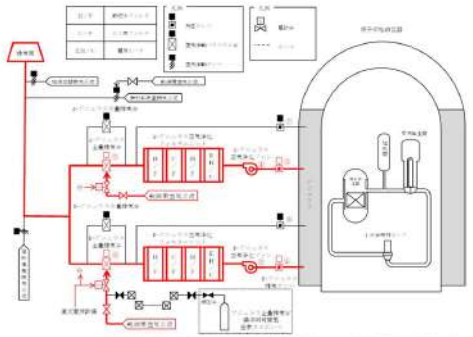
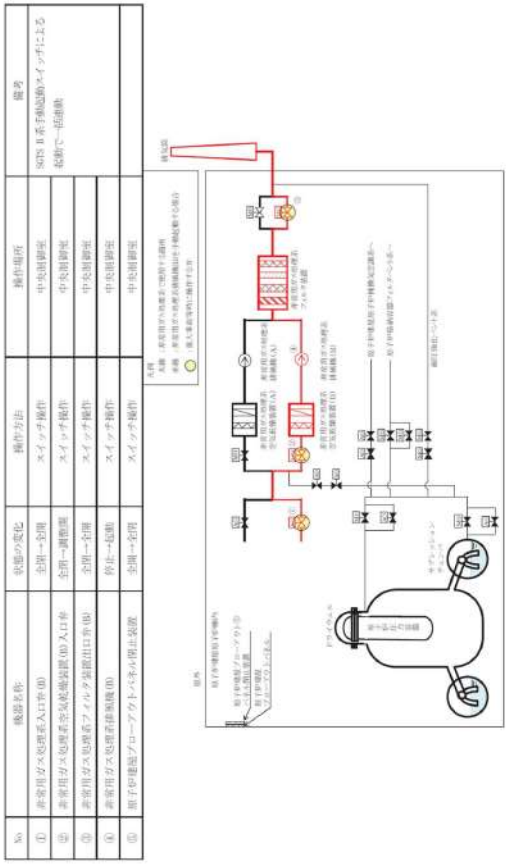


図 59-4-3 アニュラス空気浄化設備　系統概要図（全交流動力電源及び直流電源が健全である場合）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違



No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	非常用ガス処理系入口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	SGTS B系手動起動スイッチによる起動で一括開放
②	非常用ガス処理系空気加熱器(B)入口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
③	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	非常用ガス処理系排風機(B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	

図 59-4-8　非常用ガス処理系　系統概要図
（非常用ガス処理系(B)を手動起動する場合）

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	D－ＶＳ－６５３制御用空気供給弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 40.3m	手動操作	－
②	試料採取室排気隔離ダンパ	全開→全閉	原子炉補助建屋 40.3m	手動操作	－
③	B－アニュラス排気ダンパ	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	－
④	V－ＶＳ－１０２B制御用空気供給弁	全開→全閉	原子炉建屋 40.3m	手動操作	－
⑤	ホース	ホース接続	原子炉建屋 40.3m	接続操作	－
⑥	アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ口金弁１	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	１系使用時
⑦	アニュラス全量排気弁操作用窒素供給パネル入口弁１	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	
⑧	アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ口金弁２	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	２系使用時
⑨	アニュラス全量排気弁操作用窒素供給パネル入口弁２	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	
⑩	アニュラス全量排気弁操作用窒素供給パネル減圧弁	全閉→調整開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	－
⑪	アニュラス全量排気弁操作用窒素供給パネル出口弁	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	－
⑫	V－ＶＳ－１０２B窒素供給弁（ＳＡ対策）	全閉→全開	原子炉建屋 40.3m	手動操作	－
⑬	B－アニュラス空気浄化ファン	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑭	B－アニュラス全量排気弁	全閉→全開	中央制御室	連動	直流電源制御用空気

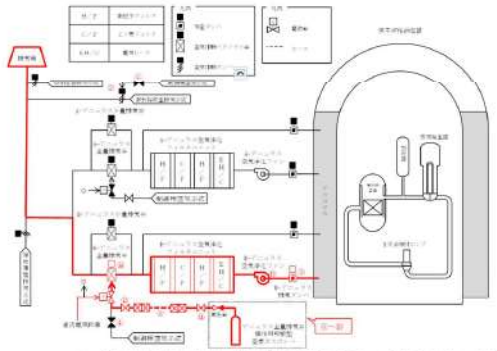
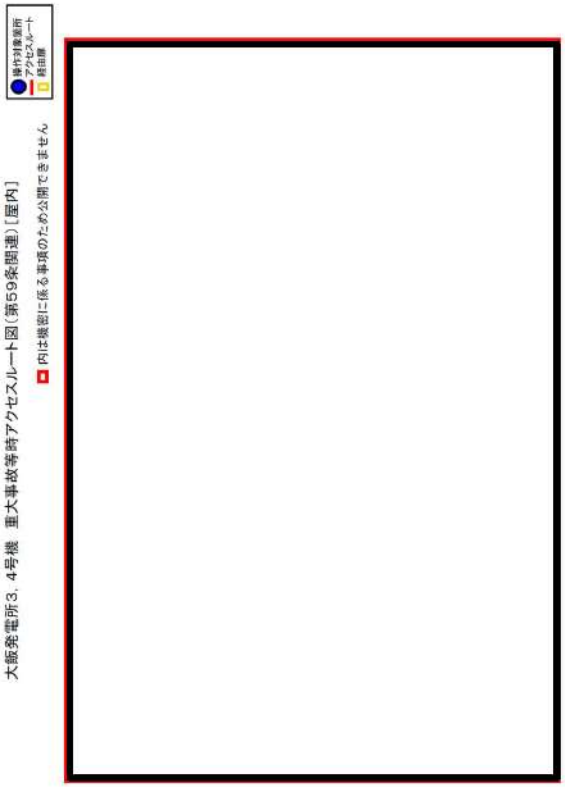
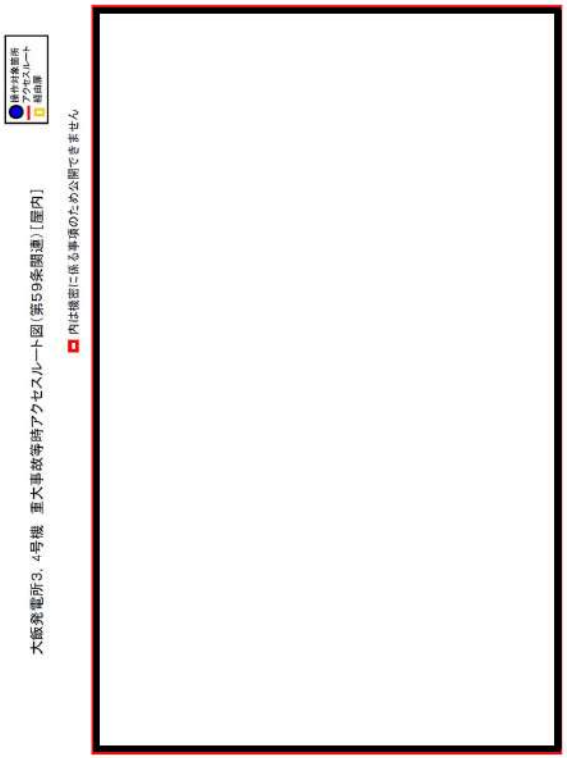
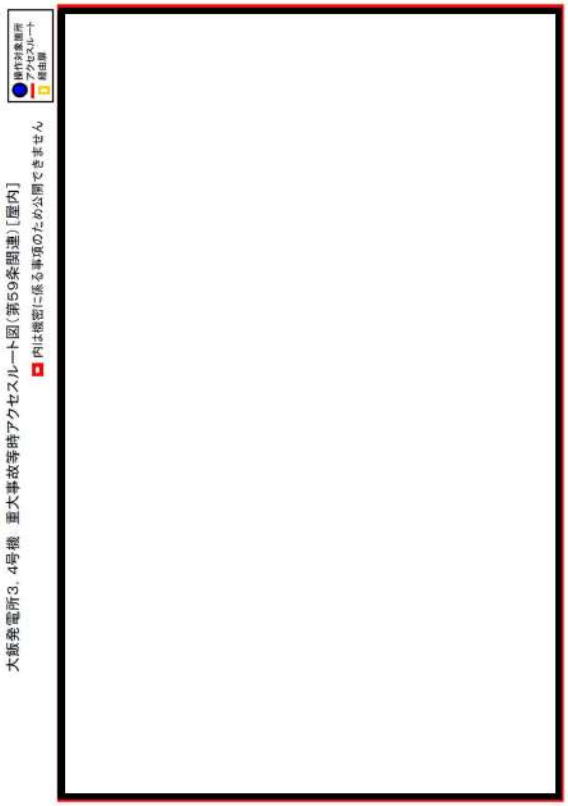


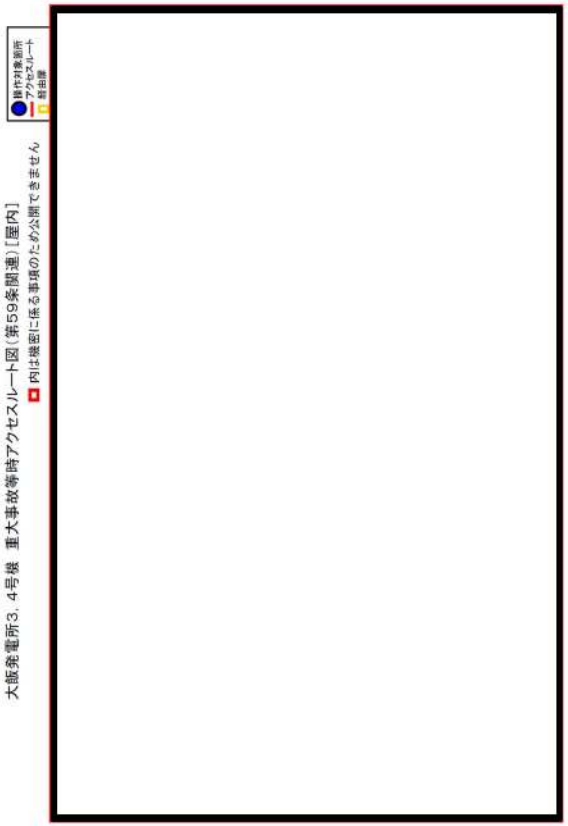
図 59-4-4 アニュラス空気浄化設備 系統概要図（全交流動力電源及び直流電源喪失した場合）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
59-3 アクセスルート			【大飯】記載箇所の相違 ・泊では，アクセスルート図は技術的能力1.0.2にて整理している。

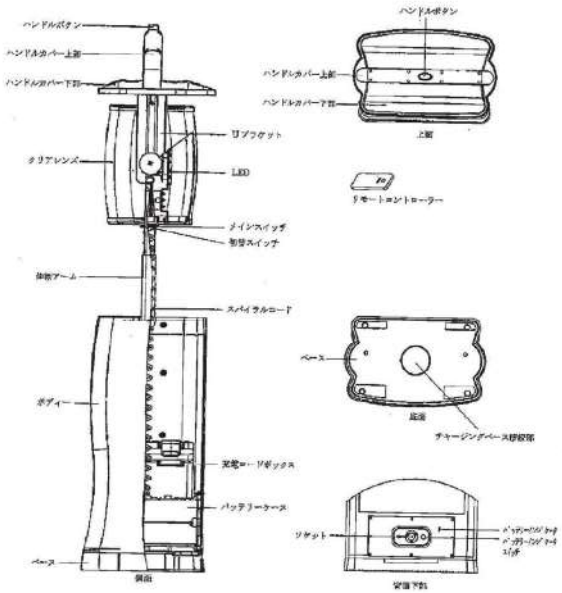
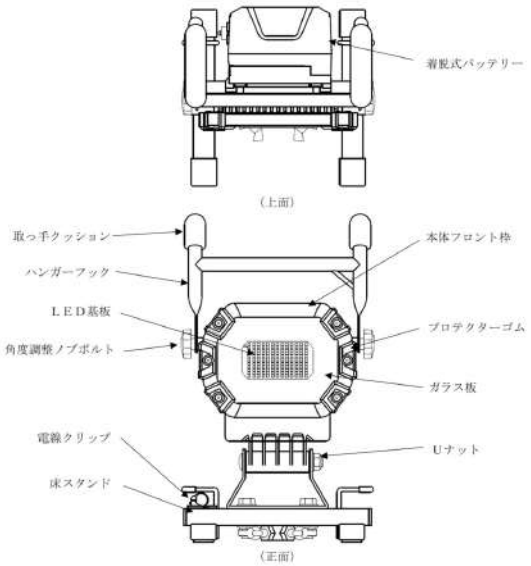
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・泊では，アクセスルート図は技術的能力1.0.2にて整理している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・泊では，アクセスルート図は技術的能力1.0.2にて整理している。

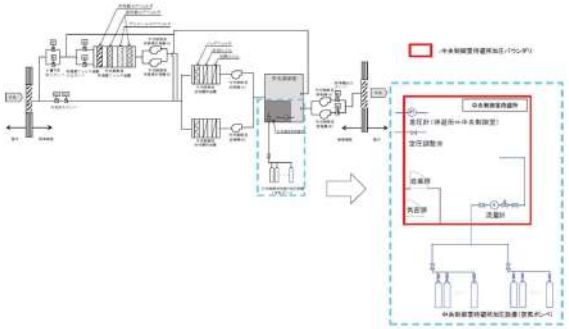
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・泊では，アクセスルート図は技術的能力1.0.2にて整理している。

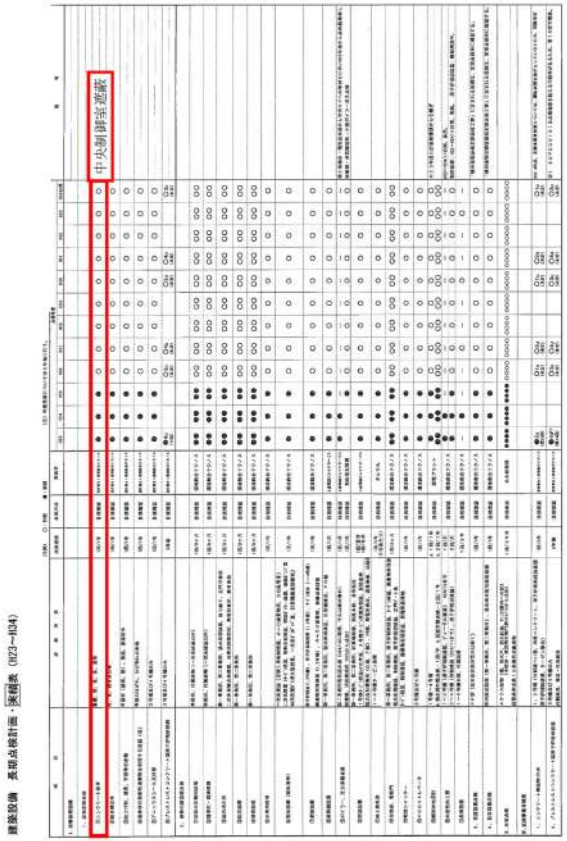
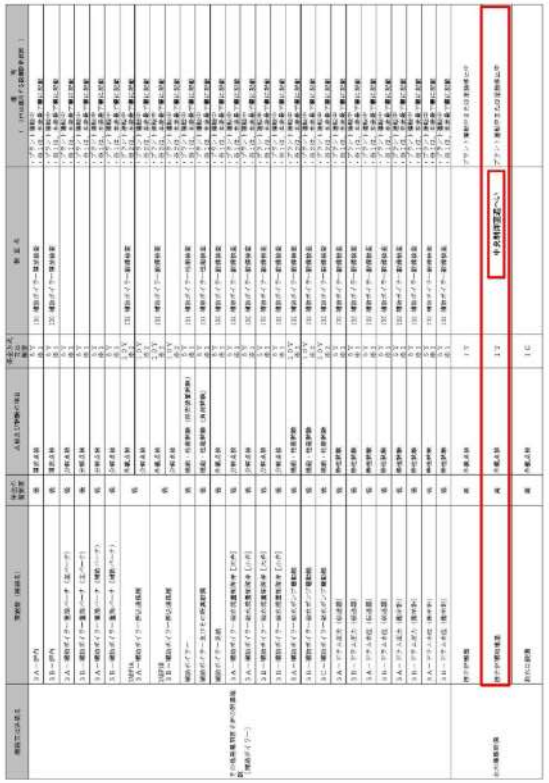
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・泊では，アクセスルート図は技術的能力1.0.2にて整理している。

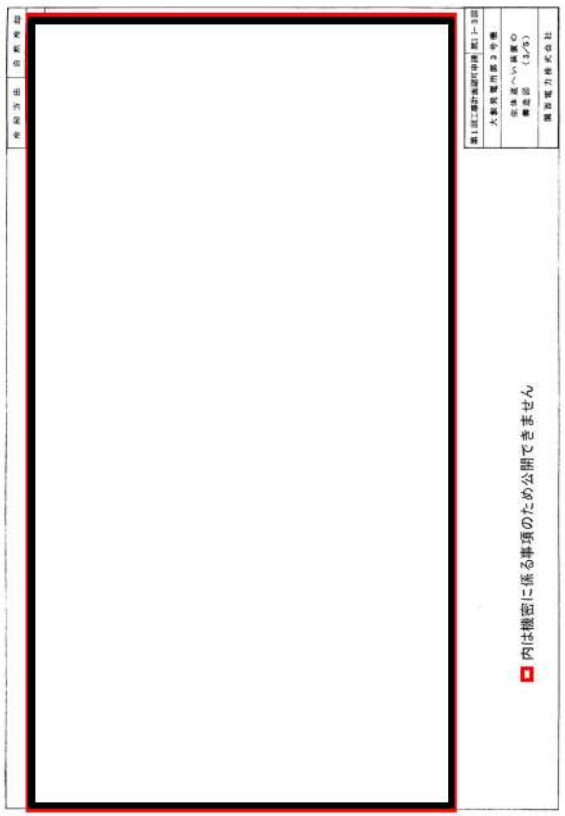
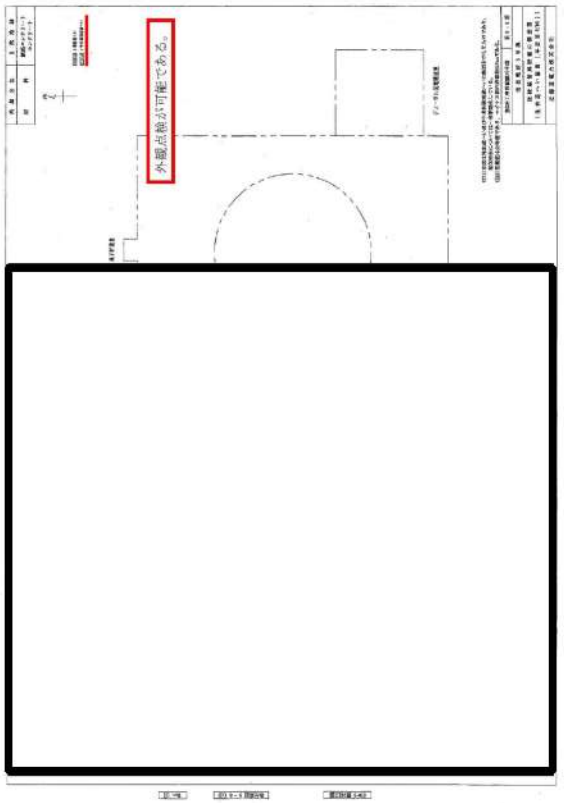
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		【泊欄は５９－３を掲載して比較する。】	
59-4 試験・検査説明資料	59-5 試験及び検査	５９－３　試験・検査説明資料	
３号炉			【大飯】記載表現の相違 ・大飯は３号炉と４号炉を区別して記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	○可搬型照明（SA）の試験及び検査について 可搬型照明（SA）は，原子炉の運転中及び停止中に表59-5-1に示す試験及び検査が可能な設計とする。 表 59-5-1　可搬型照明（SA）の試験及び検査 状態：運転中又は停止中 項目：外観確認／機能・性能試験 試験・検査項目：外観の確認／点灯確認  図 59-5-1　可搬型照明（SA）の概略図	【泊欄は５９－３を掲載して比較する。↓】 ○可搬型照明（SA）の試験及び検査について 可搬型照明（SA）は，原子炉の運転中及び停止中に表 59-3-1 に示す試験及び検査が可能な設計とする。 表 59-3-1　可搬型照明（SA）の試験及び検査 状態：運転中又は停止中 項目：外観検査／機能・性能確認 試験・検査項目：外観の確認／点灯確認  図 59-3-1 可搬型照明（SA）の概略図	【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は後段で記載しているため，該当ページにて泊欄を再掲し比較する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	中央制御室待避所加圧設備の試験及び検査について 中央制御室待避所加圧設備については，原子炉の運転中又は停止中に表59-5-2に示す試験・検査が可能な設計とする。 表 59-5-2　中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の試験及び検査 発電用原子炉の状態 / 項目 / 内容 運転中 / 機能・性能試験 / 空気ボンベ残圧の確認 運転中 / 外観検査 / 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認 停止中 / 機能・性能試験 / 空気ボンベ残圧の確認 中央制御室待避所の正圧化試験 停止中 / 外観確認 / 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認 【中央制御室待避所の正圧化試験】 (1)　概要 中央制御室待避所の気密性に関する試験・検査として，原子炉停止中において，正圧化試験を実施する。 (2)　試験内容 中央制御室待避所加圧設備の操作対象弁を開として，中央制御室待避所を加圧し，中央制御室待避所と中央制御室で正圧化に必要な差圧を確保できることを確認する。（正圧化に必要な差圧については，（P. 59-6-2）を参照） 中央制御室待避所の正圧化試験のバウンダリ構成図を図59-5-2に示す。		①の相違

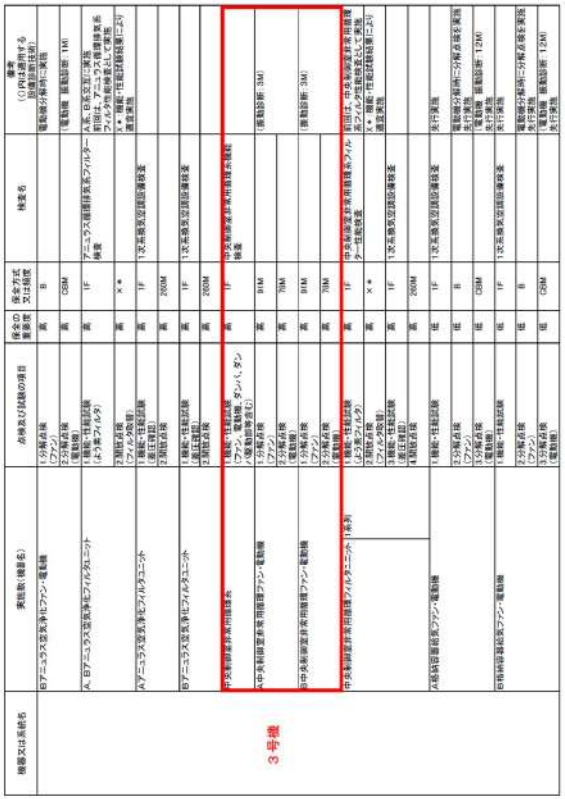
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図59-5-2　中央制御室待避所の正圧化試験におけるバウンダリ構成図		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	○ 中央制御室換気空調系の試験及び検査について 中央制御室換気空調系における試験及び検査は，表59-5-3のとおりである。 表59-5-3　中央制御室換気空調系の試験及び検査 | 発電用原子炉の状態	項目	内容 | |---|---|---| | 運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認 | |	外観確認	機器(*1)の表面状態の確認 | | 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認 | |	分解検査	機器(*1)各部の状態を目視等で確認 | |	外観確認	機器(*1)の表面状態の確認 | (*1) 機器とは以下のとおり： 中央制御室送風機，中央制御室排風機，中央制御室再循環送風機，中央制御室再循環フィルタ装置	○ 中央制御室空調装置の試験及び検査について 中央制御室空調装置の試験及び検査は，表 59-3-2 のとおりである。 表 59-3-2　中央制御室空調装置の試験及び検査 | 発電用原子炉の状態	項目	内容 | |---|---|---| | 運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認 | |	外観確認	各機器(*1)の表面状態の確認 | | 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認 | |	分解検査	各機器(*1)各部の状態を目視等で確認 | |	外観確認	各機器(*1)の表面状態の確認 | (*1) 各機器とは以下の通り： 中央制御室給気ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室非常用循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニット。ただし，中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室給気ユニットは分解検査として開放点検時の目視による確認を実施。	【女川】記載表現の相違 【大飯】女川審査実績の反映

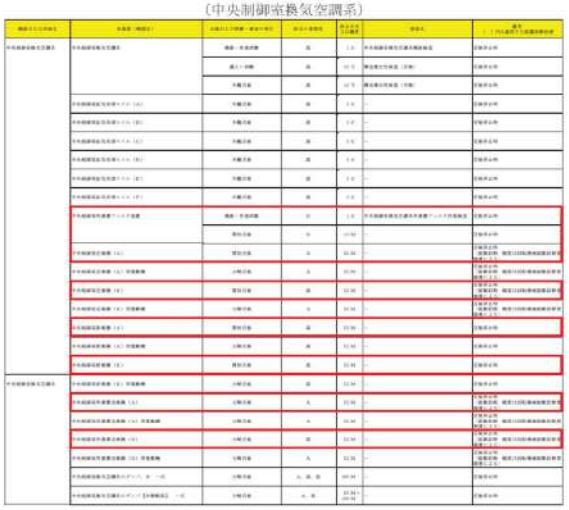
大飯発電所３／４号炉



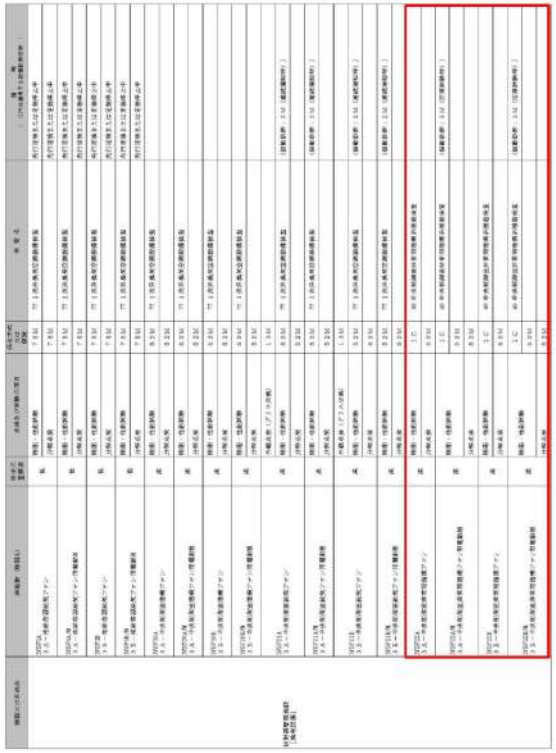
女川原子力発電所２号炉

○ 中央制御室換気空調系の点検計画について
中央制御室換気空調系は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用する既設設備であり，これまでに試験・検査を実施している。
表59-5-4に，女川原子力発電所 第2号機の点検計画を示す。

表59-5-4　女川原子力発電所　第2号機　保全計画（第11保全サイクル）
（中央制御室換気空調系）

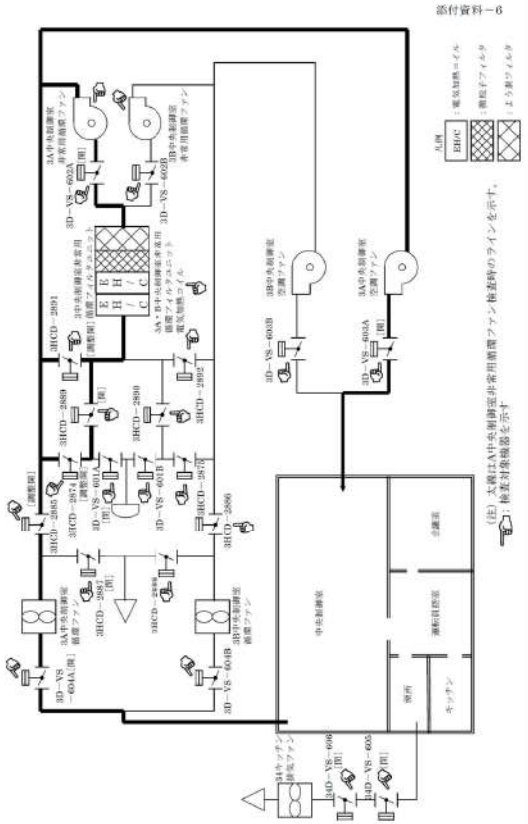
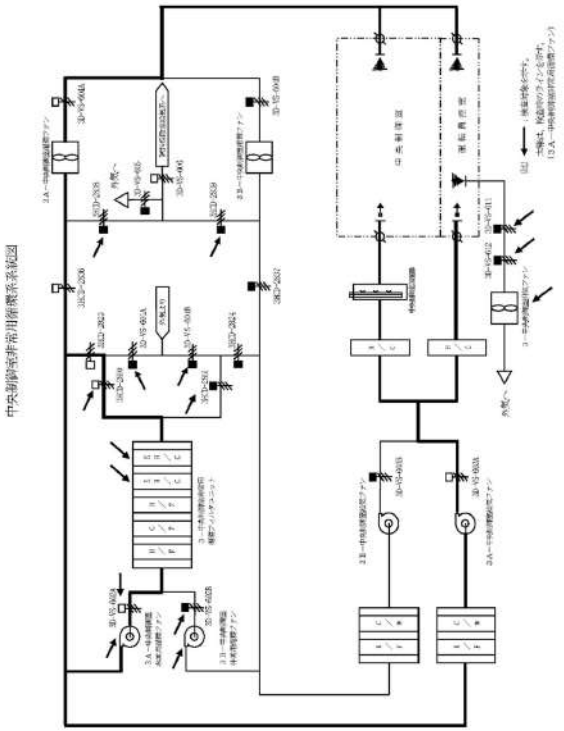


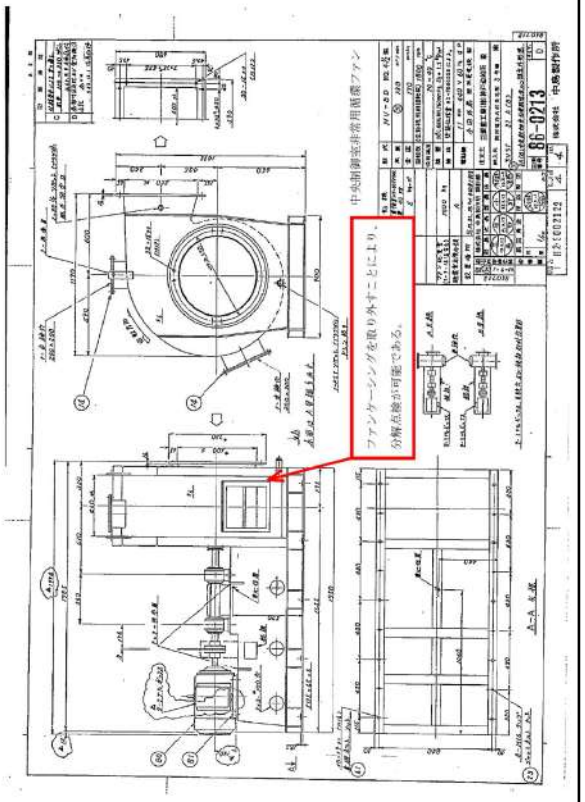
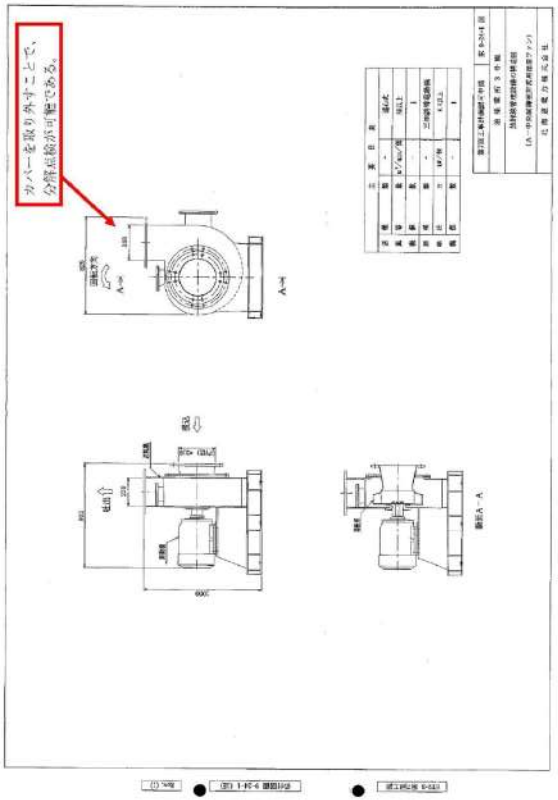
泊発電所３号炉

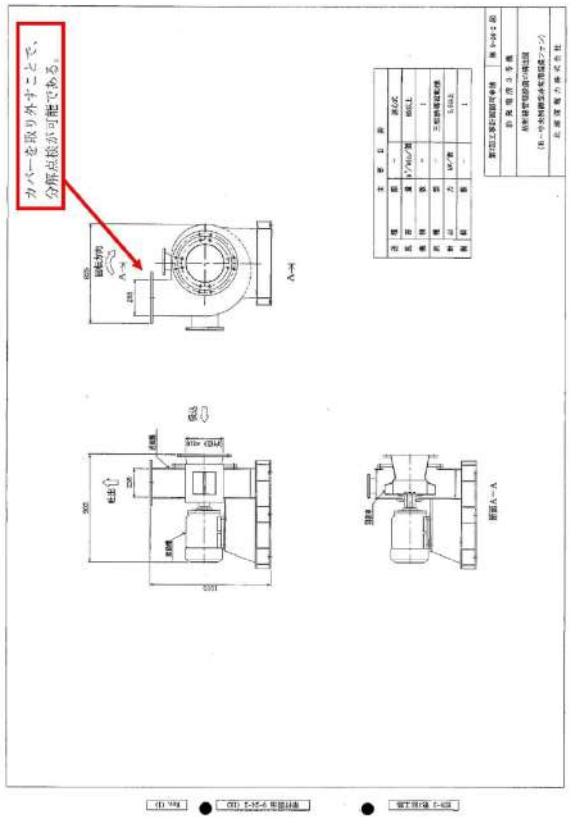


差異理由

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　1 関西電力株式会社　大飯発電所 第3号機　第16保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：中央制御室非常用循環系機能検査 要領書番号：Ｏ３－１６－１４４		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：中央制御室非常用循環系機能検査 要領書番号：ＨＴ３－４０	【女川】大飯審査実績の反映

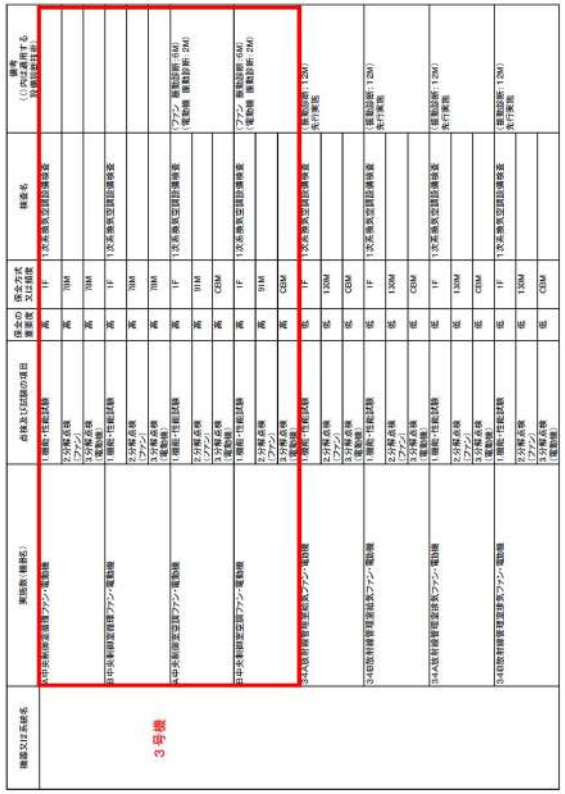
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載方針の相違 ・泊はＢ系を別途記載。 【女川】大飯審査実績の反映

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

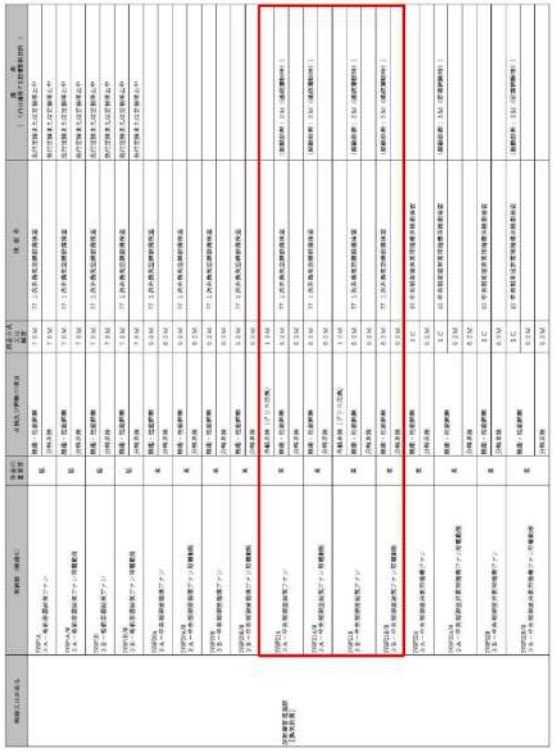
大飯発電所３／４号炉



機器又は系統名	系統数（機器名）	点検及び試験の項目	保全の重要度	保全方式又は保管	建屋名	備考（（）内は適用する規制要求事項）
３号機	A中央制御室換気フィルタ装置	1.機能・性能試験	高	1F	1次系換気空調設備建屋	
		2.分解点検（フィルタ）	高	7SM		
		3.分解点検（電動機）	高	7SM		
	B中央制御室空調フィルタ装置	1.機能・性能試験	高	1F	1次系換気空調設備建屋	
		2.分解点検（フィルタ）	高	7SM		
		3.分解点検（電動機）	高	7SM		
	A中央制御室空調フィルタ装置	1.機能・性能試験	高	1F	1次系換気空調設備建屋	（ファン 振動診断：6M）（電動機 振動診断：2M）
		2.分解点検（ファン）	高	91M		
		3.分解点検（電動機）	高	CBM		
	B中央制御室空調フィルタ装置	1.機能・性能試験	高	1F	1次系換気空調設備建屋	（ファン 振動診断：6M）（電動機 振動診断：2M）
		2.分解点検（ファン）	高	91M		
		3.分解点検（電動機）	高	CBM		
	A中央制御室待避室正圧換気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備建屋	（振動診断：12M） 条件実施
		2.分解点検（ファン）	低	120M		
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		
	B中央制御室待避室正圧換気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備建屋	（振動診断：12M） 条件実施
		2.分解点検（ファン）	低	120M		
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		
	A緊急時対策所正圧換気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備建屋	（振動診断：12M） 条件実施
		2.分解点検（ファン）	低	120M		
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		
	B緊急時対策所正圧換気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備建屋	（振動診断：12M） 条件実施
		2.分解点検（ファン）	低	120M		
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		

女川原子力発電所２号炉

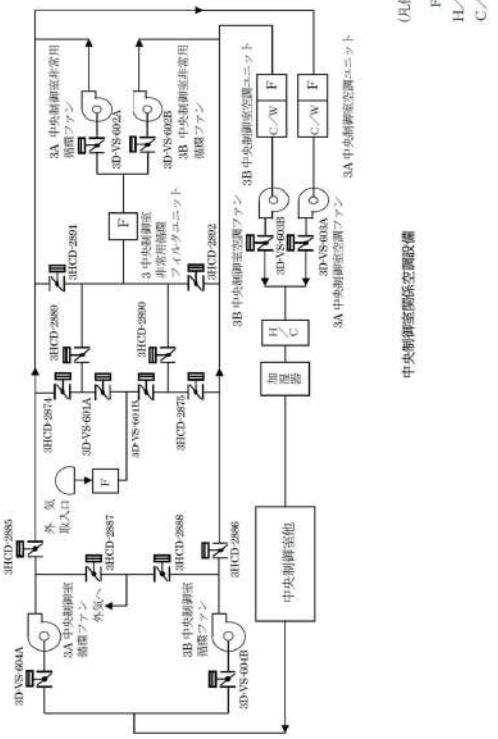
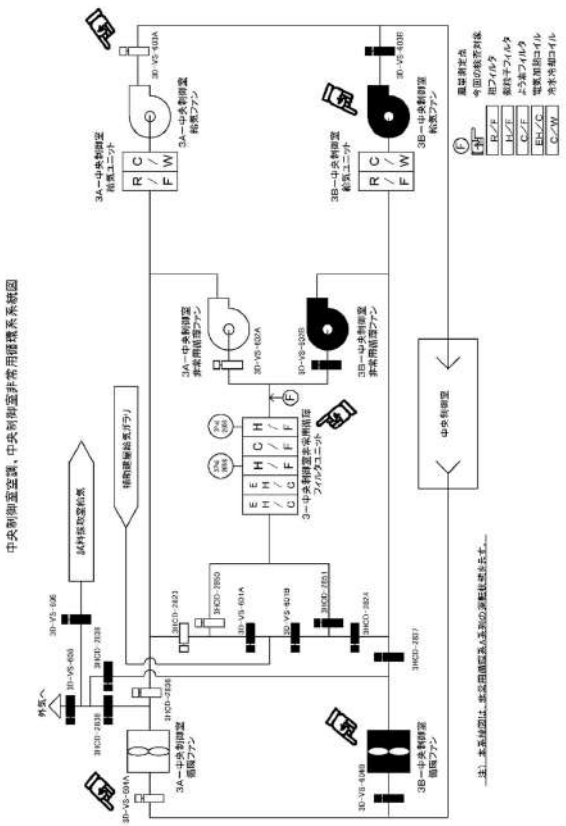
泊発電所３号炉

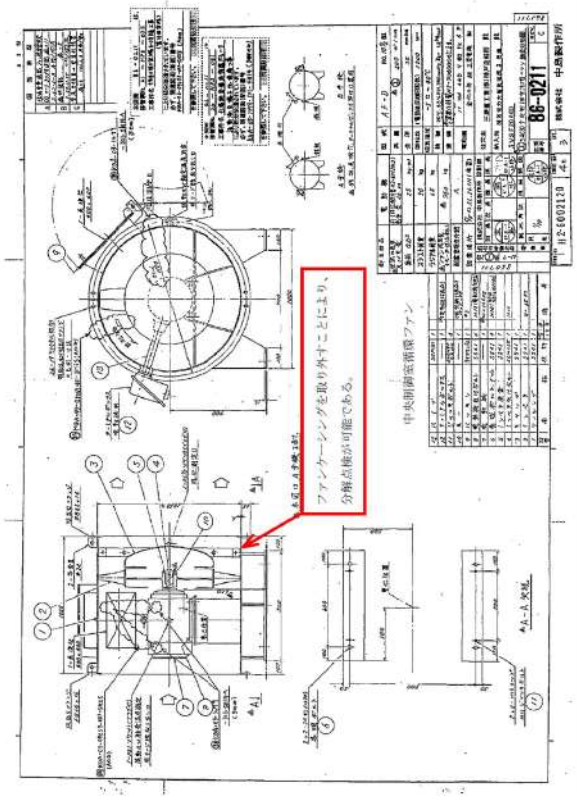
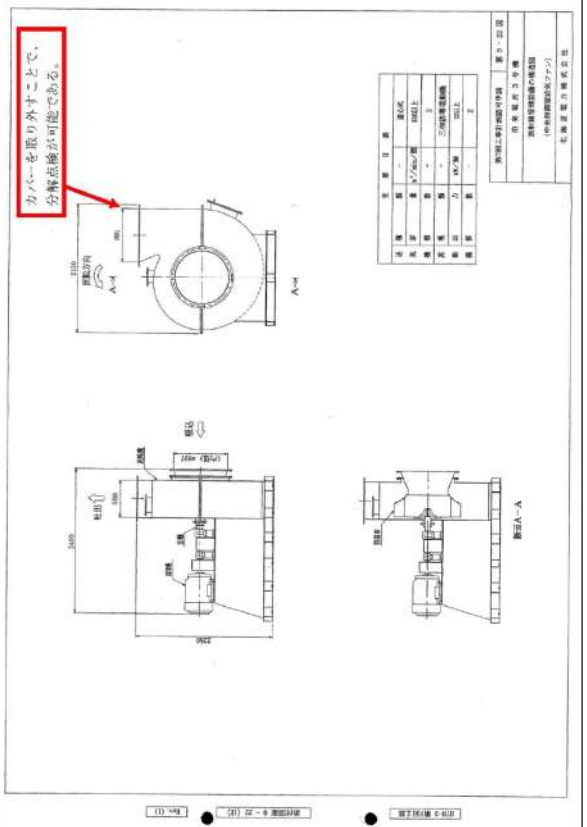


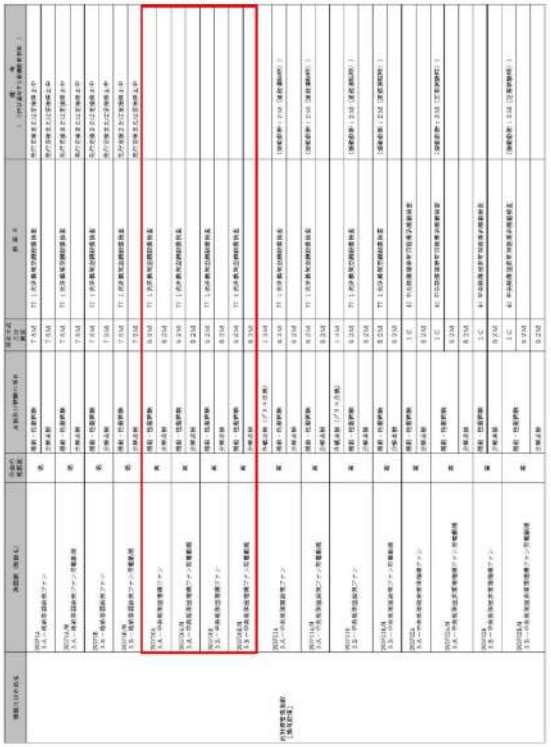
差異理由

【女川】大飯審査実績の反映

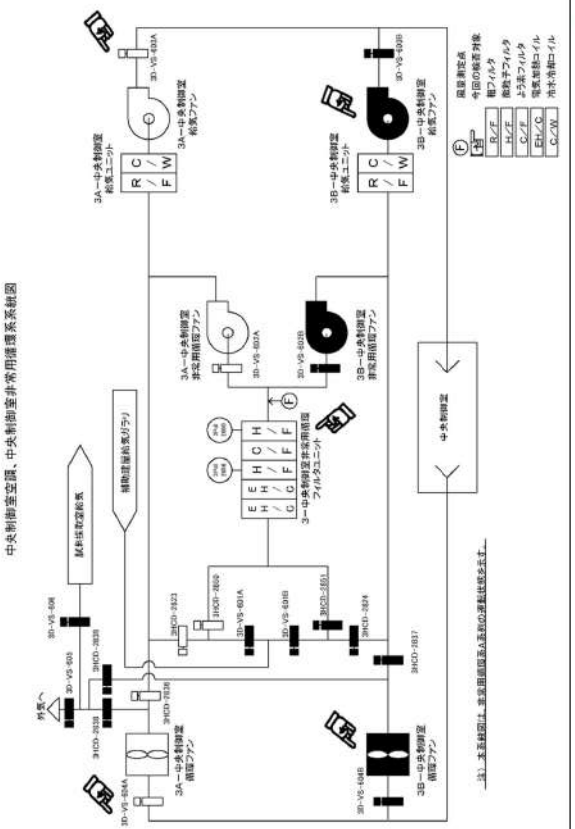
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　4 関西電力株式会社　大飯発電所 第３号機　第１６保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：Ｏ３－１６－３１５		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：ＨＴ３－７７	【女川】大飯審査実績の反映

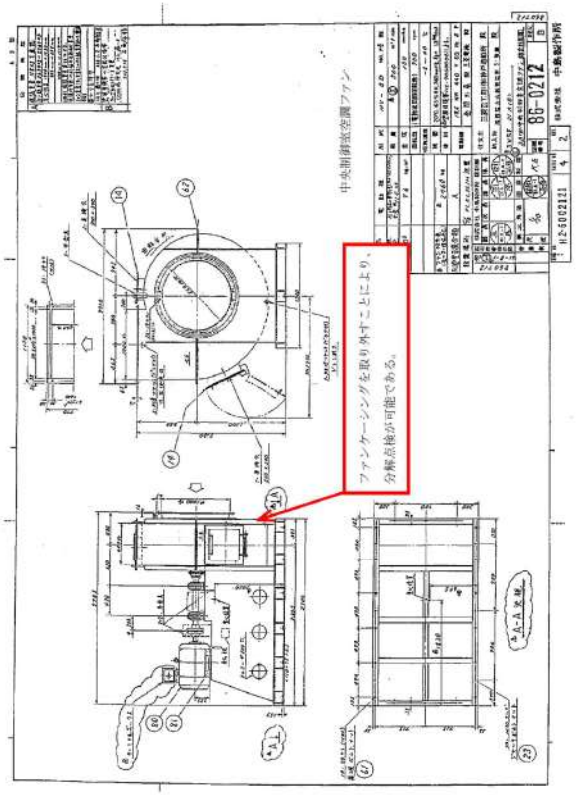
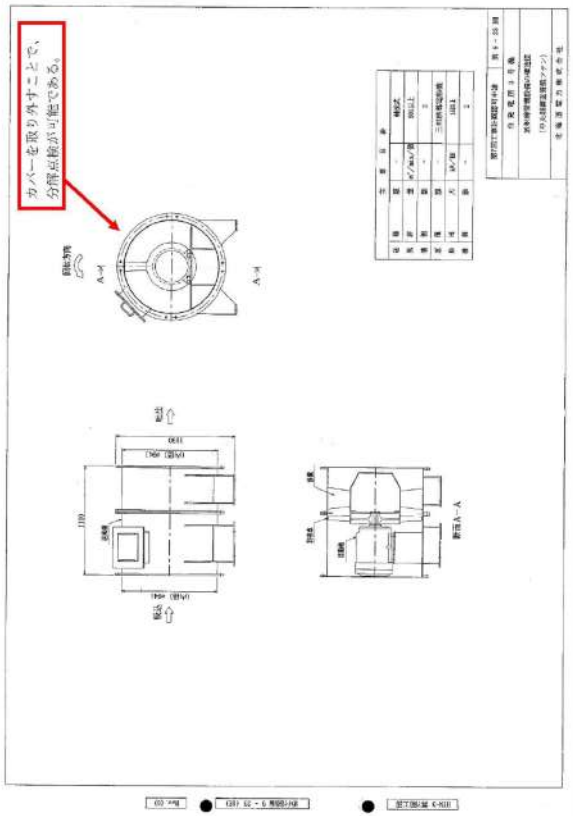
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
検査系統図  		 中央制御室空調，中央制御室非常用循環系統図 3A－中央制御室換気ユニット 3B－中央制御室換気ユニット 3A－中央制御室非常用循環ファン 3B－中央制御室非常用循環ファン 3－中央制御室非常用循環フィルタユニット 3A－中央制御室循環ファン 3B－中央制御室循環ファン 中央制御室 給気隔離弁 排気隔離弁 外気へ 3D-VS-606 3D-VS-605 3D-VS-604A 3D-VS-604B 3D-VS-603A 3D-VS-603B 3HCD-2821 3HCD-2822 3HCD-2823 3HCD-2824 3HCD-2825 3HCD-2826 3HCD-2827 3HCD-2828 3HCD-2829 3HCD-2830 3HCD-2831 3HCD-2832 3HCD-2833 3HCD-2834 3HCD-2835 3HCD-2836 3HCD-2837 3HCD-2838 3HCD-2839 3HCD-2840 3HCD-2841 3HCD-2842 3HCD-2843 3HCD-2844 3HCD-2845 3HCD-2846 3HCD-2847 3HCD-2848 3HCD-2849 3HCD-2850 3HCD-2851 3HCD-2852 3HCD-2853 3HCD-2854 3HCD-2855 3HCD-2856 3HCD-2857 3HCD-2858 3HCD-2859 3HCD-2860 3HCD-2861 3HCD-2862 3HCD-2863 3HCD-2864 3HCD-2865 3HCD-2866 3HCD-2867 3HCD-2868 3HCD-2869 3HCD-2870 3HCD-2871 3HCD-2872 3HCD-2873 3HCD-2874 3HCD-2875 3HCD-2876 3HCD-2877 3HCD-2878 3HCD-2879 3HCD-2880 3HCD-2881 3HCD-2882 3HCD-2883 3HCD-2884 3HCD-2885 3HCD-2886 3HCD-2887 3HCD-2888 3HCD-2889 3HCD-2890 3HCD-2891 3HCD-2892 3HCD-2893 3HCD-2894 3HCD-2895 3HCD-2896 3HCD-2897 3HCD-2898 3HCD-2899 3HCD-2900 3HCD-2901 3HCD-2902 3HCD-2903 3HCD-2904 3HCD-2905 3HCD-2906 3HCD-2907 3HCD-2908 3HCD-2909 3HCD-2910 3HCD-2911 3HCD-2912 3HCD-2913 3HCD-2914 3HCD-2915 3HCD-2916 3HCD-2917 3HCD-2918 3HCD-2919 3HCD-2920 3HCD-2921 3HCD-2922 3HCD-2923 3HCD-2924 3HCD-2925 3HCD-2926 3HCD-2927 3HCD-2928 3HCD-2929 3HCD-2930 3HCD-2931 3HCD-2932 3HCD-2933 3HCD-2934 3HCD-2935 3HCD-2936 3HCD-2937 3HCD-2938 3HCD-2939 3HCD-2940 3HCD-2941 3HCD-2942 3HCD-2943 3HCD-2944 3HCD-2945 3HCD-2946 3HCD-2947 3HCD-2948 3HCD-2949 3HCD-2950 3HCD-2951 3HCD-2952 3HCD-2953 3HCD-2954 3HCD-2955 3HCD-2956 3HCD-2957 3HCD-2958 3HCD-2959 3HCD-2960 3HCD-2961 3HCD-2962 3HCD-2963 3HCD-2964 3HCD-2965 3HCD-2966 3HCD-2967 3HCD-2968 3HCD-2969 3HCD-2970 3HCD-2971 3HCD-2972 3HCD-2973 3HCD-2974 3HCD-2975 3HCD-2976 3HCD-2977 3HCD-2978 3HCD-2979 3HCD-2980 3HCD-2981 3HCD-2982 3HCD-2983 3HCD-2984 3HCD-2985 3HCD-2986 3HCD-2987 3HCD-2988 3HCD-2989 3HCD-2990 3HCD-2991 3HCD-2992 3HCD-2993 3HCD-2994 3HCD-2995 3HCD-2996 3HCD-2997 3HCD-2998 3HCD-2999 3HCD-3000 3HCD-3001 3HCD-3002 3HCD-3003 3HCD-3004 3HCD-3005 3HCD-3006 3HCD-3007 3HCD-3008 3HCD-3009 3HCD-3010 3HCD-3011 3HCD-3012 3HCD-3013 3HCD-3014 3HCD-3015 3HCD-3016 3HCD-3017 3HCD-3018 3HCD-3019 3HCD-3020 3HCD-3021 3HCD-3022 3HCD-3023 3HCD-3024 3HCD-3025 3HCD-3026 3HCD-3027 3HCD-3028 3HCD-3029 3HCD-3030 3HCD-3031 3HCD-3032 3HCD-3033 3HCD-3034 3HCD-3035 3HCD-3036 3HCD-3037 3HCD-3038 3HCD-3039 3HCD-3040 3HCD-3041 3HCD-3042 3HCD-3043 3HCD-3044 3HCD-3045 3HCD-3046 3HCD-3047 3HCD-3048 3HCD-3049 3HCD-3050 3HCD-3051 3HCD-3052 3HCD-3053 3HCD-3054 3HCD-3055 3HCD-3056 3HCD-3057 3HCD-3058 3HCD-3059 3HCD-3060 3HCD-3061 3HCD-3062 3HCD-3063 3HCD-3064 3HCD-3065 3HCD-3066 3HCD-3067 3HCD-3068 3HCD-3069 3HCD-3070 3HCD-3071 3HCD-3072 3HCD-3073 3HCD-3074 3HCD-3075 3HCD-3076 3HCD-3077 3HCD-3078 3HCD-3079 3HCD-3080 3HCD-3081 3HCD-3082 3HCD-3083 3HCD-3084 3HCD-3085 3HCD-3086 3HCD-3087 3HCD-3088 3HCD-3089 3HCD-3090 3HCD-3091 3HCD-3092 3HCD-3093 3HCD-3094 3HCD-3095 3HCD-3096 3HCD-3097 3HCD-3098 3HCD-3099 3HCD-3100 3HCD-3101 3HCD-3102 3HCD-3103 3HCD-3104 3HCD-3105 3HCD-3106 3HCD-3107 3HCD-3108 3HCD-3109 3HCD-3110 3HCD-3111 3HCD-3112 3HCD-3113 3HCD-3114 3HCD-3115 3HCD-3116 3HCD-3117 3HCD-3118 3HCD-3119 3HCD-3120 3HCD-3121 3HCD-3122 3HCD-3123 3HCD-3124 3HCD-3125 3HCD-3126 3HCD-3127 3HCD-3128 3HCD-3129 3HCD-3130 3HCD-3131 3HCD-3132 3HCD-3133 3HCD-3134 3HCD-3135 3HCD-3136 3HCD-3137 3HCD-3138 3HCD-3139 3HCD-3140 3HCD-3141 3HCD-3142 3HCD-3143 3HCD-3144 3HCD-3145 3HCD-3146 3HCD-3147 3HCD-3148 3HCD-3149 3HCD-3150 3HCD-3151 3HCD-3152 3HCD-3153 3HCD-3154 3HCD-3155 3HCD-3156 3HCD-3157 3HCD-3158 3HCD-3159 3HCD-3160 3HCD-3161 3HCD-3162 3HCD-3163 3HCD-3164 3HCD-3165 3HCD-3166 3HCD-3167 3HCD-3168 3HCD-3169 3HCD-3170 3HCD-3171 3HCD-3172 3HCD-3173 3HCD-3174 3HCD-3175 3HCD-3176 3HCD-3177 3HCD-3178 3HCD-3179 3HCD-3180 3HCD-3181 3HCD-3182 3HCD-3183 3HCD-3184 3HCD-3185 3HCD-3186 3HCD-3187 3HCD-3188 3HCD-3189 3HCD-3190 3HCD-3191 3HCD-3192 3HCD-3193 3HCD-3194 3HCD-3195 3HCD-3196 3HCD-3197 3HCD-3198 3HCD-3199 3HCD-3200 3HCD-3201 3HCD-3202 3HCD-3203 3HCD-3204 3HCD-3205 3HCD-3206 3HCD-3207 3HCD-3208 3HCD-3209 3HCD-3210 3HCD-3211 3HCD-3212 3HCD-3213 3HCD-3214 3HCD-3215 3HCD-3216 3HCD-3217 3HCD-3218 3HCD-3219 3HCD-3220 3HCD-3221 3HCD-3222 3HCD-3223 3HCD-3224 3HCD-3225 3HCD-3226 3HCD-3227 3HCD-3228 3HCD-3229 3HCD-3230 3HCD-3231 3HCD-3232 3HCD-3233 3HCD-3234 3HCD-3235 3HCD-3236 3HCD-3237 3HCD-3238 3HCD-3239 3HCD-3240 3HCD-3241 3HCD-3242 3HCD-3243 3HCD-3244 3HCD-3245 3HCD-3246 3HCD-3247 3HCD-3248 3HCD-3249 3HCD-3250 3HCD-3251 3HCD-3252 3HCD-3253 3HCD-3254 3HCD-3255 3HCD-3256 3HCD-3257 3HCD-3258 3HCD-3259 3HCD-3260 3HCD-3261 3HCD-3262 3HCD-3263 3HCD-3264 3HCD-3265 3HCD-3266 3HCD-3267 3HCD-3268 3HCD-3269 3HCD-3270 3HCD-3271 3HCD-3272 3HCD-3273 3HCD-3274 3HCD-3275 3HCD-3276 3HCD-3277 3HCD-3278 3HCD-3279 3HCD-3280 3HCD-3281 3HCD-3282 3HCD-3283 3HCD-3284 3HCD-3285 3HCD-3286 3HCD-3287 3HCD-3288 3HCD-3289 3HCD-3290 3HCD-3291 3HCD-3292 3HCD-3293 3HCD-3294 3HCD-3295 3HCD-3296 3HCD-3297 3HCD-3298 3HCD-3299 3HCD-3300 3HCD-3301 3HCD-3302 3HCD-3303 3HCD-3304 3HCD-3305 3HCD-3306 3HCD-3307 3HCD-3308 3HCD-3309 3HCD-3310 3HCD-3311 3HCD-3312 3HCD-3313 3HCD-3314 3HCD-3315 3HCD-3316 3HCD-3317 3HCD-3318 3HCD-3319 3HCD-3320 3HCD-3321 3HCD-3322 3HCD-3323 3HCD-3324 3HCD-3325 3HCD-3326 3HCD-3327 3HCD-3328 3HCD-3329 3HCD-3330 3HCD-3331 3HCD-3332 3HCD-3333 3HCD-3334 3HCD-3335 3HCD-3336 3HCD-3337 3HCD-3338 3HCD-3339 3HCD-3340 3HCD-3341 3HCD-3342 3HCD-3343 3HCD-3344 3HCD-3345 3HCD-3346 3HCD-3347 3HCD-3348 3HCD-3349 3HCD-3350 3HCD-3351 3HCD-3352 3HCD-3353 3HCD-3354 3HCD-3355 3HCD-3356 3HCD-3357 3HCD-3358 3HCD-3359 3HCD-3360 3HCD-3361 3HCD-3362 3HCD-3363 3HCD-3364 3HCD-3365 3HCD-3366 3HCD-3367 3HCD-3368 3HCD-3369 3HCD-3370 3HCD-3371 3HCD-3372 3HCD-3373 3HCD-3374 3HCD-3375 3HCD-3376 3HCD-3377 3HCD-3378 3HCD-3379 3HCD-3380 3HCD-3381 3HCD-3382 3HCD-3383 3HCD-3384 3HCD-3385 3HCD-3386 3HCD-3387 3HCD-3388 3HCD-3389 3HCD-3390 3HCD-3391 3HCD-3392 3HCD-3393 3HCD-3394 3HCD-3395 3HCD-3396 3HCD-3397 3HCD-3398 3HCD-3399 3HCD-3400 3HCD-3401 3HCD-3402 3HCD-3403 3HCD-3404 3HCD-3405 3HCD-3406 3HCD-3407 3HCD-3408 3HCD-3409 3HCD-3410 3HCD-3411 3HCD-3412 3HCD-3413 3HCD-3414 3HCD-3415 3HCD-3416 3HCD-3417 3HCD-3418 3HCD-3419 3HCD-3420 3HCD-3421 3HCD-3422 3HCD-3423 3HCD-3424 3HCD-3425 3HCD-3426 3HCD-3427 3HCD-3428 3HCD-3429 3HCD-3430 3HCD-3431 3HCD-3432 3HCD-3433 3HCD-3434 3HCD-3435 3HCD-3436 3HCD-3437 3HCD-3438 3HCD-3439 3HCD-3440 3HCD-3441 3HCD-3442 3HCD-3443 3HCD-3444 3HCD-3445 3HCD-3446 3HCD-3447 3HCD-3448 3HCD-3449 3HCD-3450 3HCD-3451 3HCD-3452 3HCD-3453 3HCD-3454 3HCD-3455 3HCD-3456 3HCD-3457 3HCD-3458 3HCD-3459 3HCD-3460 3HCD-3461 3HCD-3462 3HCD-3463 3HCD-3464 3HCD-3465 3HCD-3466 3HCD-3467 3HCD-3468 3HCD-3469 3HCD-3470 3HCD-3471 3HCD-3472 3HCD-3473 3HCD-3474 3HCD-3475 3HCD-3476 3HCD-3477 3HCD-3478 3HCD-3479 3HCD-3480 3HCD-3481 3HCD-3482 3HCD-3483 3HCD-3484 3HCD-3485 3HCD-3486 3HCD-3487 3HCD-3488 3HCD-3489 3HCD-3490 3HCD-3491 3HCD-3492 3HCD-3493 3HCD-3494 3HCD-3495 3HCD-3496 3HCD-3497 3HCD-3498 3HCD-3499 3HCD-3500 3HCD-3501 3HCD-3502 3HCD-3503 3HCD-3504 3HCD-3505 3HCD-3506 3HCD-3507 3HCD-3508 3HCD-3509 3HCD-3510 3HCD-3511 3HCD-3512 3HCD-3513 3HCD-3514 3HCD-3515 3HCD-3516 3HCD-3517 3HCD-3518 3HCD-3519 3HCD-3520 3HCD-3521 3HCD-3522 3HCD-3523 3HCD-3524 3HCD-3525 3HCD-3526 3HCD-3527 3HCD-3528 3HCD-3529 3HCD-3530 3HCD-3531 3HCD-3532 3HCD-3533 3HCD-3534 3HCD-3535 3HCD-3536 3HCD-3537 3HCD-3538 3HCD-3539 3HCD-3540 3HCD-3541 3HCD-3542 3HCD-3543 3HCD-3544 3HCD-3545 3HCD-3546 3HCD-3547 3HCD-3548 3HCD-3549 3HCD-3550 3HCD-3551 3HCD-3552 3HCD-3553 3HCD-3554 3HCD-3555 3HCD-3556 3HCD-3557 3HCD-3558 3HCD-3559 3HCD-3560 3HCD-3561 3HCD-3562 3HCD-3563 3HCD-3564 3HCD-3565 3HCD-3566 3HCD-3567 3HCD-3568 3HCD-3569 3HCD-3570 3HCD-3571 3HCD-3572 3HCD-3573 3HCD-3574 3HCD-3575 3HCD-3576 3HCD-3577 3HCD-3578 3HCD-3579 3HCD-3580 3HCD-3581 3HCD-3582 3HCD-3583 3HCD-3584 3HCD-3585 3HCD-3586 3HCD-3587 3HCD-3588 3HCD-3589 3HCD-3590 3HCD-3591 3HCD-3592 3HCD-3593 3HCD-3594 3HCD-3595 3HCD-3596 3HCD-3597 3HCD-3598 3HCD-3599 3HCD-3600 3HCD-3601 3HCD-3602 3HCD-3603 3HCD-3604 3HCD-3605 3HCD-3606 3HCD-3607 3HCD-3608 3HCD-3609 3HCD-3610 3HCD-3611 3HCD-3612 3HCD-3613 3HCD-3614 3HCD-3615 3HCD-3616 3HCD-3617 3HCD-3618 3HCD-3619 3HCD-3620 3HCD-3621 3HCD-3622 3HCD-3623 3HCD-3624 3HCD-3625 3HCD-3626 3HCD-3627 3HCD-3628 3HCD-3629 3HCD-3630 3HCD-3631 3HCD-3632 3HCD-3633 3HCD-3634 3HCD-3635 3HCD-3636 3HCD-3637 3HCD-3638 3HCD-3639 3HCD-3640 3HCD-3641 3HCD-3642 3HCD-3643 3HCD-3644 3HCD-3645 3HCD-3646 3HCD-3647 3HCD-3648 3HCD-3649 3HCD-3650 3HCD-3651 3HCD-3652 3HCD-3653 3HCD-3654 3HCD-3655 3HCD-3656 3HCD-3657 3HCD-3658 3HCD-3659 3HCD-3660 3HCD-3661 3HCD-3662 3HCD-3663 3HCD-3664 3HCD-3665 3HCD-3666 3HCD-3667 3HCD-3668 3HCD-3669 3HCD-3670 3HCD-3671 3HCD-3672 3HCD-3673 3HCD-3674 3HCD-3675 3HCD-3676 3HCD-3677 3HCD-3678 3HCD-3679 3HCD-3680 3HCD-3681 3HCD-3682 3HCD-3683 3HCD-3684 3HCD-3685 3HCD-3686 3HCD-3687 3HCD-3688 3HCD-3689 3HCD-3690 3HCD-3691 3HCD-3692 3HCD-3693 3HCD-3694 3HCD-3695 3HCD-3696 3HCD-3697 3HCD-3698 3HCD-3699 3HCD-3700 3HCD-3701 3HCD-3702 3HCD-3703 3HCD-3704 3HCD-3705 3HCD-3706 3HCD-3707 3HCD-3708 3HCD-3709 3HCD-3710 3HCD-3711 3HCD-3712 3HCD-3713 3HCD-3714 3HCD-3715 3HCD-3716 3HCD-3717 3HCD-3718 3HCD-3719 3HCD-3720 3HCD-3721 3HCD-3722 3HCD-3723 3HCD-3724 3HCD-3725 3HCD-3726 3HCD-3727 3HCD-3728 3HCD-3729 3HCD-3730 3HCD-3731 3HCD-3732 3HCD-3733 3HCD-3734 3HCD-3735 3HCD-3736 3HCD-3737 3HCD-3738 3HCD-3739 3HCD-3740 3HCD-3741 3HCD-3742 3HCD-3743 3HCD-3744 3HCD-3745 3HCD-3746 3HCD-3747 3HCD-3748 3HCD-3749 3HCD-3750 3HCD-3751 3HCD-3752 3HCD-3753 3HCD-3754 3HCD-3755 3HCD-3756 3HCD-3757 3HCD-3758 3HCD-3759 3HCD-3760 3HCD-3761 3HCD-3762 3HCD-3763 3HCD-3764 3HCD-3765 3HCD-3766 3HCD-3767 3HCD-3768 3HCD-3769 3HCD-3770 3HCD-3771 3HCD-3772 3HCD-3773 3HCD-3774 3HCD-3775 3HCD-3776 3HCD-3777 3HCD-3778 3HCD-3779 3HCD-3780 3HCD-3781 3HCD-3782 3HCD-3783 3HCD-3784 3HCD-3785 3HCD-3786 3HCD-3787 3HCD-3788 3HCD-3789 3HCD-3790 3HCD-3791 3HCD-3792 3HCD-3793 3HCD-3794 3HCD-3795 3HCD-3796 3HCD-3797 3HCD-3798 3HCD-3799 3HCD-3800 3HCD-3801 3HCD-3802 3HCD-3803 3HCD-3804 3HCD-3805 3HCD-3806 3HCD-3807 3HCD-3808 3HCD-3809 3HCD-3810 3HCD-3811 3HCD-3812 3HCD-3813 3HCD-3814 3HCD-3815 3HCD-3816 3HCD-3817 3HCD-3818 3HCD-3819 3HCD-3820 3HCD-3821 3HCD-3822 3HCD-3823 3HCD-3824 3HCD-3825 3HCD-3826 3HCD-3827 3HCD-3828 3HCD-3829 3HCD-3830 3HCD-3831 3HCD-3832 3HCD-3833 3HCD-3834 3HCD-3835 3HCD-3836 3HCD-3837 3HCD-3838 3HCD-3839 3HCD-3840 3HCD-3841 3HCD-3842 3HCD-3843 3HCD-3844 3HCD-3845 3HCD-3846 3HCD-3847 3HCD-3848 3HCD-3849 3HCD-3850 3HCD-3851 3HCD-3852 3HCD-3853 3HCD-3854 3HCD-3855 3HCD-3856 3HCD-3857 3HCD-3858 3HCD-3859 3HCD-3860 3HCD-3861 3HCD-3862 3HCD-3863 3HCD-3864 3HCD-3865 3HCD-3866 3HCD-3867 3HCD-3868 3HCD-3869 3HCD-3870 3HCD-3871 3HCD-3872 3HCD-3873 3HCD-3874 3HCD-3875 3HCD-3876 3HCD-3877 3HCD-3878 3HCD-3879 3HCD-3880 3HCD-3881 3HCD-3882 3HCD-3883 3HCD-3884 3HCD-3885 3HCD-3886 3HCD-3887 3HCD-3888 3HCD-3889 3HCD-3890 3HCD-3891 3HCD-3892 3HCD-3893 3HCD-3894 3HCD-3895 3HCD-3896 3HCD-3897 3HCD-3898 3HCD-3899 3HCD-3900 3HCD-3901 3HCD-3902 3HCD-3903 3HCD-3904 3HCD-3905 3HCD-3906 3HCD-3907 3HCD-3908 3HCD-3909 3HCD-3910 3HCD-3911 3HCD-3912 3HCD-3913 3HCD-3914 3HCD-3915 3HCD-3916 3HCD-3917 3HCD-3918 3HCD-3919 3HCD-3920 3HCD-3921 3HCD-3922 3HCD-3923 3HCD-3924 3HCD-3925 3HCD-3926 3HCD-3927 3HCD-3928 3HCD-3929 3HCD-3930 3HCD-3931 3HCD-3932 3HCD-3933 3HCD-3934 3HCD-3935 3HCD-3936 3HCD-3937 3HCD-3938 3HCD-3939 3HCD-3940 3HCD-3941 3HCD-3942 3HCD-3943 3HCD-3944 3HCD-3945 3HCD-3946 3HCD-3947 3HCD-3948 3HCD-3949 3HCD-3950 3HCD-3951 3HCD-3952 3HCD-3953 3HCD-3954 3HCD-3955 3HCD-3956 3HCD-3957 3HCD-3958 3HCD-3959 3HCD-3960 3HCD-3961 3HCD-3962 3HCD-3963 3HCD-3964 3HCD-3965 3HCD-3966 3HCD-3967 3HCD-3968 3HCD-3969 3HCD-3970 3HCD-3971 3HCD-3972 3HCD-3973 3HCD-3974 3HCD-3975 3HCD-3976 3HCD-3977 3HCD-3978 3HCD-3979 3HCD-3980 3HCD-3981 3HCD-3982 3HCD-3983 3HCD-3984 3HCD-3985 3HCD-3986 3HCD-3987 3HCD-3988 3HCD-3989 3HCD-3990 3HCD-3991 3HCD-3992 3HCD-3993 3HCD-3994 3HCD-3995 3HCD-3996 3HCD-3997 3HCD-3998 3HCD-3999 3HCD-4000 3HCD-4001 3HCD-4002 3HCD-4003 3HCD-4004 3HCD-4005 3HCD-4006 3HCD-4007 3HCD-4008 3HCD-4009 3HCD-4010 3HCD-4011 3HCD-4012 3HCD-4013 3HCD-4014 3HCD-4015 3HCD-4016 3HCD-4017 3HCD-4018 3HCD-4019 3HCD-4020 3HCD-4021 3HCD-4022 3HCD-4023 3HCD-4024 3HCD-4025 3HCD-4026 3HCD-4027 3HCD-4028 3HCD-4029 3HCD-4030 3HCD-4031 3HCD-4032 3HCD-4033 3HCD-4034 3HCD-4035 3HCD-4036 3HCD-4037 3HCD-4038 3HCD-4039 3HCD-4040 3HCD-4041 3HCD-4042 3HCD-4043 3HCD-4044 3HCD-4045 3HCD-4046 3HCD-4047 3HCD-4048 3HCD-4049 3HCD-4050 3HCD-4051 3HCD-4052 3HCD-4053 3HCD-4054 3HCD-4055 3HCD-4056 3HCD-4057 3HCD-4058 3HCD-4059 3HCD-4060 3HCD-4061 3HCD-4062 3HCD-4063 3HCD-4064 3HCD-4065 3HCD-4066 3HCD-4067 3HCD-4068 3HCD-4069 3HCD-4070 3HCD-4071 3HCD-4072 3HCD-4073 3HCD-4074 3HCD-4075 3HCD-4076 3HCD-4077 3HCD-4078 3HCD-4079 3HCD-4080 3HCD-4081 3HCD-4082 3HCD-4083 3HCD-4084 3HCD-4085 3HCD-4086 3HCD-4087 3HCD-4088 3HCD-4089 3HCD-4090 3HCD-4091 3HCD-4092 3HCD-4093 3HCD-4094 3HCD-4095 3HCD-4096 3HCD-4097 3HCD-4098 3HCD-4099 3HCD-4100 3HCD-4101 3HCD-4102 3HCD-4103 3HCD-4104 3HCD-4105 3HCD-4106 3HCD-4107 3HCD-4108 3HCD-4109 3HCD-4110 3HCD-4111 3HCD-4112 3HCD-4113 3HCD-4114 3HCD-4115 3HCD-4116 3HCD-4117 3HCD-4118 3HCD-4119 3HCD-4120 3HCD-4121 3HCD-4122 3HCD-4123 3HCD-4124 3HCD-4125 3HCD-4126 3HCD-4127 3HCD-4128 3HCD-4129 3HCD-4130 3HCD-4131 3HCD-4132 3HCD-4133 3HCD-4134 3HCD-4135 3HCD-4136 3HCD-4137 3HCD-4138 3HCD-4139 3HCD-4140 3HCD-4141 3HCD-4142 3HCD-4143 3HCD-4144 3HCD-4145 3HCD-4146 3HCD-4147 3HCD-4148 3HCD-4149 3HCD-4150 3HCD-4151 3HCD-4152 3HCD-4153 3HCD-4154 3HCD-4155 3HCD-4156 3HCD-4157 3HCD-4158 3HCD-4159 3HCD-4160 3HCD-4161 3HCD-4162 3HCD-4163 3HCD-4164 3HCD-4165 3HCD-4166 3HCD-4167 3HCD-4168 3HCD-4169 3HCD-4170 3HCD-4171 3HCD-4172 3HCD-4173 3HCD-4174 3HCD-4175 3HCD-4176 3HCD-4177 3HCD-4178 3HCD-4179 3HCD-4180 3HCD-4181 3HCD-4182 3HCD-4183 3HCD-4184 3HCD-4185 3HCD-4186 3HCD-4187 3HCD-4188 3HCD-4189 3HCD-4190 3HCD-4191 3HCD-4192 3HCD-4193 3HCD-4194 3HCD-4195 3HCD-4196 3HCD-4197 3HCD-4198 3HCD-4199 3HCD-4200 3HCD-4201 3HCD-4202 3HCD-4203 3HCD-4204 3HCD-4205 3HCD-4206 3HCD-4207 3HCD-4208 3HCD-4209 3HCD-4210 3HCD-4211 3HCD-4212 3HCD-4213 3HCD-4214 3HCD-4215 3HCD-4216 3HCD-4217 3HCD-4218 3HCD-4219 3HCD-4220 3HCD-4221 3HCD-4222 3HCD-4223 3HCD-4224 3HCD-4225 3HCD-4226 3HCD-4227 3HCD-4228 3HCD-4229 3HCD-4230 3HCD-4231 3HCD-4232 3HCD-4233 3HCD-4234 3HCD-4235 3HCD-4236 3HCD-4237 3HCD-4238 3HCD-4239 3HCD-4240 3HCD-4241 3HCD-4242 3HCD-4243 3HCD-4244 3HCD-4245 3HCD-4246 3HCD-4247 3HCD-4248 3HCD-4249 3HCD-4250 3HCD-4251 3HCD-4252 3HCD-4253 3HCD-4254 3HCD-4255 3HCD-4256 3HCD-4257 3HCD-4258 3HCD-4259 3HCD-4260 3HCD-4261 3HCD-4262 3HCD-4263 3HCD-4264 3HCD-4265 3HCD-4266 3HCD-4267 3HCD-4268 3HCD-4269 3HCD-4270 3HCD-4271 3HCD-4272 3HCD-4273 3HCD-4274 3HCD-4275 3HCD-4276 3HCD-4277 3HCD-4278 3HCD-4279 3HCD-4280 3HCD-4281 3HCD-4282 3HCD-4283 3HCD-4284 3HCD-4285 3HCD-4286 3HCD-4287 3HCD-4288 3HCD-4289 3HCD-4290 3HCD-4291 3HCD-4292 3HCD-4293 3HCD-4294 3HCD-4295 3HCD-4296 3HCD-4297 3HCD-4298 3HCD-4299 3HCD-4300 3HCD-4301 3HCD-4302 3HCD-4303 3HCD-4304 3HCD-4305 3HCD-4306 3HCD-4307 3HCD-4308 3HCD-4309 3HCD-4310 3HCD-4311 3HCD-4312 3HCD-4313 3HCD-4314 3HCD-4315 3HCD-4316 3HCD-4317 3HCD-

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

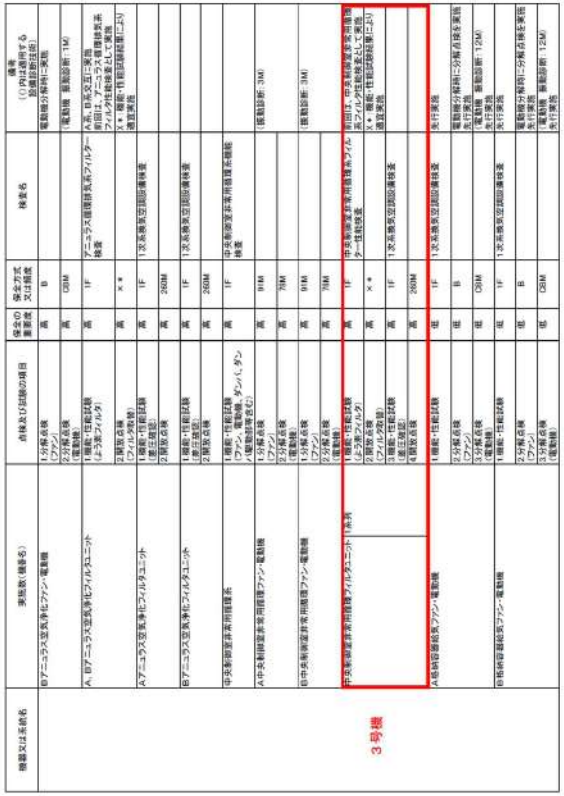
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は中央制御室循環ファンと中央制御室空調ファンをまとめて記載している。 【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：ＨＴ３－７７	【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は中央制御室循環ファンと中央制御室空調ファンをまとめて記載している。 【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は中央制御室循環ファンと中央制御室空調ファンをまとめて記載している。 【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉

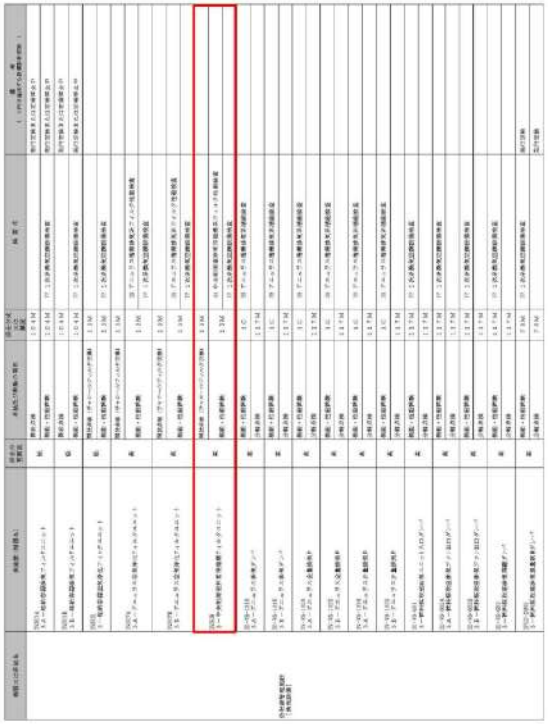


機器又は系統名	運転数（稼働台）	点検及び試験の項目	保全の重要度	保全方式（CBM又は時間）	検査名	備考（（○）内は適用する設備診断技術）
	Bアニュラス空気浄化ファン：電動機	1.分解点検（ファン）	高	B		電動機：振動診断：1M
		2.分解点検（電動機）	高	CBM		（電動機：振動診断：1M）
	A、Bアニュラス空気浄化フィルタユニット	1.機能・性能試験（よう素フィルタ）	高	1F	アニュラス循環排気系フィルター検査	A系、B系交互に実施。循環排気用ファンは、運転状態として実施。
		2.取放点検（フィルタ取替）	高	×＊		＊：機能・性能試験結果により
	Aアニュラス空気浄化フィルタユニット	1.機能・性能試験（ダクト）	高	1F	1次系換気空調設備検査	通常実施
		2.取放点検	高	2M		
	Bアニュラス空気浄化フィルタユニット	1.機能・性能試験（ダクト）	高	1F	1次系換気空調設備検査	
		2.取放点検	高	2M		
	中央制御室非常用循環系	1.機能・性能試験（ファン、電動機、ダンパ、電動機：振動診断）	高	1F	中央制御室非常用循環系機能検査	
	A中央制御室非常用循環ファン：電動機	1.分解点検（ファン）	高	9M		振動診断：3M
		2.分解点検（ファン）	高	7M		
	B中央制御室非常用循環ファン：電動機	1.分解点検（ファン）	高	9M		振動診断：3M
		2.分解点検（ファン）	高	7M		
	中央制御室非常用循環フィルタユニット（1系列）	1.機能・性能試験	高	1F	中央制御室非常用循環フィルター性能検査	前回は、中央制御室非常用循環系フィルタ性能検査として実施
		2.取放点検（よう素フィルタ）	高	×＊		＊：機能・性能試験結果により
		3.取放点検（フィルタ取替）	高	1F	1次系換気空調設備検査	通常実施
		4.取放点検（逆止弁）	高	2M		
	A格納容器気ファン：電動機	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	先行実施
		2.分解点検（ファン）	低	B		電動機分解時に分解点検を実施
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		（電動機：振動診断：12M）
		4.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	先行実施
	B格納容器気ファン：電動機	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	先行実施
		2.分解点検（ファン）	低	B		電動機分解時に分解点検を実施
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		（電動機：振動診断：12M）

3号機

女川原子力発電所２号炉

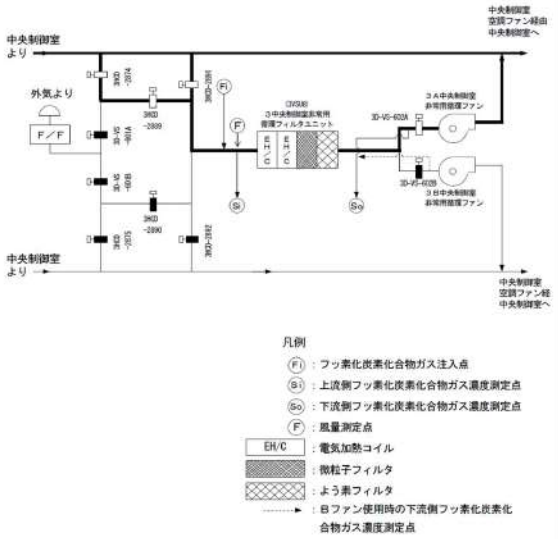
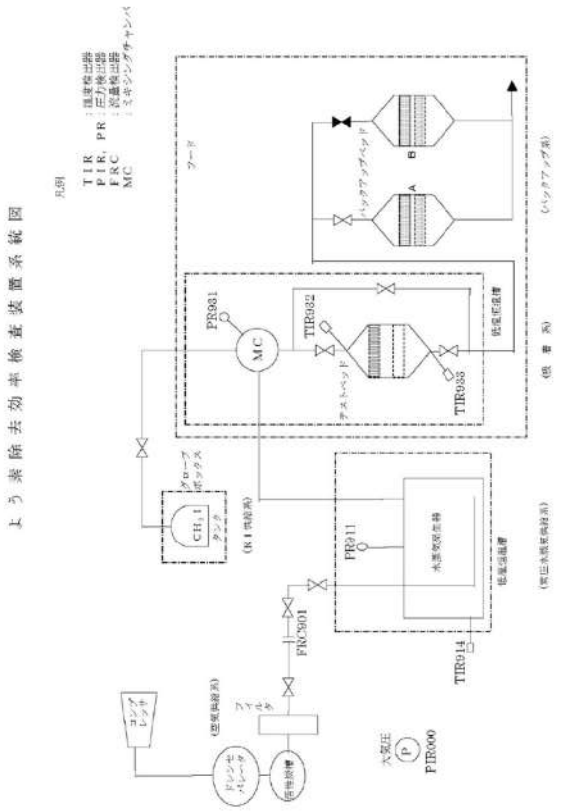
泊発電所３号炉



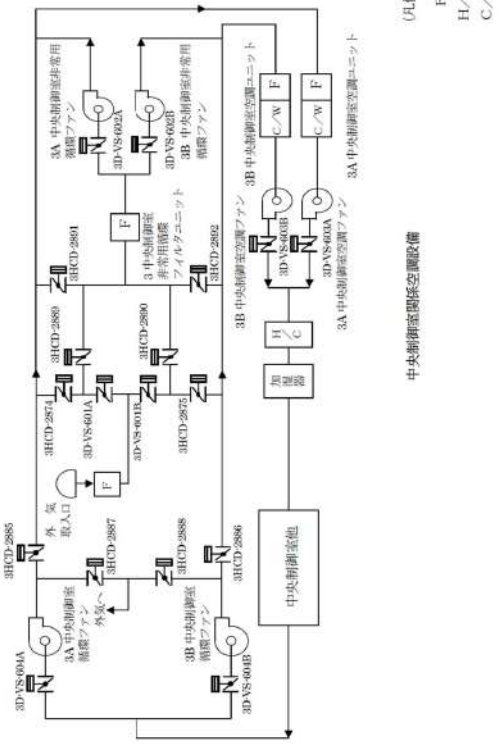
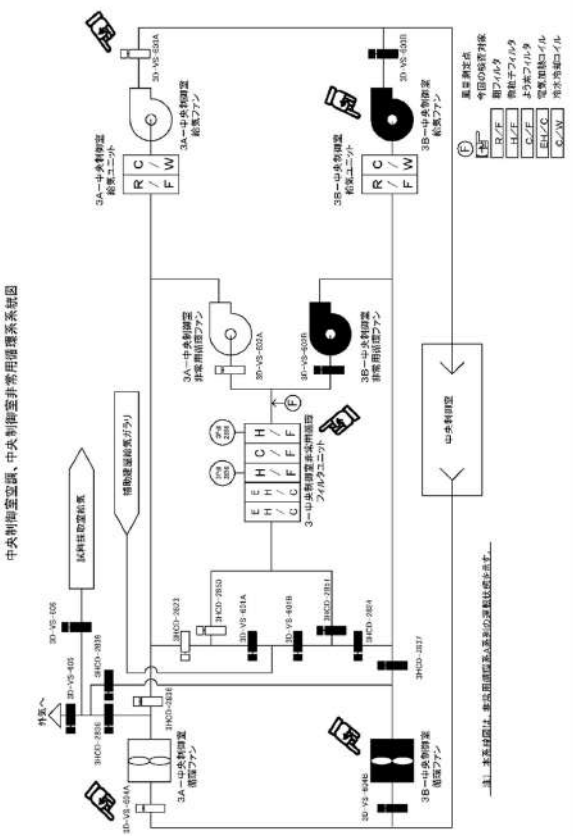
差異理由

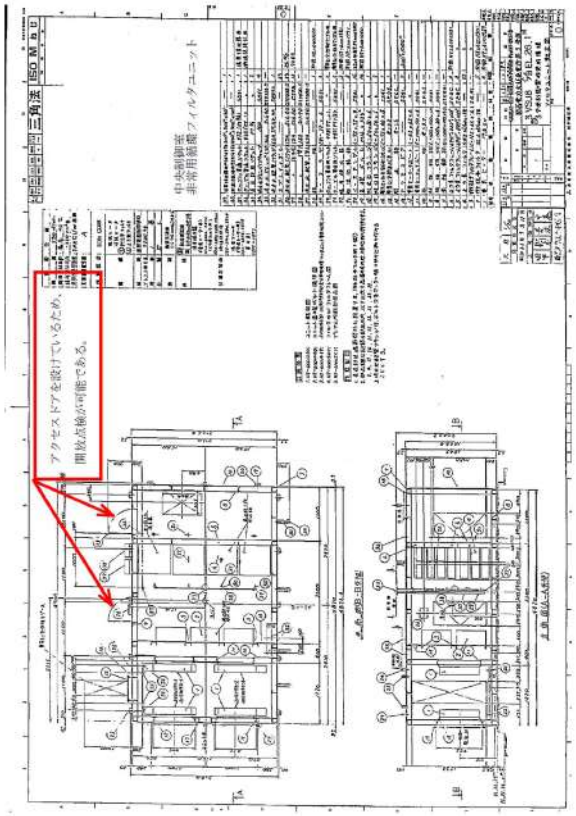
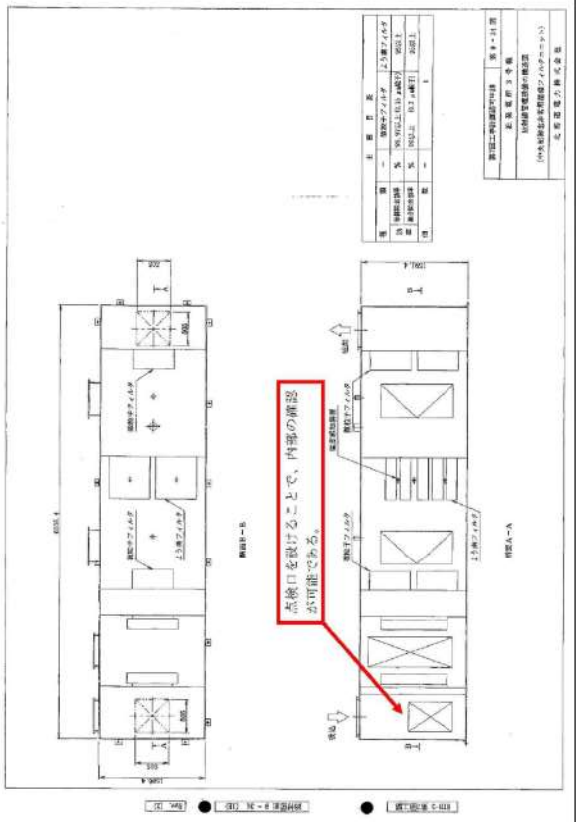
【女川】大飯審査実績の反映

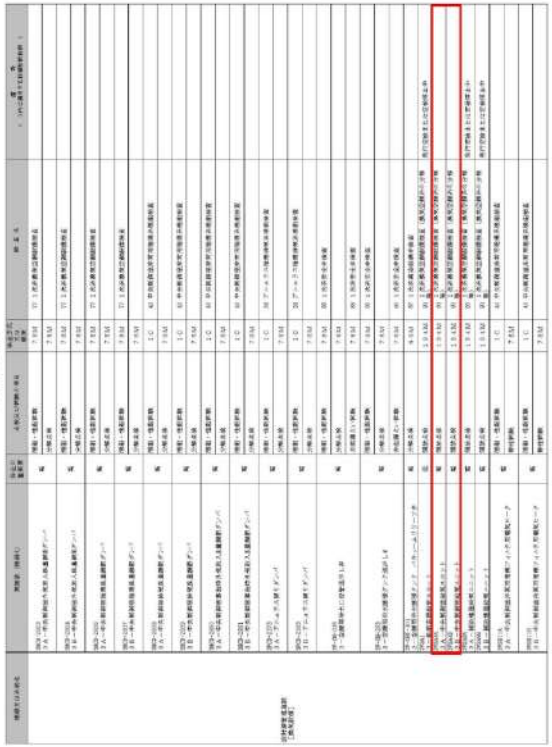
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　1 関西電力株式会社　大飯発電所 第３号機　第１６保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：中央制御室非常用循環系フィルター性能検査 要領書番号：Ｏ３－１６－１４７		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：中央制御室非常用循環系フィルタ性能検査 要領書番号：ＨＴ３－４１	【女川】大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
添付資料－6 中央制御室非常用循環系系統図  （注）中央制御室非常用循環ファン運転については、検査時期の状態により異なる場合がある。 本図は、３Ａ中央制御室非常用循環ファン運転時のダンパ開閉状態を示す。		 	【女川】大飯審査実績の反映

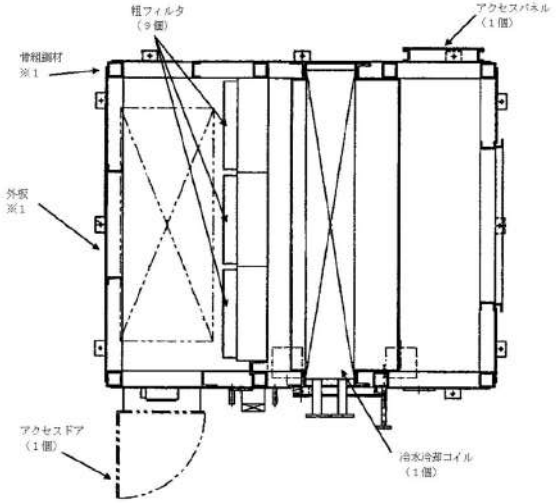
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　4 関西電力株式会社　大飯発電所 第３号機　第１６保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：Ｏ３－１６－３１５		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：ＨＴ３－７７	【女川】大飯審査実績の反映

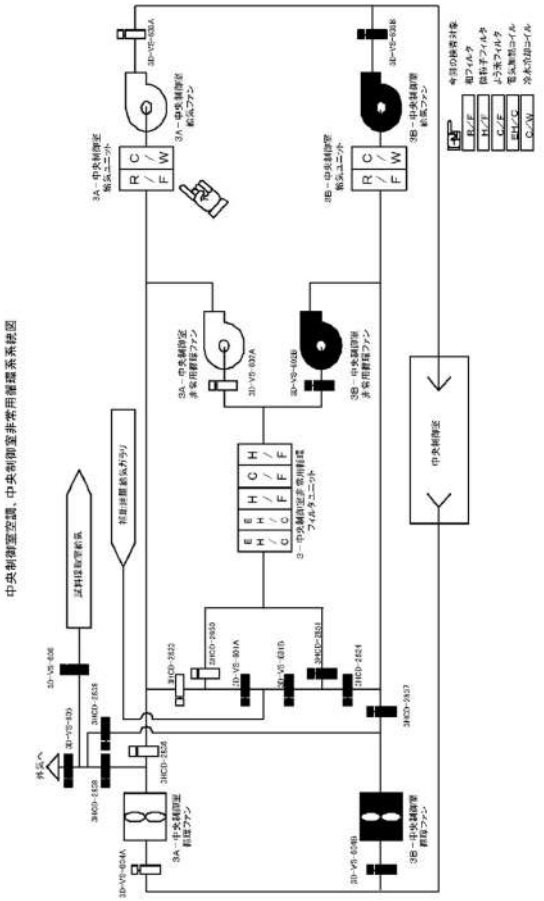
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
検査系統図  		 	【女川】大飯審査実績の反映

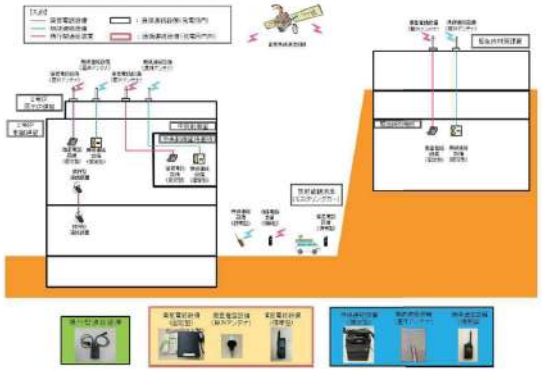
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【女川】大飯審査実績の反映

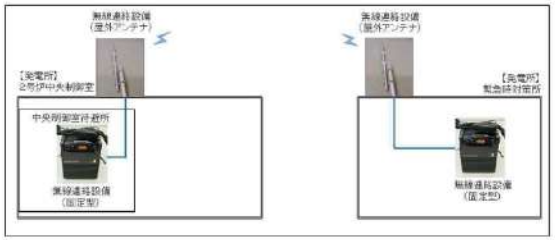
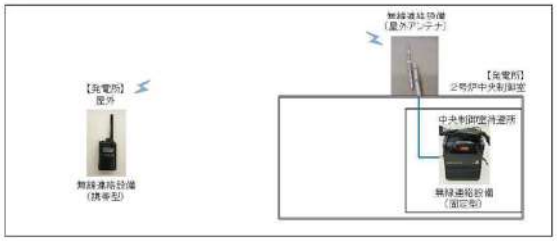
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は後段で記載しているため，当該ページに泊欄を再掲して比較している。 【女川】大飯審査実績の反映

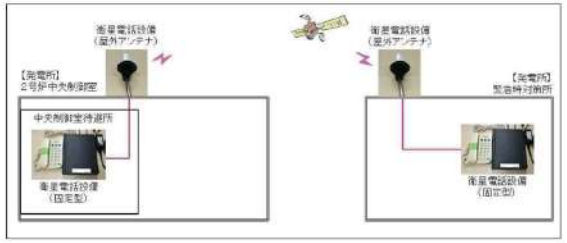
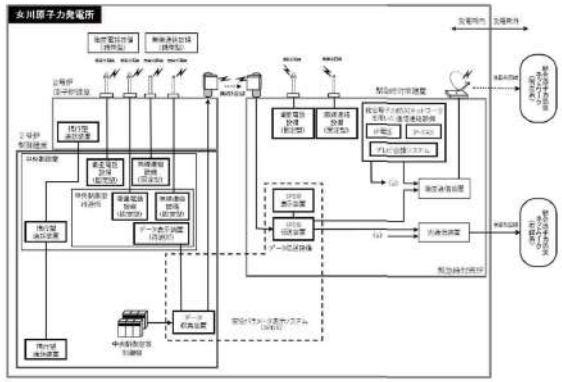
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：１次系換気空調設備検査 （換気空調系の分解等） 要領書番号：ＨＴ３－９３	【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は後段で記載しているため，当該ページに泊欄を再掲して比較している。 【女川】大飯審査実績の反映

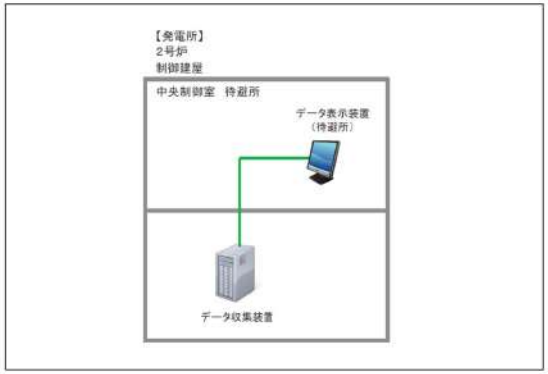
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		中央制御室給気ユニット構造図  ※１　骨組・補強鋼材および外板を称して「ユニットケーシング」とする。	【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は後段で記載しているため，当該ページに泊欄を再掲して比較している。 【女川】大飯審査実績の反映

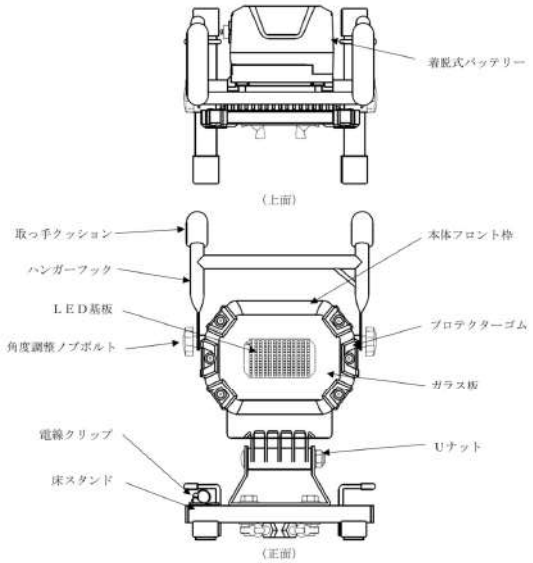
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】記載箇所の相違 ・大飯は後段で記載しているため，当該ページに泊欄を再掲して比較している。 【女川】大飯審査実績の反映

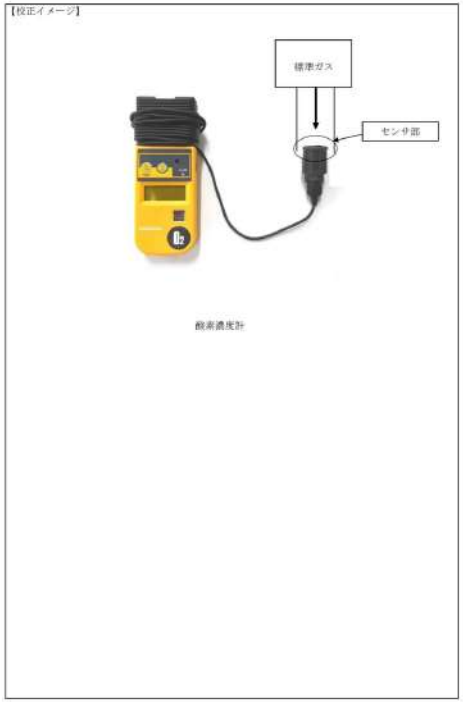
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	○無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験及び検査について 無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）における試験及び検査は表59-5-5のとおりである。 無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要を図59-5-3に示す。 表 59-5-5　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験及び検査 <table><tr><th>状態</th><th>項目</th><th>試験・検査項目</th></tr><tr><td rowspan="2">運転中 又は停止中</td><td>外観検査機能・ 性能試験</td><td>通話通信の確認</td></tr><tr><td>外観確認</td><td>外観の確認</td></tr></table>  図 59-5-3　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要		①の相違

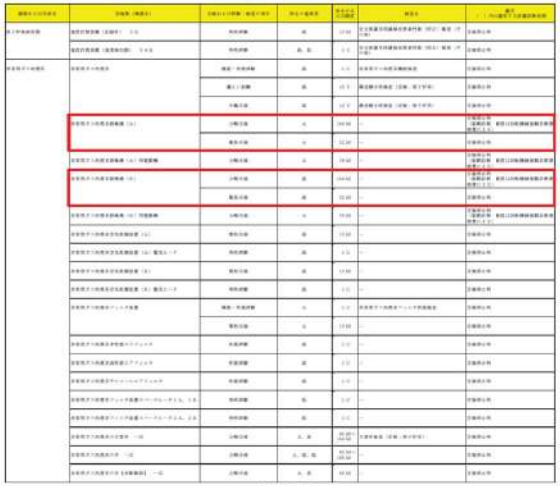
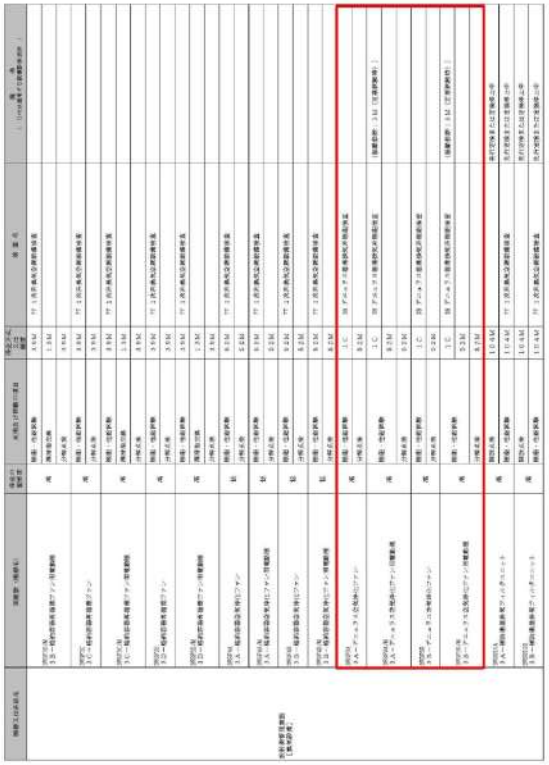
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	無線連絡設備（固定型）　試験・検査内容 【試験構成】  ※試験区間：２号炉中央制御室待避所　～　緊急時対策所 図 59-5-4　無線連絡設備（固定型）試験・検査構成 無線連絡設備（携帯型／固定型）　試験・検査内容 【試験構成】  ※ 試験区間：現場（屋外）　～　２号炉中央制御室待避所 図 59-5-5　無線連絡設備（携帯型／固定型）試験・検査構成		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	衛星電話設備（固定型）　試験・検査内容 【試験構成】  ※ 試験区間：2号炉中央制御室待避所　～　緊急時対策所 図59-5-6　衛星電話設備（固定型）試験・検査構成 ○データ表示装置（待避所）の試験及び検査について データ表示装置（待避所）における試験及び検査は表59-5-6のとおりである。 データ表示装置（待避所）の概要を図59-5-7に示す。 表 59-5-6　データ表示装置（待避所）の試験及び検査 状態 / 項目 / 試験・検査項目 運転中又は停止中 / 外観検査 機能・性能試験 / 通話通信の確認 運転中又は停止中 / 外観確認 / 外観の確認  図 59-5-7　データ表示装置（待避所）の概要		①の相違

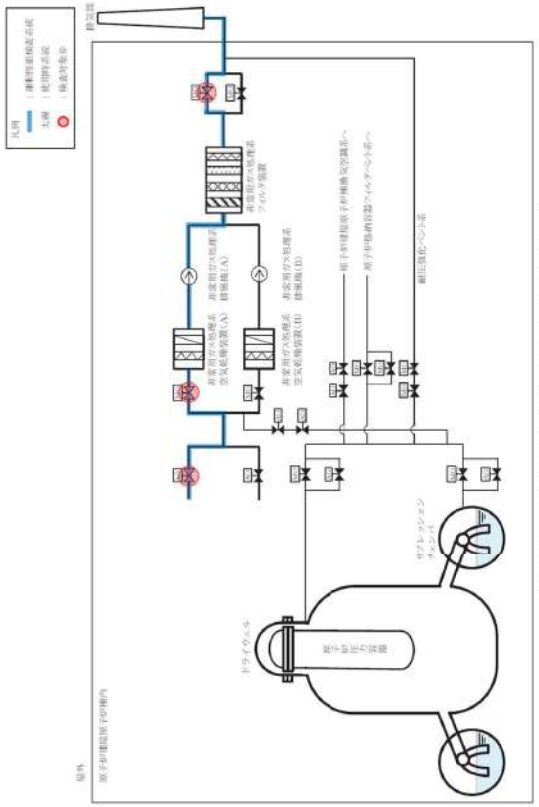
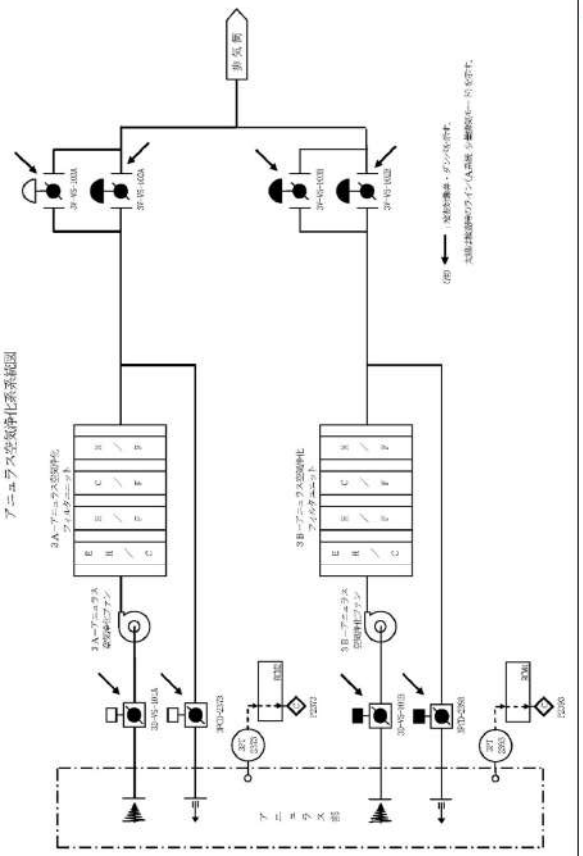
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	データ表示装置（待避所）　試験・検査内容 【試験構成】  図 59-5-8　データ表示装置（待避所）試験・検査構成		①の相違

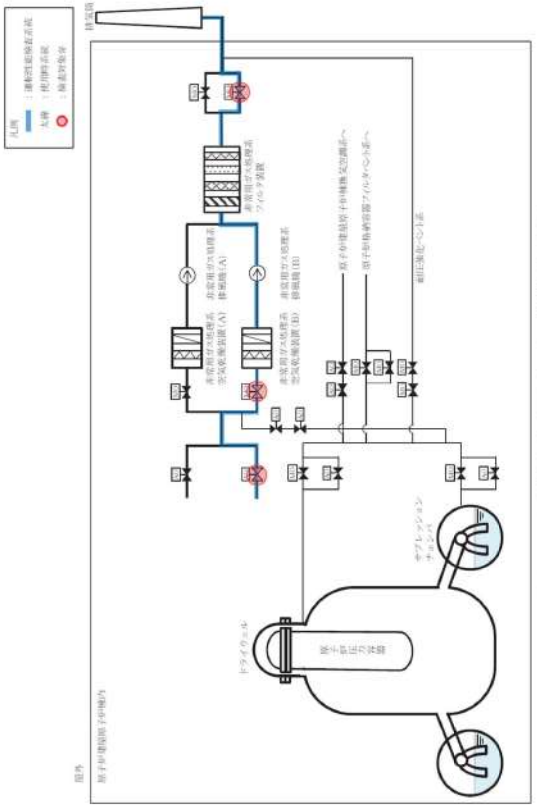
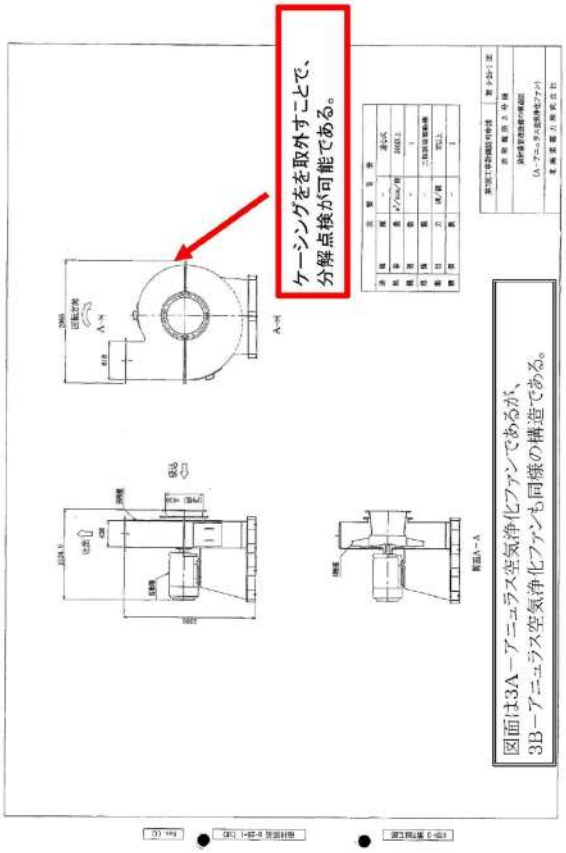
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
可搬型照明（ＳＡ）外形図 		【再掲】 ○可搬型照明（SA）の試験及び検査について 可搬型照明(SA)は，原子炉の運転中及び停止中に表59-3-1に示す試験及び検査が可能な設計とする。 表59-3-1　可搬型照明（SA）の試験及び検査 状態：運転中又は停止中／項目：外観検査／試験・検査項目：外観の確認 状態：運転中又は停止中／項目：機能・性能確認／試験・検査項目：点灯確認  図59-3-1 可搬型照明（SA）の概略図	【大飯】記載箇所の相違 ・泊は女川同様，「５９－３　試験・検査説明資料」の最初に可搬型照明を記載している。比較のため欄を再掲した。 ・記載する情報は女川実績を反映したため，大飯とは相違している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
 【校正イメージ】  二酸化炭素濃度計	○酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び差圧計の試験及び検査について 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び差圧計は，運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。 酸素濃度計外観図を図59-5-9，二酸化炭素濃度計外観図を図59-5-10に示す。  図 59-5-9　酸素濃度計の外観図  図 59-5-10　二酸化炭素濃度計の外観図	○酸素濃度・二酸化炭素濃度計の試験及び検査について 酸素濃度・二酸化炭素濃度計は運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。 酸素濃度・二酸化炭素濃度計外観図を以下に示す。  酸素濃度・二酸化炭素濃度計の外観図	【大飯】女川審査実績の反映

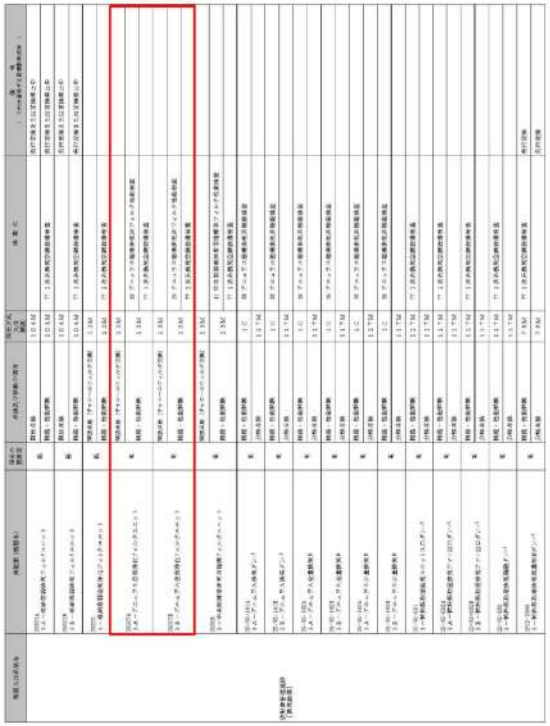
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	表 59-5-7　女川原子力発電所　第２号機　保全計画（第 11 保全サイクル） （非常用ガス処理系）  点検計画		②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	東北電力株式会社 女川原子力発電所第２号機 第１１保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：非常用ガス処理系機能検査 要領書番号：Ｏ２－０３５	北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：アニュラス循環排気系機能検査 要領書番号：ＨＴ３－３８	②の相違

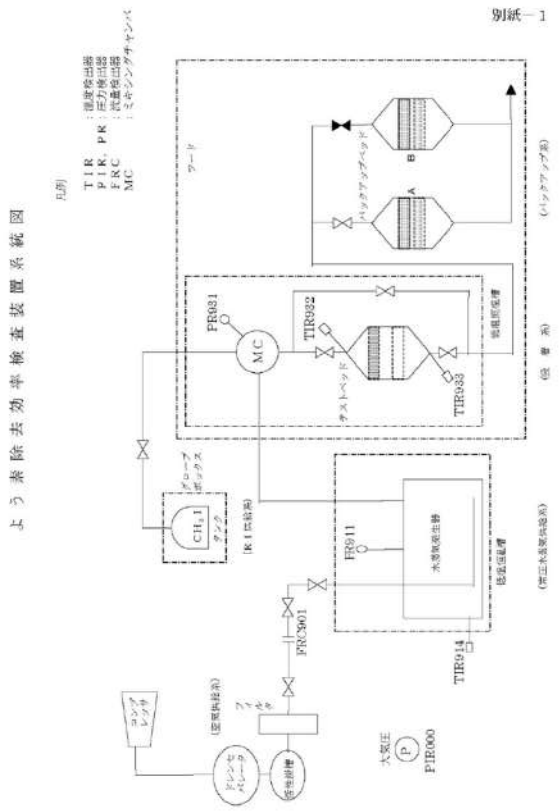
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-5-11　非常用ガス処理系Ａ系　性能検査系統図	 アニュラス空気浄化系系統図	②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-5-12　非常用ガス処理系Ｂ系　性能検査系統図		②の相違

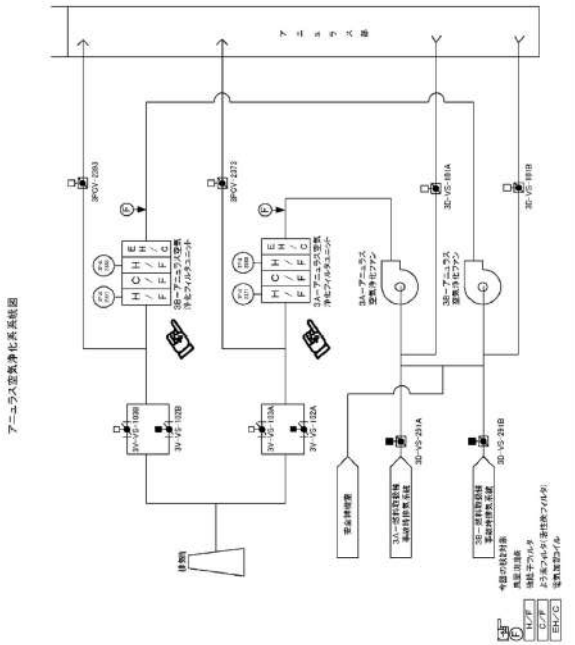
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

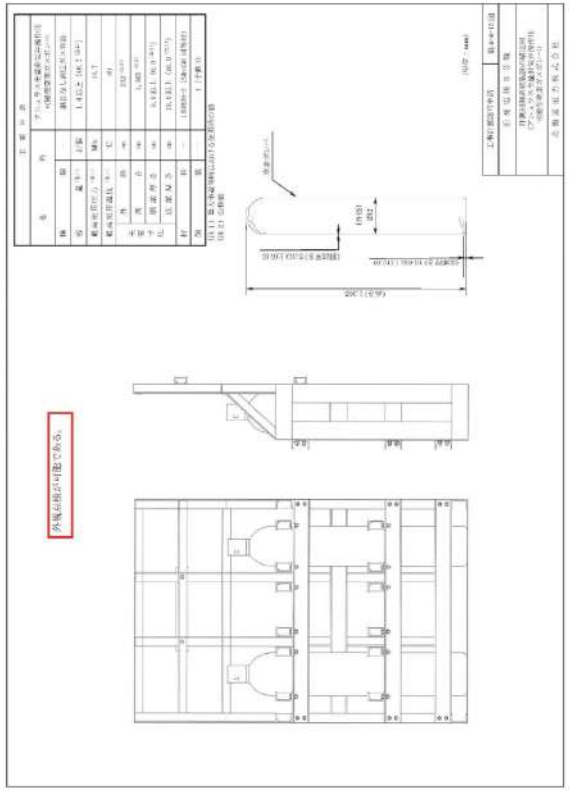
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 図 59-5-13　非常用ガス処理系排風機　構造図		②の相違

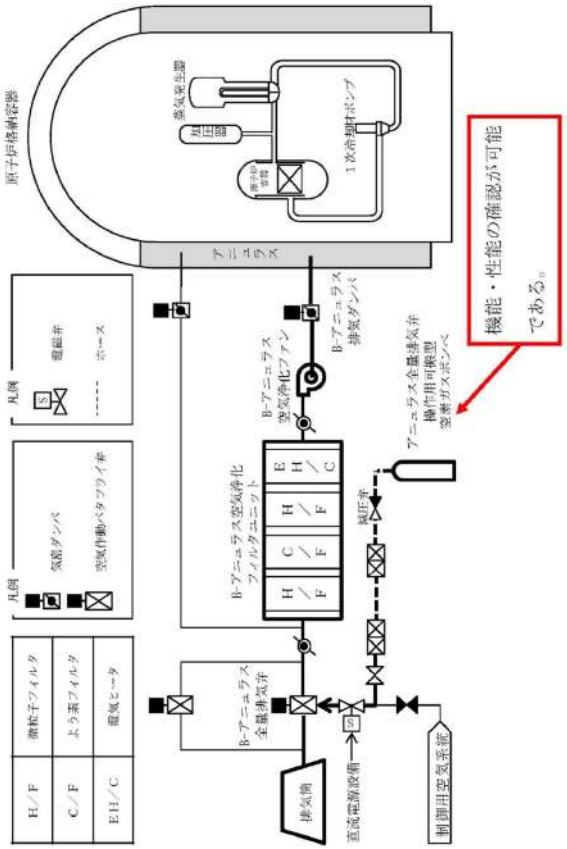
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：アニュラス循環排気系フィルタ性能検査 要領書番号：ＨＴ３－３９	②の相違

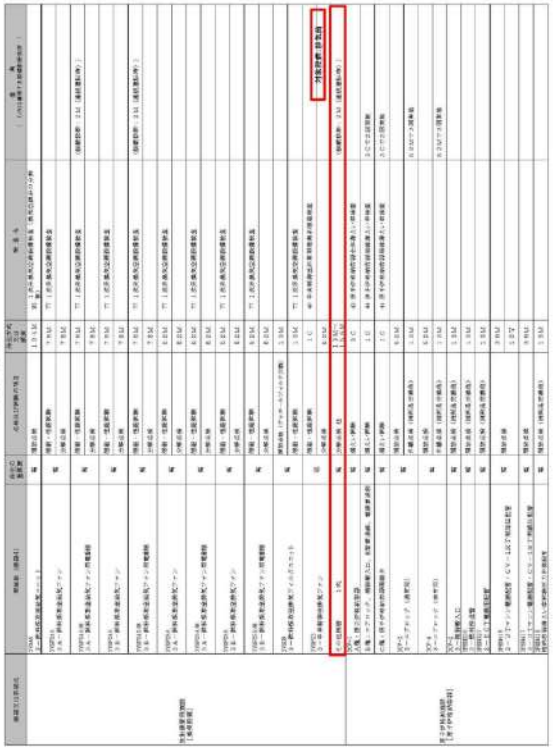
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違

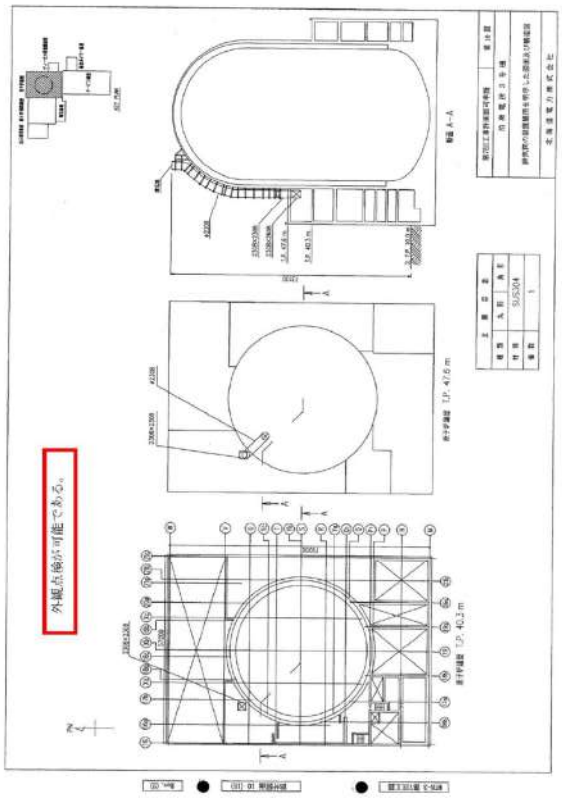
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		北海道電力株式会社　泊発電所 ３号機　第２保全サイクル 定期事業者検査要領書 設　備　名：放射線管理設備 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：ＨＴ３－７７	②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違

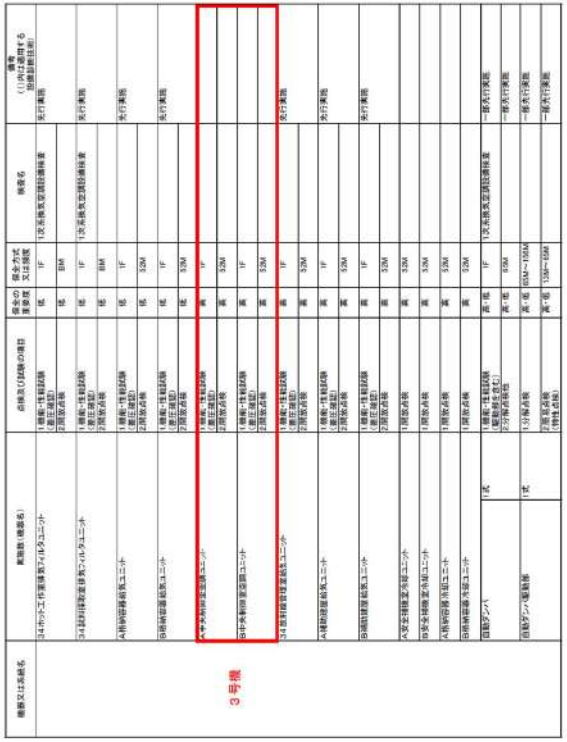
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			②の相違

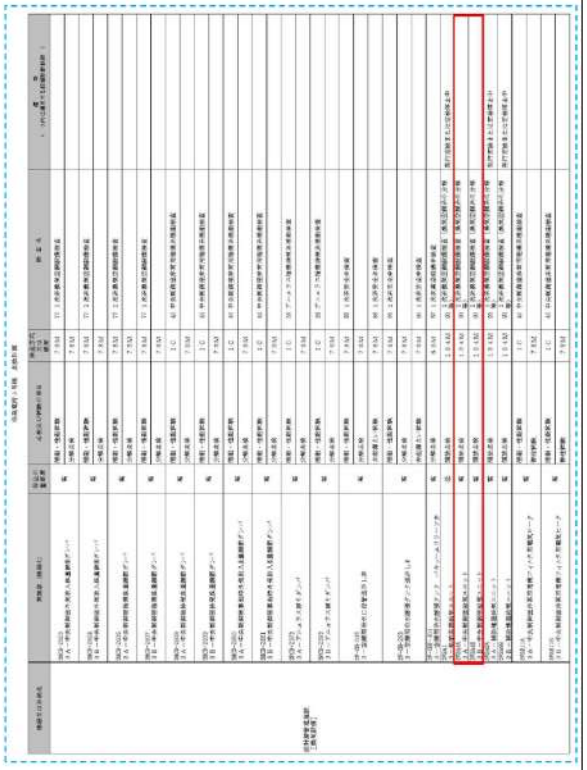
大飯発電所３／４号炉



女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

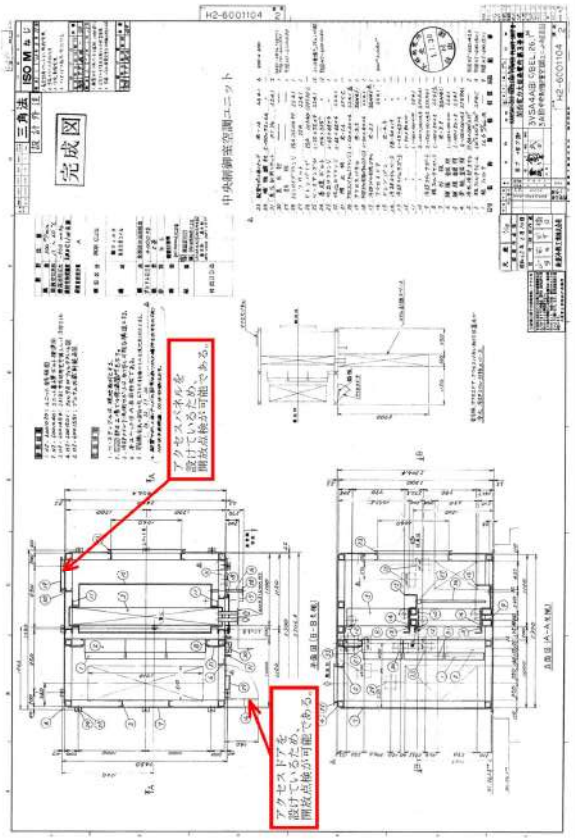
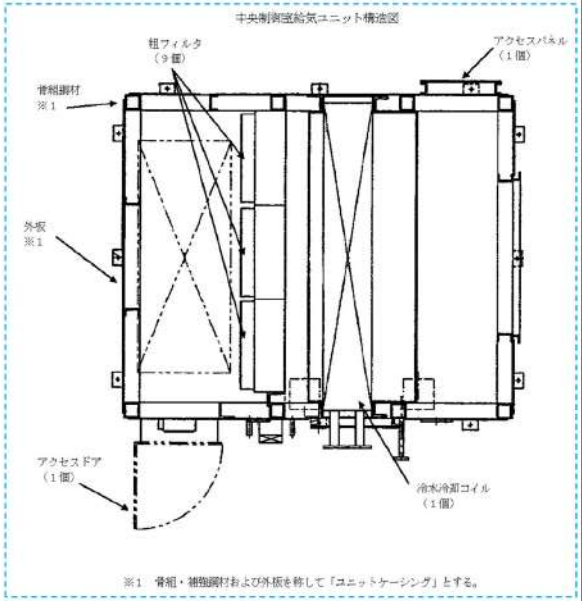
【再掲】



差異理由

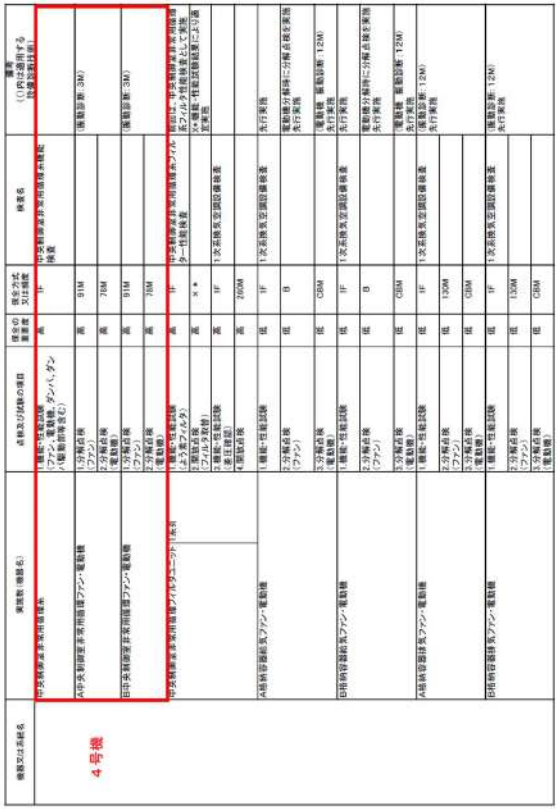
【大飯】記載箇所の相違

・泊は他の空調設備と同じ箇所で記載している。比較のため欄を再掲した。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		【再掲】  【泊欄は５９－３を掲載して比較する。↑】	【大飯】記載箇所の相違 ・泊は他の空調設備と同じ箇所で記載している。比較のため欄を再掲した。

大飯発電所３／４号炉

４号炉



機器又は系統名	実施箇所（機器名）	点検及び試験の項目	重要度	供用方式	検査名	備考
４号機	中央制御室非常用循環系	1.機能・性能試験（ファン、電動機、ダンパ、ダンパ（電動部除く））	高	1F	中央制御室非常用循環系機能検査	（（内は適用する設備名称を記載））
	A中央制御室非常用循環ファン・電動機	1.分解点検（ファン）	高	91M		（施設定期：3M）
		2.分解点検（ファン）	高	78M		
		3.分解点検（電動機）	高	78M		
	B中央制御室非常用循環ファン・電動機	1.分解点検（ファン）	高	91M		（施設定期：3M）
		2.分解点検（ファン）	高	78M		
		3.分解点検（電動機）	高	78M		
	中央制御室非常用循環フィルタユニット（ＨＥＰＡ）	1.機能・性能試験（よう素フィルタ）	高	1F	中央制御室非常用循環ホンプル・ダンパ性能検査	抵抗は、中央制御室非常用循環系フィルタ性能検査として実施
		2.性能試験（プレフィルタ取替）	高	＊＊		性能試験結果により適宜実施
		3.機能・性能試験（差圧確認）	高	1F	1次系換気空調設備検査	
		4.差圧点検	高	26OM		
	A格納容器給気ファン・電動機	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	先行実施
		2.分解点検（ファン）	低	B		電動機分解時に分解点検を実施 先行実施
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		（運転時：振動診断：12M） 先行実施
	B格納容器給気ファン・電動機	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	先行実施
		2.分解点検（ファン）	低	B		電動機分解時に分解点検を実施 先行実施
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		（運転時：振動診断：12M） 先行実施
	A格納容器排気ファン・電動機	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	（振動診断：12M） 先行実施
		2.分解点検（ファン）	低	13OM		
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		
	B格納容器排気ファン・電動機	1.機能・性能試験	低	1F	1次系換気空調設備検査	（振動診断：12M） 先行実施
		2.分解点検（ファン）	低	13OM		
		3.分解点検（電動機）	低	CBM		

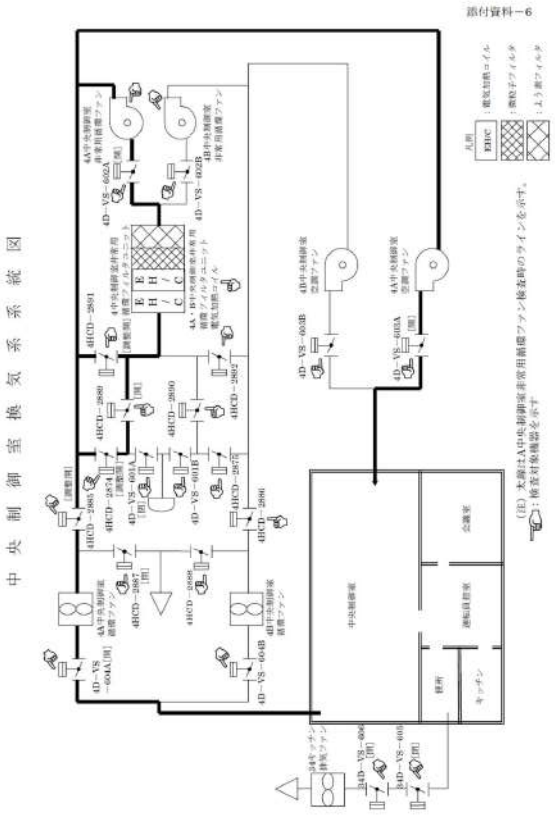
女川原子力発電所２号炉

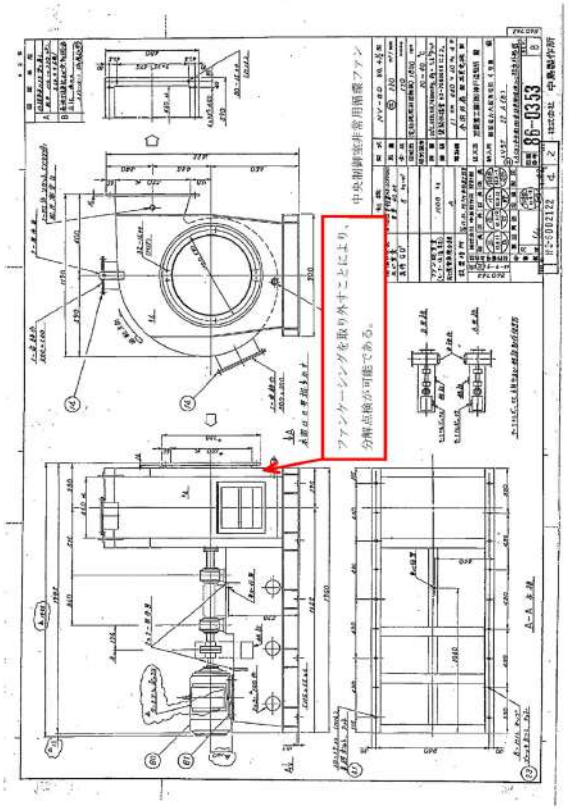
泊発電所３号炉

差異理由

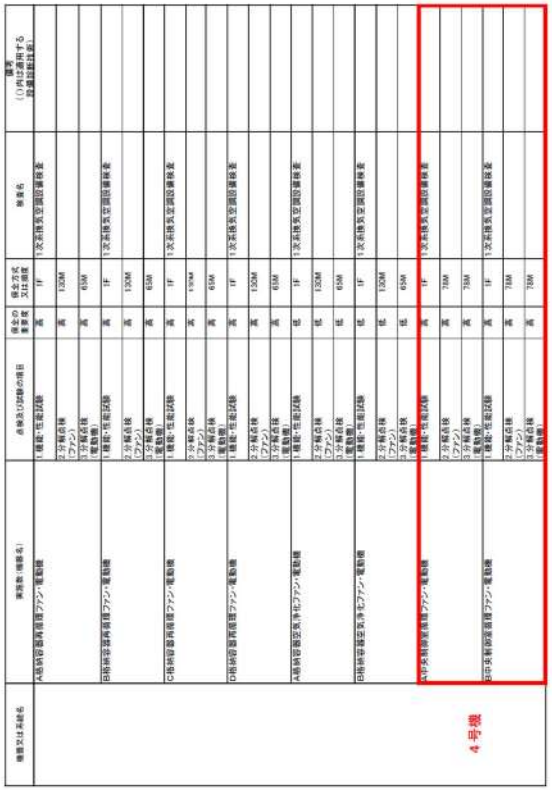
【大飯】共用の相違
・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　1 関西電力株式会社　大飯発電所 第4号機　第15保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：中央制御室非常用循環系機能検査 要領書番号：Ｏ４－１５－１４４			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉



機器又は系統名	表現例（機器名）	点検および試験の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	施設	（1）既設共用する設備設置許可
4号機	A格納容器再循環ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	高	13ΩM		
		3.分解点検（電動機）	高	65M		
	B格納容器再循環ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	高	13ΩM		
		3.分解点検（電動機）	高	65M		
	C格納容器再循環ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	高	13ΩM		
		3.分解点検（電動機）	高	65M		
	D格納容器再循環ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	高	13ΩM		
		3.分解点検（電動機）	高	65M		
	A格納容器空気浄化ファン電動機	1.機能・性能試験	低	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	低	13ΩM		
		3.分解点検（電動機）	低	65M		
	B格納容器空気浄化ファン電動機	1.機能・性能試験	低	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	低	13ΩM		
		3.分解点検（電動機）	低	65M		
	A/B系制御室循環ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	高	78M		
		3.分解点検（電動機）	高	78M		
	B/C系制御室循環ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1Y	1次系格失空調設備検査	
		2.分解点検（ファン）	高	78M		
		3.分解点検（電動機）	高	78M		

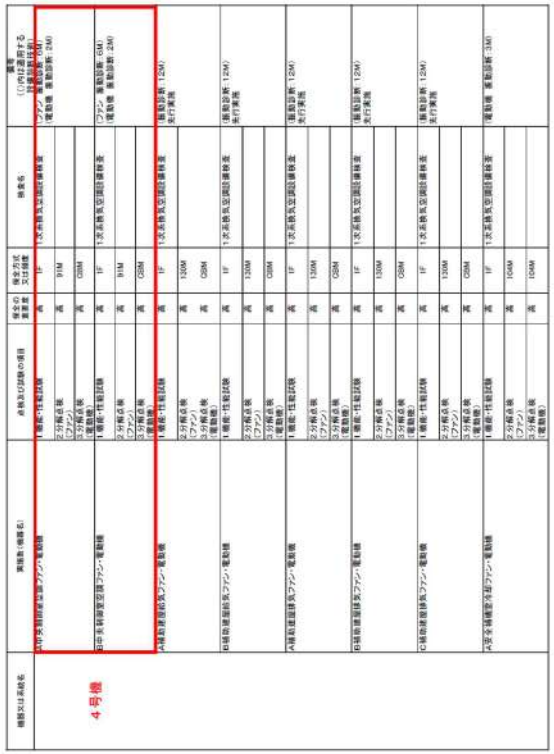
女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

差異理由

【大飯】共用の相違
・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉



機器又は系統名	実施者（機関名）	点検及び試験の項目	健全性確認	保全内容	検査名	備考
4号機	A/B非常用制御室空調ファン（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	ファン：集動設備（常動機：2M）
		2.分解点検（ファン）	有	91M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	非常用制御室空調ファン（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	ファン：集動設備（常動機：6M） （電動機：集動設備：2M）
		2.分解点検（ファン）	有	91M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	A/B充油式空気圧縮機	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	集動設備（12M） 点行実施
	A/B充油式空気圧縮機（電動機）	2.分解点検（ファン）	有	130M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	右補助建屋給気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	集動設備（12M） 点行実施
		2.分解点検（ファン）	有	130M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	A補助建屋排気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	集動設備（12M） 点行実施
		2.分解点検（ファン）	有	130M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	右補助建屋排気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	集動設備（12M） 点行実施
		2.分解点検（ファン）	有	130M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	石補助建屋排気ファン（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	集動設備（12M） 点行実施
		2.分解点検（ファン）	有	130M		
		3.分解点検（電動機）	有	GBM		
	A/B非常用補給水ポンプ（電動機）	1.機能・性能試験	有	1F	1次系統気密漏洩確認検査	集動設備（3M）
		2.分解点検（ファン）	有	104M		
		3.分解点検（電動機）	有	104M		

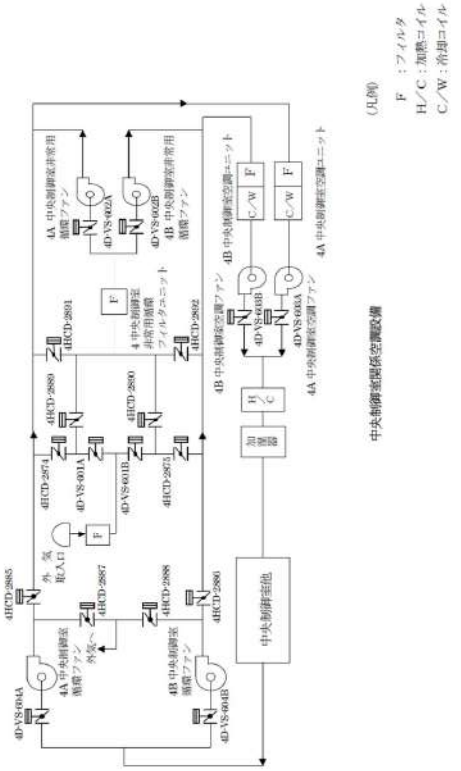
女川原子力発電所２号炉

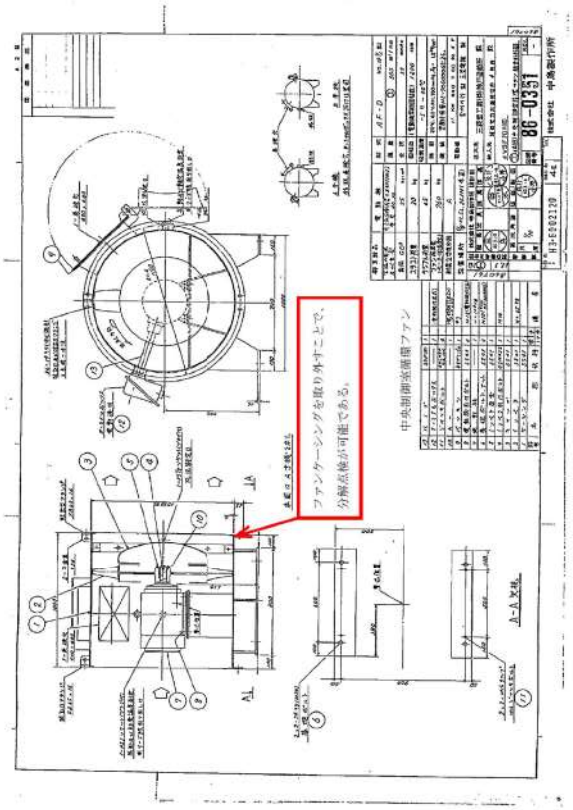
泊発電所３号炉

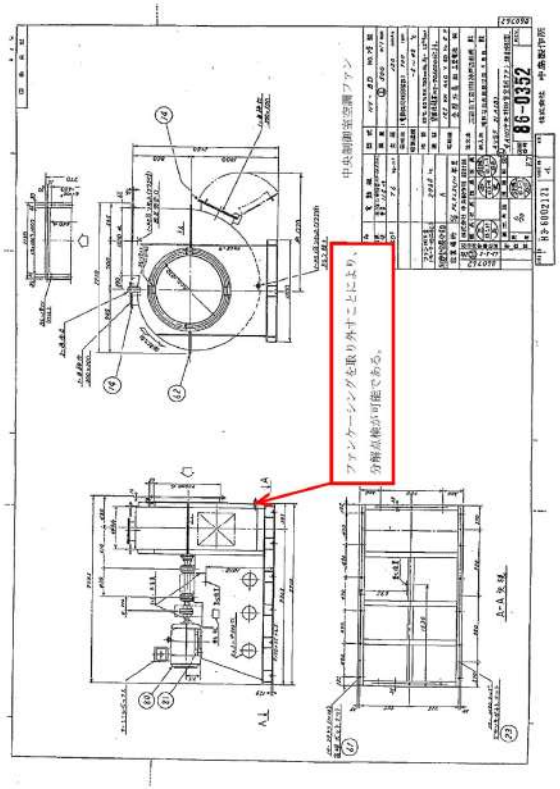
差異理由

【大飯】共用の相違
・大飯は４号炉の設備を記載している。

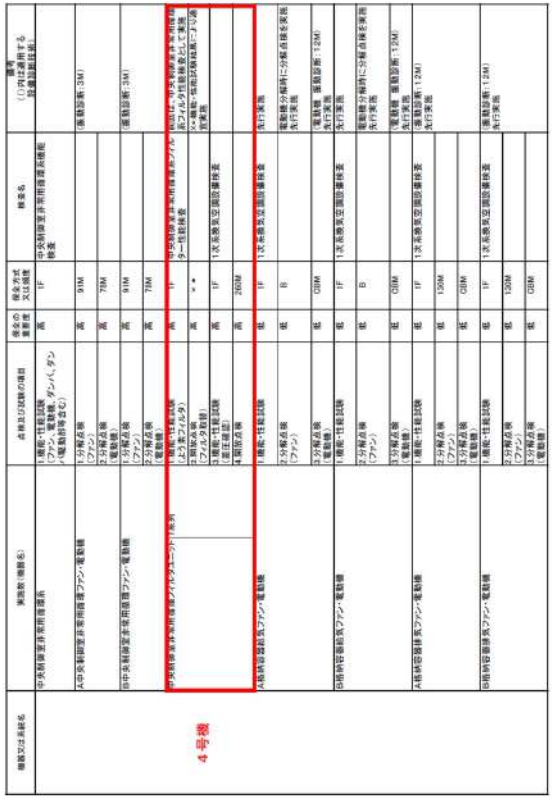
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　3 関西電力株式会社　大飯発電所 第４号機　第15保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：Ｏ４－１５－３１５			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
検査系統図  			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉



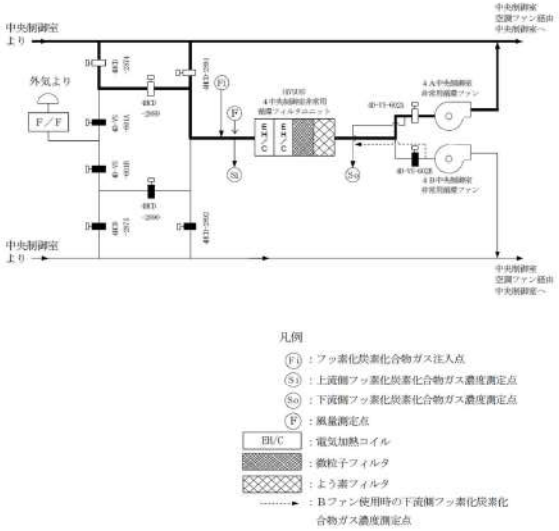
女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

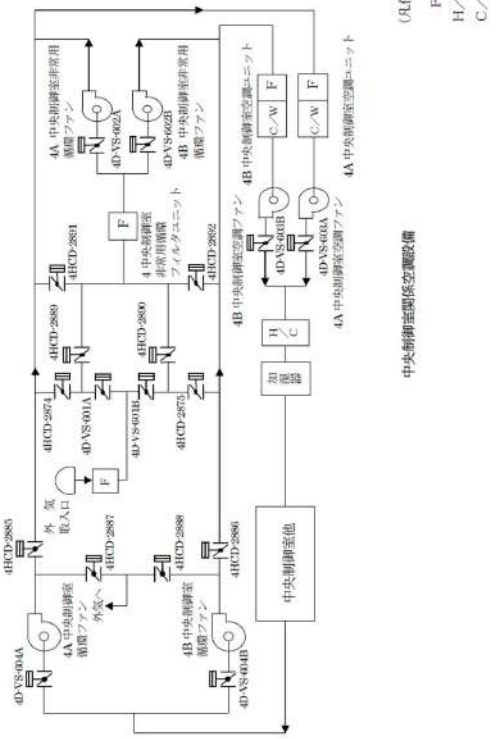
差異理由

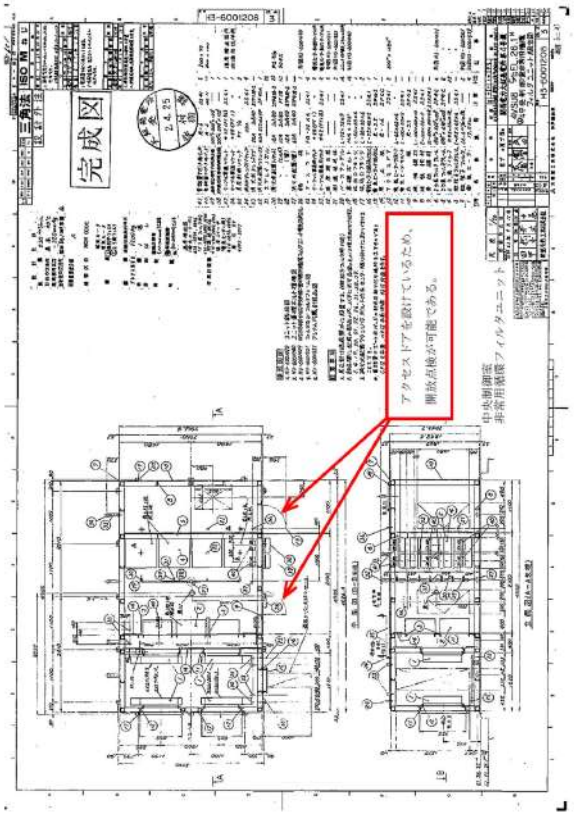
【大飯】共用の相違
・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　1 関西電力株式会社　大飯発電所 第４号機　第１５保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：中央制御室非常用循環系フィルター性能検査 要領書番号：Ｏ４－１５－１４７			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

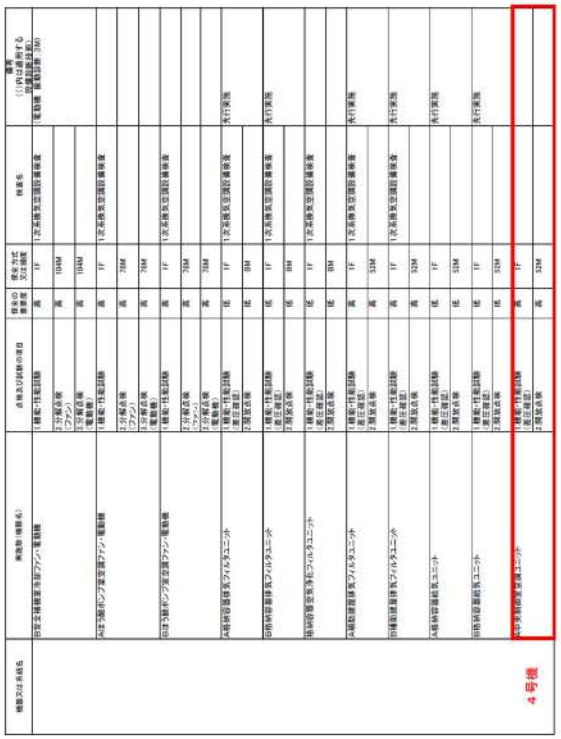
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
添付資料－6 中央制御室非常用循環系系統図  凡例 Ⓕ1：フッ素化炭素化合物ガス注入点 Ⓢ1：上流側フッ素化炭素化合物ガス濃度測定点 Ⓢ0：下流側フッ素化炭素化合物ガス濃度測定点 Ⓕ：風量測定点 EH/C：電気加熱コイル ：微粒子フィルタ ：よう素フィルタ ：Bファン使用時の下流側フッ素化炭素化合物ガス濃度測定点 （注）中央制御室非常用循環ファン運転については，検査時期の状態により異なる場合がある。 本図は，４Ａ中央制御室非常用循環ファン運転時のダンパ開閉状態を示す。			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
改　3 関西電力株式会社　大飯発電所 第４号機　第15保全サイクル 定期事業者検査要領書 施　設　名：放射線管理施設 検　査　名：１次系換気空調設備検査 要領書番号：Ｏ４－１５－３１５			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
検査系統図  			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉



機器又は系統名	機器（機種名）	点検及び試験の項目	検査の実施頻度	供用方式	検査	備考
					種類	（（内は適用する試験設備容量（kW））
4号機	放射性物質吸着用排気ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1F	1次系格納容器漏洩率検査	
		2.分解点検	高	1SM		
		3.絶縁抵抗測定（電動機）	高	1SM		
	内部スプレポンプ高空調ファン電動機	1.機能・性能試験	高	1F	1次系格納容器漏洩率検査	
		2.分解点検（ファン）	高	3SM		
		3.分解点検（電動機）	高	3SM		
	格納容器再循環ファンクーラユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	低	1F	1次系格納容器漏洩率検査	先行実施
		2.絶縁抵抗測定	低	8M		
	格納容器再循環排気フィルタユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	低	1F	1次系格納容器漏洩率検査	先行実施
		2.外観点検	低	8M		
	格納容器空気浄化フィルタユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	低	1F	1次系格納容器漏洩率検査	
		2.絶縁抵抗測定	低	8M		
	A格納容器排気フィルタユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	高	1F	1次系格納容器漏洩率検査	先行実施
		2.外観点検	高	5SM		
	B格納容器排気フィルタユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	高	1F	1次系格納容器漏洩率検査	先行実施
		2.外観点検	高	5SM		
	A格納容器給気ユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	低	1F		先行実施
		2.外観点検	低	5SM		
	B格納容器給気ユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	低	1F		先行実施
		2.外観点検	低	5SM		
	A格納容器排気筒モニタユニット	1.機能・性能試験（冷却水流量）	高	1F		
		2.外観点検	高	5SM		

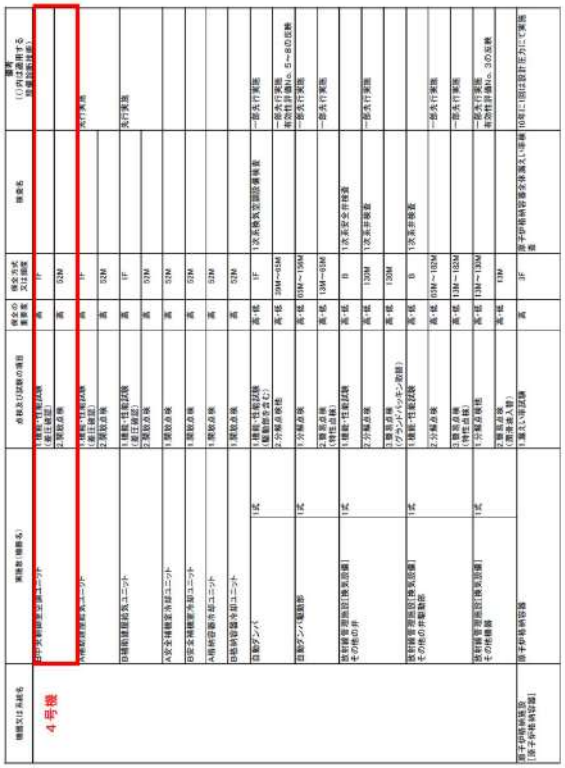
女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

差異理由

【大飯】共用の相違
・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉



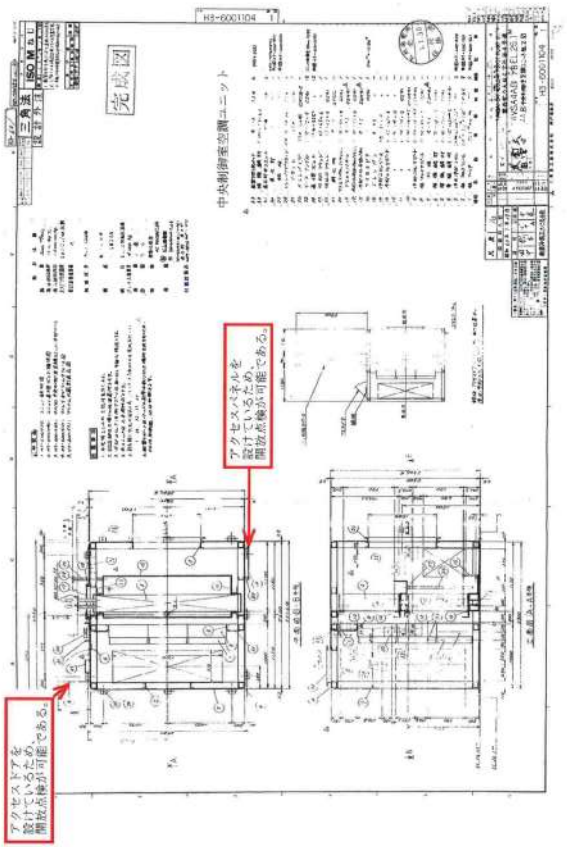
機器区分系統名	機器名称（機種名）	数量	点検及び試験の項目	重要度の分類	使用済燃料ピット水位 又は線量	個数	容量	備考 （（）内は運用開始後の処置設備は除く）
4号機	使用済燃料ピット水位		1.機能・性能試験（直圧確認）	高・低	1F			
			2.漏洩点検	高	52M			
	使用済燃料ピット水位		1.機能・性能試験（直圧確認）	高	1F			共行実施
			2.漏洩点検	高	52M			
	自補助建屋給気ユニット		1.機能・性能試験（直圧確認）	高	1F			共行実施
			2.漏洩点検	高	52M			
	A安全補機室冷却ユニット		1.駆動点検	高	52M			
	B安全補機室冷却ユニット		1.漏洩点検	高	52M			
	A格納容器冷却ユニット		1.駆動点検	高	52M			
	B格納容器冷却ユニット		1.漏洩点検	高	52M			
	自動ダンパ	1式	1.機能・性能試験（駆動確認（ＳＡ）） 2.分解点検	高・低 高・低	1F 3MM～4SM	1次系熱交換器漏洩事象 一部共行実施 蒸気発生器伝熱管No. 5～8の抜栓		一部共行実施
	自動ダンパ（電動弁）	1式	1.分解点検	高・低	6SM～19SM	一部共行実施		一部共行実施
			2.弁座点検 （特性点検）	高・低	13M～43M	1次系安全弁検査		一部共行実施
	放射線管理施設(換気設備) その他の弁	1式	1.機能・性能試験	高・低	B	1次系安全弁検査		
			2.分解点検	高・低	132M	1次系非常査		一部共行実施
			3.弁座点検 （グランドパッキン取替）	高・低	132M			
	放射線管理施設(換気設備) その他の非常用弁	1式	1.機能・性能試験	高・低	B	1次系非常査		
			2.分解点検	高・低	6SM～19SM			一部共行実施
			3.弁座点検 （特性点検）	高・低	13M～132M			一部共行実施
	放射線管理施設(換気設備) その他機器	1式	1.分解点検	高・低	13M～132M			一部共行実施 蒸気発生器伝熱管No. 3の抜栓
			2.弁座点検 （漏洩確認）	高・低	43M			
原子炉格納施設 （原子炉格納容器）	原子炉格納容器		1.漏洩試験	高	3F	原子炉格納容器全体漏洩試験		16年に1回は設計圧力にて実施

女川原子力発電所２号炉

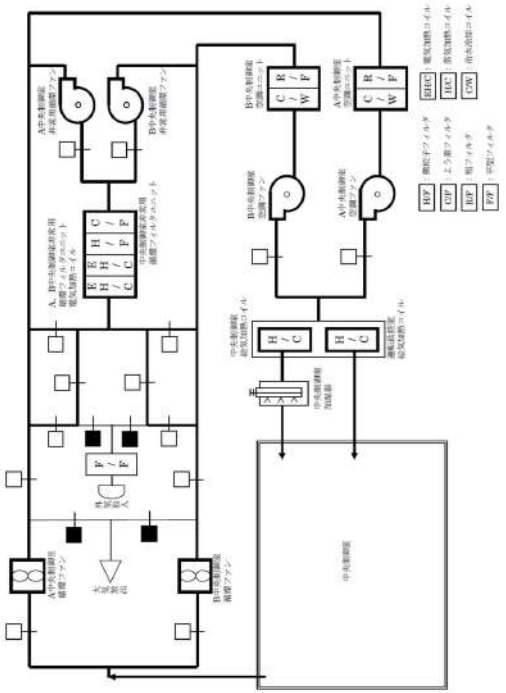
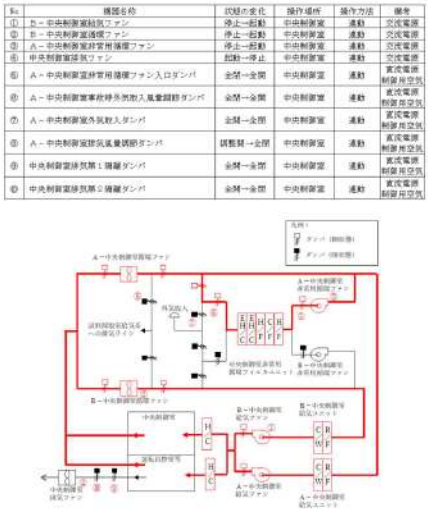
泊発電所３号炉

差異理由

【大飯】共用の相違
・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉の設備を記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
59-5 系統図		【泊欄は59-4を一部再掲】 ５９－４　系統図	【大飯】記載箇所の相違 ・泊の59-4を一部再掲した。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		【泊欄は59-4を一部再掲】  図 59-4-1 中央制御室空調装置 事故時閉回路構成 （A系列運転中・交流動力電源が正常な場合）  図 59-4-2 中央制御室空調装置 事故時閉回路構成 （A系列運転中・全交流動力電源が喪失した場合）	【大飯】記載箇所の相違 ・泊の59-4を一部再掲した。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	59-6 容量設定根拠	５９－５　容量設定根拠 本資料は，一部，詳細設計中のものも含まれているため，設計の進捗により変更する場合がある。	

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	名称：中央制御室待避所の正圧化差圧 中央制御室待避所／隣接区画の正圧化差圧：Pa：20以上 【設定根拠】 中央制御室待避所加圧バウンダリは，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。 中央制御室待避所の加圧バウンダリ設計に際しては，炉心の著しい損傷の発生時の室内の温度を，中央制御室のある制御建屋の設計最高温度40.0℃，隣接区画を設計最低温度－4.9℃と仮定すると，中央制御室待避所の階層高さは最大3.3mであるため，以下のとおり約7Paの圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。 ⊿P＝｛（－4.9℃の乾き空気密度） －（＋40.0℃の乾き空気の密度）｝×階層高さ ＝（1.316－1.127）×3.3 ＝0.189×3.3 ＝0.6237kg/m^2（≒7Pa） このため，中央制御室待避所の加圧バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画＋20Paとする。		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			①の相違

名称		中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）
本数	本	40（注１），（80（注２））
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa	19.6（35℃）
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す

【設定根拠】

必要ボンベ本数としては，以下に示すとおり 40 本以上確保する設計とする。

(1) 正圧維持に必要な空気ボンベ本数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化するために必要な空気量は，中央制御室待避所の漏えい量 162m³（中央制御室待避所の容積 162m³に対し部屋容積比 0.1 回/h の漏えい量×10 時間分）に余裕を考慮した 300m³とする。ボンベ使用可能量を 7.5m³/本とした場合（実容量約 9m³/本に対し，外気温度 -4.9℃での容量を保守的に評価した値），必要ボンベ本数は下記のとおり 40 本となる。

・ボンベ初期充填圧力　　：19.6MPa（at 35℃）
・ボンベ内容積　　：46.7L
・圧力調整弁最低制御圧力　　：2.0MPa
・ボンベ供給可能空気量　　：7.5m³/本（at -4.9℃）

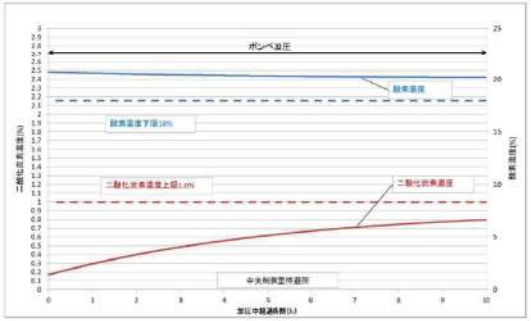
以上より，必要ボンベ本数は下記の通り 40 本以上となる。

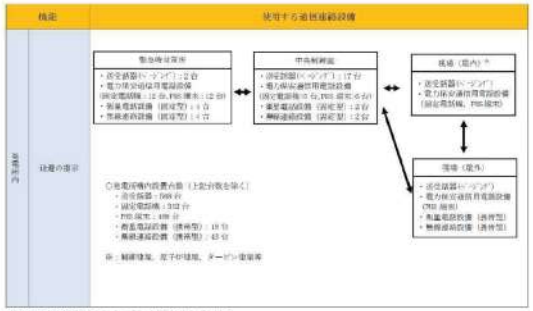
300 m³÷7.5 m³/本＝40 本

(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なボンベ本数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ボンベ本数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし，放射性雲通過中に収容する人数７名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は，許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった。したがって，許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ボンベ本数は，正圧維持に必要な 40 本となる。現場に設置するボンベ本数については，加圧開始及び加圧停止の前後１時間の余裕分８本をカードル単位（20 本／基）として切り上げた 20 本，及びメンテナンス予備 20 本を加えた合計 80 本確保する設計とする。

なお，中央制御室待避所に対する正圧化試験を実施し 10 時間正圧を維持するのに十分である必要ボンベ本数を確認し，その結果を踏まえて適切な空気ボンベ本数を確保する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	(a) 評価条件 ・在室人員：12名 ・中央制御室待避所内体積：162m³ ・空気流入はないものとする。 ・許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則） ・許容二酸化炭素濃度：1.0%以下 （労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度1.5%に余裕を見た値） ・酸素消費量：0.022m³/h/人 （「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量） ・呼吸による炭酸ガス排出量：0.022m³/h/人 （「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値） ・加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室内酸素濃度） ・加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室内二酸化炭素濃度） ・空気ボンベ加圧時間：10時間 (b) 評価結果 10時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図 59-6-1 に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり、いずれも許容値を満足している。 酸素濃度（%）：加圧10時間後 20.16 二酸化炭素濃度（%）：加圧10時間後 0.793  図 59-6-1　中央制御室待避所待避期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	名称：無線連絡設備（固定型） 台数：台：1 【設定根拠】 中央制御室待避所には，炉心の著しい損傷の発生時に正圧化した中央制御室待避所に待避した場合においても，無線連絡設備（固定型）を設置することで，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。  * 設置については，無線設備を用いる。また，干渉，混信等を避けて設置する。 図 59-6-2 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			①の相違

名称		衛星電話設備（固定型）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避所には，炉心の著しい損傷の発生時に正圧化した中央制御室待避所に待避した場合においても，衛星電話設備（固定型）を設置することで，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。

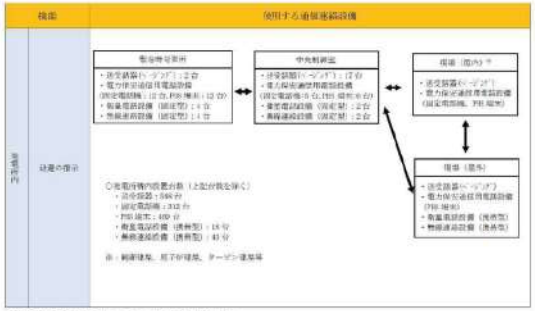


図 59-6-3 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
			①の相違

名称		データ表示装置（待避所）
台数	台	1

【設定根拠】

データ表示装置（待避所）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室待避所に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。

表 59-6-1 データ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ（1／10）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭ(レベル（平均)
	ＡＰＲＭ（Ａ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｂ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｃ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｄ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｅ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｆ）レベル
	ＳＲＮＭ（Ａ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｂ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｃ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｄ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｅ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｆ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｇ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｈ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ａ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｂ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｃ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｄ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｅ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｆ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｇ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｈ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ａ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｂ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｃ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｄ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｅ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｆ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｇ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｈ）線形％出力
	全制御棒全挿入

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 （2／10） 目　的：炉心冷却の状態確認 対象パラメータ：原子炉圧力(広帯域)ＢＶ／原子炉圧力(広帯域)Ａ／原子炉圧力(広帯域)Ｂ／原子炉水位(広帯域)ＰＢＶ／原子炉水位(広帯域)Ａ／原子炉水位(広帯域)Ｂ／原子炉水位(燃料域)ＰＢＶ／原子炉水位(燃料域)Ａ／原子炉水位(燃料域)Ｂ／ＰＬＲポンプ（Ａ）入口温度／ＰＬＲポンプ（Ｂ）入口温度／ＳＲＶ　開／ＲＨＲポンプ（Ａ）出口流量／ＲＨＲポンプ（Ｂ）出口流量／ＲＨＲポンプ（Ｃ）出口流量／ＬＰＣＳポンプ出口流量／ＨＰＣＳポンプ出口流量／ＲＣＩＣポンプ出口流量／ＨＰＡＣポンプ出口流量／ＲＨＲヘッドスプレイライン充水流量／ＲＨＲ圧格納容器冷却ライン洗浄流量／ＲＨＲ熱交換器（Ａ）冷却水入口流量／ＲＨＲ熱交換器（Ｂ）冷却水入口流量／ＲＣＷ　Ａ系　系統流量／ＲＣＷ　Ｂ系　系統流量		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (3／10) 目　的：炉心冷却の状態確認 対象パラメータ： ６．９ｋＶ母線６－２Ａ電圧 ６．９ｋＶ母線６－２Ｂ電圧 ６．９ｋＶ母線６－Ｅ電圧 ６．９ｋＶ母線６－２ＳＡ１電圧 ６．９ｋＶ母線６－２ＳＡ２電圧 ６．９ｋＶ母線６－２ＳＢ１電圧 ６．９ｋＶ母線６－２ＳＢ２電圧 ６．９ｋＶ母線６－２Ｃ電圧 ６．９ｋＶ母線６－２Ｄ電圧 ６．９ｋＶ母線６－２Ｈ電圧 Ｄ／Ｇ　２Ａ　しゃ断器投入 Ｄ／Ｇ　２Ｂ　しゃ断器投入 ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ　しゃ断器投入 復水貯蔵タンク水位 原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器胴フランジ下部温度） 原子炉圧力容器温度 （給水ノズルＮ４Ｂ温度） 原子炉圧力容器温度 （給水ノズルＮ４Ｄ温度） 原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器下鏡上部温度） 原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器下鏡下部温度）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (4／10) 目　的：格納容器内の状態確認 対象パラメータ： ドライウェル圧力（広帯域）（最大） ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力（最大） 圧力抑制室圧力 ＲＰＶペローシール部周辺温度（最大） 圧力抑制室水位（ＥＬ） 圧力抑制室水位Ａ 圧力抑制室水位Ｂ 圧力抑制室内空気温度Ａ 圧力抑制室内空気温度Ｂ 圧力抑制室内空気温度Ｃ 圧力抑制室内空気温度Ｄ サプレッションプール水温（最大） サプレッションプール水温度（1°） サプレッションプール水温度（34°） サプレッションプール水温度（56°） サプレッションプール水温度（79°） サプレッションプール水温度（101°） サプレッションプール水温度（124°） サプレッションプール水温度（146°） サプレッションプール水温度（169°） サプレッションプール水温度（191°） サプレッションプール水温度（214°） サプレッションプール水温度（236°） サプレッションプール水温度（259°） サプレッションプール水温度（281°） サプレッションプール水温度（304°） サプレッションプール水温度（326°） サプレッションプール水温度（349°）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (5／10) 目　的：格納容器内の状態確認 対象パラメータ： ＣＡＭＳ水素濃度Ａ（０～３０％） ＣＡＭＳ水素濃度Ｂ（０～３０％） ＣＡＭＳ水素濃度Ａ（０～１００％） ＣＡＭＳ水素濃度Ｂ（０～１００％） 格納容器内水素濃度Ａ（Ｄ／Ｗ） 格納容器内水素濃度Ａ（Ｓ／Ｃ） 格納容器内水素濃度Ｂ（Ｄ／Ｗ） 格納容器内水素濃度Ｂ（Ｓ／Ｃ） ＣＡＭＳ酸素濃度Ａ ＣＡＭＳ酸素濃度Ｂ ＣＡＭＳ（Ａ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ） ＣＡＭＳ（Ｂ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ） Ｄ／Ｗ放射線モニタＡ Ｄ／Ｗ放射線モニタＢ Ｓ／Ｃ放射線モニタＡ Ｓ／Ｃ放射線モニタＢ ＲＨＲ　Ａ系格納容器スプレイ隔離弁開 ＲＨＲ　Ｂ系格納容器スプレイ隔離弁開 ＲＨＲポンプ（Ａ）出口圧力 ＲＨＲポンプ（Ｂ）出口圧力 ＲＨＲポンプ（Ｃ）出口圧力 ＨＰＣＳポンプ出口圧力 ＬＰＣＳポンプ出口圧力 ＲＣＩＣポンプ出口圧力 ＲＣＩＣポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ＨＰＡＣポンプ出口圧力 ＨＰＡＣタービン入口蒸気圧力		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (6／10) 目　的：格納容器内の状態確認 対象パラメータ： ドライウェル雰囲気温度（ドライウェルフランジ部（0℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（ドライウェルフランジ部（180℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（ＳＲＶ搬出入口上部周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（所員用エアロック上部周囲温度） ドライウェル雰囲気温度（電気ペネ部（45℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（電気ペネ部（225℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル内（90℃）周辺温度） ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル内（270℃）周辺温度） 復水移送ポンプ出口圧力 ドライウェル水位Ａ（2m） ドライウェル水位Ｂ（2m） ドライウェル水位Ａ（23m） ドライウェル水位Ｂ（23m） ドライウェル水位Ａ（44m） ドライウェル水位Ｂ（44m） 原子炉格納容器下部水位Ａ（0.5m） 原子炉格納容器下部水位Ｂ（0.5m） 原子炉格納容器下部水位Ａ（1.0m） 原子炉格納容器下部水位Ｂ（1.0m） 原子炉格納容器下部水位Ａ（1.5m） 原子炉格納容器下部水位Ｂ（1.5m） 原子炉格納容器下部水位Ａ（2.0m） 原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.0m） 原子炉格納容器下部水位Ａ（2.5m） 原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.5m） 原子炉格納容器下部水位Ａ（2.8m） 原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.8m） 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器代替スプレイ流量（Ａ） 原子炉格納容器代替スプレイ流量（Ｂ）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (7／10) 目　的：放射能隔離の状態確認 対象パラメータ： スタック放射線モニタ（ＩＣ）Ａ スタック放射線モニタ（ＩＣ）Ｂ スタック放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ａ スタック放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ｂ 主蒸気管放射能高高Ａ１ 主蒸気管放射能高高Ａ２ 主蒸気管放射能高高Ｂ１ 主蒸気管放射能高高Ｂ２ ＰＣＩＳ内側隔離 ＰＣＩＳ外側隔離 ＭＳＩＶ（第１）全弁閉 主蒸気第１隔離弁（Ａ）閉 主蒸気第１隔離弁（Ｂ）閉 主蒸気第１隔離弁（Ｃ）閉 主蒸気第１隔離弁（Ｄ）閉 ＭＳＩＶ（第２）全弁閉 主蒸気第２隔離弁（Ａ）閉 主蒸気第２隔離弁（Ｂ）閉 主蒸気第２隔離弁（Ｃ）閉 主蒸気第２隔離弁（Ｄ）閉		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (8／10) 目　的 / 対象パラメータ 環境の情報収集設備： ＳＧＴＳ　Ａ系動作 ＳＧＴＳ　Ｂ系動作 ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）Ａ ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）Ｂ 放水口モニタ（２号機） モニタリングポスト１Ｃ線量率Ｈ１ モニタリングポスト１Ｃ線量率Ｈ２ モニタリングポスト１Ｃ線量率Ｈ３ モニタリングポスト１Ｃ線量率Ｈ４ モニタリングポスト１Ｃ線量率Ｈ５ モニタリングポスト１Ｃ線量率Ｈ６ モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ１ モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ２ モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ３ モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ４ モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ５ モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ６ 風向（ドップラーソーダ） 風向（露場観測） 風速（ドップラーソーダ） 風速（露場観測） 大気安定度 非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等： ＡＤＳ　Ａ系作動 ＡＤＳ　Ｂ系作動 ＲＣＩＣタービン止め弁開 ＬＰＣＳポンプ　運転中 ＨＰＣＳポンプ　運転中 ＲＨＲポンプ（Ａ）　運転中 ＲＨＲポンプ（Ｂ）　運転中 ＲＨＲポンプ（Ｃ）　運転中 ＲＨＲ　Ａ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開 ＲＨＲ　Ｂ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開 ＲＨＲ　Ｃ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開 給水流量		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (9／10) 目　的：使用済燃料プールの状態監視 対象パラメータ：使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+7,010mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,810mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-1,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-2,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-3,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-4,000mm）］ 使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式）［使用済燃料プール温度（プール底部付近）］ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）［使用済燃料プール水位（燃料ラック上端-4200mm～+7200mm）］ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）［使用済燃料プール上部温度］ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）［使用済燃料プール下部温度］ 燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量） 燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	【設定根拠】 (10／10) 目　的 / 対象パラメータ 水素爆発による格納容器の破損防止確認：フィルタ装置出口水素濃度（0～30%） フィルタ装置出口水素濃度（0～100%） フィルタ装置水位（A）（広帯域） フィルタ装置水位（B）（広帯域） フィルタ装置水位（C）（広帯域） フィルタ装置入口圧力（広帯域） フィルタ装置出口圧力（広帯域） フィルタ装置水温度（A） フィルタ装置水温度（B） フィルタ装置水温度（C） フィルタ装置出口放射線モニタ（A） フィルタ装置出口放射線モニタ（B） 水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認：原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度A） 原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B） 原子炉建屋内水素濃度（パルプラッピング室） 原子炉建屋内水素濃度（南員用エアロック前室） 原子炉建屋内水素濃度（CRD補修室） 原子炉建屋内水素濃度（計装ペネトレーション室） 原子炉建屋内水素濃度（トーラス室） 静的触媒式水素再結合装置Ⅰ動作監視装置入口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅰ動作監視装置出口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅱ動作監視装置入口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅱ動作監視装置出口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅲ動作監視装置入口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅲ動作監視装置出口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅳ動作監視装置入口温度 静的触媒式水素再結合装置Ⅳ動作監視装置出口温度		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	名称：酸素濃度計，二酸化炭素濃度計 検知範囲 酸素 % 0 ～ 100 検知範囲 二酸化炭素 % 0.04 ～ 5.0 【設定根拠】 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，可搬型重大事故等対処設備として配置するものである。 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，外気から中央制御室及び中央制御室待避所への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度，二酸化炭素が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するためのものである。 なお，保管数は，中央制御室及び中央制御室待避所にそれぞれ1台保管するための合計2台に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台を保管する設計とする。 1．検知範囲 1.1 酸素濃度 労働安全衛生法の酸素欠乏症等防止規則に基づき，空気中の酸素濃度18%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また，表示精度としては，3%FSの精度を有する設計とする。 1.2 二酸化炭素濃度 労働安全衛生規則に基づき，許容炭酸ガス濃度1.5%以下であることを管理するため，空気中の二酸化炭素濃度が1%以下であることを検知できる設計とする。 また，表示精度としては，±10%rdg又は0.01%のうち大きいほうの精度を有する設計とする。	名称：酸素濃度・二酸化炭素濃度計 検知範囲 酸素 vol% 0 ～ 25.0 検知範囲 二酸化炭素 vol% 0 ～ 5.00 【設　定　根　拠】 酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，可搬型重大事故等対処設備として配置するものである。 酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度，二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するためのものである。 保管数は，中央制御室に保管する１台に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２台を加えた合計３台を保管する設計とする。 １．検知範囲 １．１　酸素濃度 労働安全衛生法の酸素欠乏症等防止規則及び鉱山保安法に基づき，空気中の酸素濃度19%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また，表示精度としては±0.7%の精度を有する設計とする。 １．２　二酸化炭素濃度 鉱山保安法に基づき，炭酸ガス含有率が１%以下であることを管理するため，空気中の二酸化炭素濃度が１%以下であることを検知できる設計とする。 また，表示精度としては±0.25%の精度を有する設計とする。	【女川】記載表現の相違 【大飯】女川審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		変更前： 名称：アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ 容量：ℓ/個：－：46.7 以上（46.7） 最高使用圧力：MPa：14.7 最高使用温度：℃：40 個数：－：1以上（2（予備1）） 【設定根拠】 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは，以下の機能を有する。 アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内に水素が発生した場合にアニュラスの水素濃度を低減することで水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために設置する。 系統構成は，アニュラスからの水素排出として，アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベはB-アニュラス全量排気弁に窒素を供給し，代替電源設備によりアニュラス排気弁駆動用空気配管電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については，設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第68条系統図」による。 アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは，炉心の著しい損傷が発生した場合において，運転員が中央制御室にとどまるために，原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために設置する。 系統構成は，放射性物質の濃度低減として，アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベはB-アニュラス全量排気弁に窒素を供給し，代替電源設備によりアニュラス排気弁駆動用空気配管電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。これらの系統構成については，設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第74条系統図」による。	②の相違

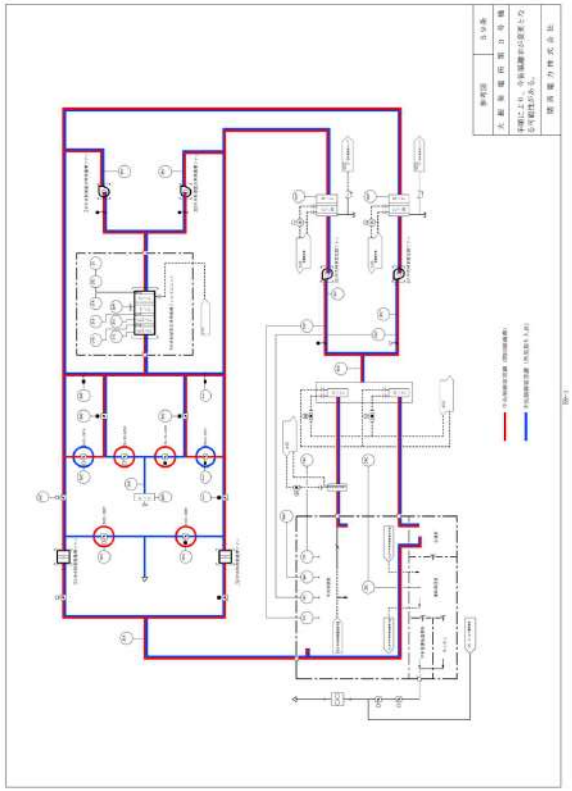
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		1. 容量 重大事故等時に使用するアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは，高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ガスボンベを使用する。このため，当該ボンベの容量は一般汎用型の窒素ガスボンベの標準容量46.7ℓ/個以上とする。 アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは，アニュラス全量排気弁の操作に必要な容量を満足する設計とする。 なお，アニュラス全量排気弁への空気供給ラインには，窒素がリークする箇所がないため連続加圧の必要はなく，1回の加圧作業でアニュラス全量排気弁は，「開」状態を維持する。 想定操作：開保持1回 消費量： ・連続消費量 [redacted]m^3/h 供給先にある機器の消費量を含む継続的に消費される量 ・バッチ消費量(アニュラス全量排気弁1台分)：約[redacted]m^3/回 アニュラス全量排気弁を全開にするための消費量 ・配管加圧消費量：約[redacted]m^3/回 窒素供給ラインを重大事故等時の供給圧力まで加圧するための消費量 窒素ガス消費総量：[redacted] ボンベ必要個数： ・ボンベ充てん圧力　：14.801MPa[abs] ・ボンベ容量　　：6.84Nm^3/個[注1] ・制御弁動作圧力 [redacted]MPa[abs] 窒素供給時は，制御弁動作圧力範囲内を維持する必要があることから，ボンベ1個当たりの供給可能量は，[redacted] 必要個数：[redacted] 以上より，アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベの必要個数は約[redacted]個となるため，設置個数は約[redacted]個を上回る1個とする。 公称値については，要求される容量と同じ46.7ℓ/個とする。 [redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。	②の相違

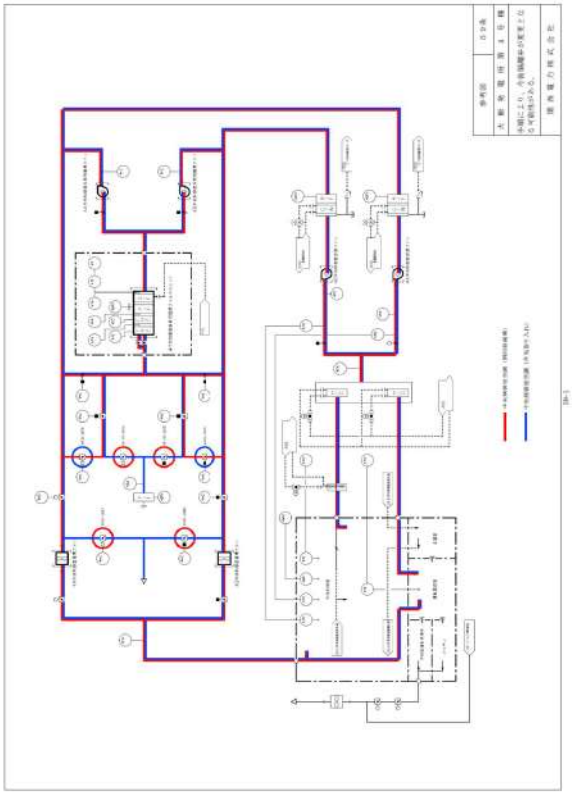
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
		2. 最高使用圧力 アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の圧力は，高圧ガス保安法の適合品であるボンベにて実績を有する充てん圧力である14.7MPaとする。 3. 最高使用温度 アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベを重大事故等時において使用する場合の温度は，高圧ガス保安法に基づき40℃とする。 4. 個数 可搬型設備であるアニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベは，重大事故等対処設備としてB-アニュラス全量排気弁に窒素を供給し，B-アニュラス全量排気弁を開操作するために必要な個数である，1セット1個及び本設備は保守点検中にも使用可能であるため，保守点検による待機除外時のバックアップ用は考慮せずに，故障時のバックアップ用として予備1個を保管する。 （注1）アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ内の窒素量 $Q = P \times V_1 / 0.101 = 14.801 \times 46.7 \times 10^{-3} / 0.101 = 6.84 Nm^3$ Q：窒素ボンベ内の窒素量（Nm^3） V_1：ボンベの容量（m^3）$= 46.7 \times 10^{-3}$ P：ボンベの充てん圧力（MPa[abs]）$= 14.7 + 0.101 = 14.801$	②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	名称：非常用ガス処理系排風機 容量：m³/h/個：2463（注１）（2500（注２）） 原動機出力：kW/個：□（注１）　（22（注２）） 機器仕様に関する注記：注１：要求値を示す 注２：公称値を示す 【設定根拠】 非常用ガス処理系排風機は，設計基準事故対処設備として使用する場合，放射性よう素及び粒子状放射性物質等が直接大気へ放出されることを防止し，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することを目的とし，事故時に原子炉建屋原子炉棟内のガスを吸引し，非常用ガス処理系フィルタ装置を介して排気する。また，非常用ガス処理系排風機は，工学的安全施設作動回路からの信号により，自動的に常用の換気空調系が停止されるとともに起動し，原子炉建屋原子炉棟内を水柱約６mmの負圧に維持し，原子炉建屋原子炉棟内を50%/dayで換気する能力を有する。 非常用ガス処理系排風機を重大事故等対処設備として使用する場合，炉心の著しい損傷の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を経由して屋外に排気することにより，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，運転員の被ばく線量を低減することが可能な設計とする。 ただし，非常用ガス処理系を使用する際は，非常用ガス処理系フィルタ装置の高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタによる放射性物質の除去が期待できるが，中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては保守的に非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去能力には期待しないものとする。 なお，炉心の著しい損傷の発生時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価については，運転員の７日間の実効線量が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約51mSv，原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功した場合で最大約51mSvとなり，判断基準である「運転員の実効線量が７日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認している。 （詳細は「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」参照。） 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。		②の相違

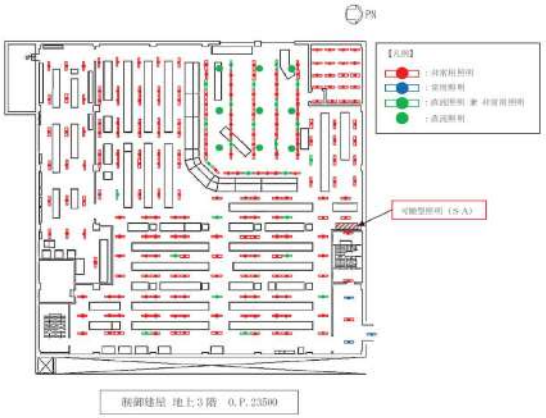
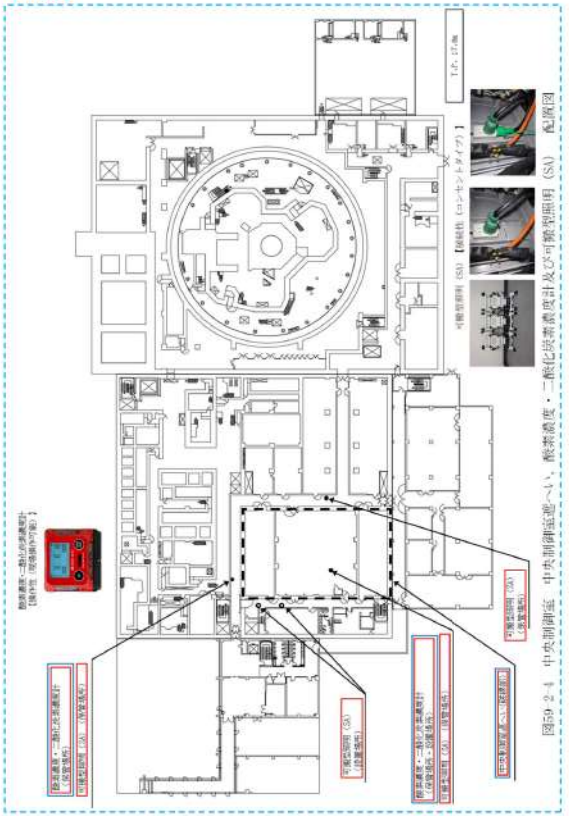
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	1．容量 重大事故等対処設備としての非常用ガス処理系排風機の容量は，「(1) 原子炉建屋原子炉棟内の空間容積を50%/dayで処理できる容量」に「(2) 原子炉格納容器からの漏えい量」を加えたものとする。 (1) 原子炉建屋原子炉棟内の空間容積を50%/dayで処理できる容量 ・原子炉建屋原子炉棟内の空間容積：115,000m³ $115000 \times \frac{50}{100} \times \frac{1}{24} = 2395.83 \fallingdotseq 2396\,m^3/h$ (2) 原子炉格納容器からの漏えい量 ・原子炉格納容器の空間容積　：13,100m³ ・原子炉格納容器漏えい率　：1.3 %/day （原子炉格納容器限界圧力時における想定漏えい率） ・原子炉格納容器限界圧力である0.955325MPa[abs]の気体が大気圧（0.101325MPa[abs]）に開放された場合の容積比　：9.43 （0.955325/0.101325 ＝ 9.428 ≒ 9.43） $13100 \times \frac{1.3}{100} \times 9.43 \times \frac{1}{24} = 66.91 \fallingdotseq 67\,m^3/h$ 以上より，非常用ガス処理系排風機の容量は，2396＋67＝2463m³/h以上とし，設計基準事故対処設備としての容量と同じ2500m³/h/個とする。 2．原動機出力 非常用ガス処理系排風機の原動機出力は，非常用ガス処理系排風機の定格風量点における軸動力をもとに設定する。 定格風量点における非常用ガス処理系排風機の風量は2.500 m³/h，静圧は750mmAqであり，その場合の必要軸動力は［　］kWとなる。 上記より，非常用ガス処理系排風機の原動機出力は，必要軸動力を上回る原動機メーカ標準出力とし，22 kW/個とする。 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。		②の相違

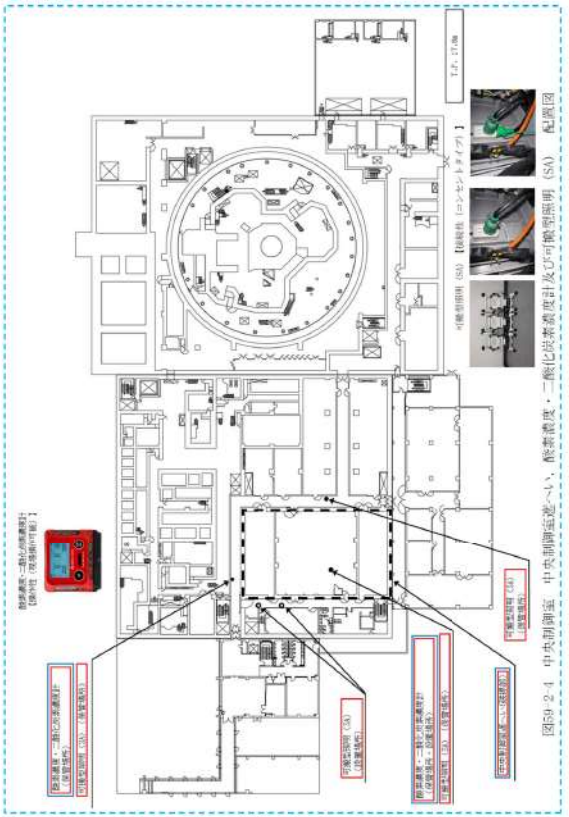
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
59-7 SA バウンダリ系統図（参考）			【大飯】資料構成の相違 ・大飯では「SA バウンダリ系統図」として示しているが，内容としては泊では「系統図」として記載している内容と同等であるため，作成していない。

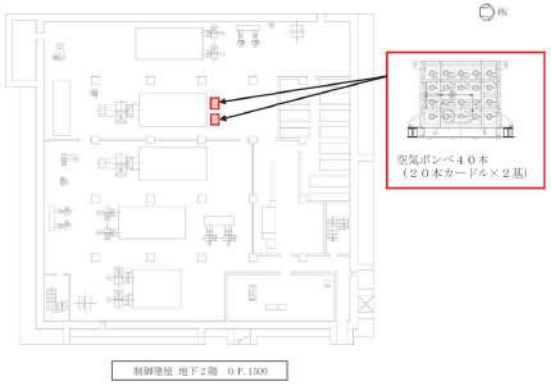
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
３号炉 		【泊欄は59-4を一部再掲】 （表） （図） （表） （図）	【大飯】資料構成の相違 ・大飯では「SAバウンダリ系統図」として示しているが，内容としては泊では「系統図」として記載している内容と同等である。

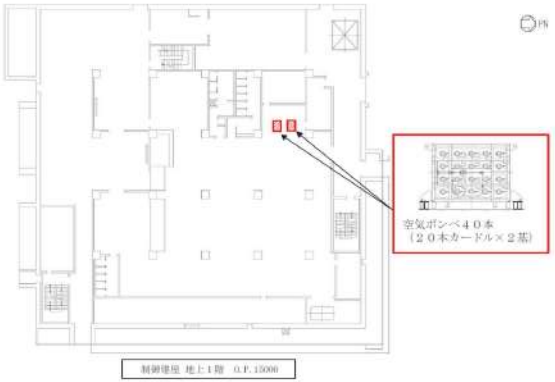
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
４号炉 			【大飯】共用の相違 ・大飯は４号炉についても示している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	59-7 保管場所図		

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-7-1 中央制御室 可搬型照明（SA） 保管場所	【本ページの泊欄は５９－２を一部掲載して比較する。】 【再掲】 	【女川】記載箇所の相違 ・泊は「59－2 配置図」に保管場所も記載しており，比較のため再掲する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-7-2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計　保管場所	【本ページの泊欄は５９－２を一部掲載して比較する。】 【再掲】 	【女川】記載箇所の相違 ・泊は「59－2 配置図」に保管場所も記載しており，比較のため再掲する。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-7-3 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） 保管場所（その１） （制御建屋地下２階）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	差異理由
	 図 59-7-4 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） 保管場所（その２） （制御建屋地上１階）		①の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
59-9　大飯発電所３ 号炉及び４ 号炉原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	

大飯発電所３／４号炉

目　次

１．中央制御室の居住性(設計基準)に係る被ばく評価について

２．中央制御室の居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価について

□ = DB

□ = SA

女川原子力発電所２号炉

目　次

26条別添2参照　本資料

１．中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について　26条-別添2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価　26条-別添2-1-1
1.2 大気拡散の評価　26条-別添2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価　26条-別添2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価　26条-別添2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく　26条-別添2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）　26条-別添2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）　26条-別添2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）　26条-別添2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく　26条-別添2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）　26条-別添2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）　26条-別添2-1-4
1.5 評価結果のまとめ　26条-別添2-1-5

２．中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について　59-9-2-1
2.1 評価事象　59-9-2-1
2.2 大気中への放出量の評価　59-9-2-2
2.3 大気拡散の評価　59-9-2-3
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価　59-9-2-4
2.4.1 中央制御室内での被ばく　59-9-2-5
2.4.1.1 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）　59-9-2-5
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）　59-9-2-5
2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）　59-9-2-5
2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）　59-9-2-5
2.4.2 入退域時の被ばく　59-9-2-6
2.4.2.1 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）　59-9-2-6
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）　59-9-2-6
2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）　59-9-2-6
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）　59-9-2-7
2.5 評価結果のまとめ　59-9-2-7

泊発電所３号炉

目　次

26条別添2参照　本資料

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について　26条-別添2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価　26条-別添2-1-1
1.2 大気拡散の評価　26条-別添2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価　26条-別添2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価　26条-別添2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく　26条-別添2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）　26条-別添2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）　26条-別添2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）　26条-別添2-1-2
1.4.2 入退域時の被ばく　26条-別添2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）　26条-別添2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）　26条-別添2-1-4
1.5 評価結果のまとめ　26条-別添2-1-6

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について　59-7-2-1
2.1 評価事象　59-7-2-1
2.2 大気中への放出量の評価　59-7-2-1
2.3 大気拡散の評価　59-7-2-2
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価　59-7-2-3
2.4.1 中央制御室内での被ばく　59-7-2-3
2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）　59-7-2-3
2.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）　59-7-2-3
2.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）　59-7-2-4
2.4.2 入退域時の被ばく　59-7-2-4
2.4.2.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路④）　59-7-2-4
2.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）　59-7-2-4
2.5 評価結果のまとめ　59-7-2-4

相違理由

【大飯】
女川審査実績の反映

【女川】
女川との評価項目の相違理由については各資料の相違理由欄を参照

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

【再掲】

1．中央制御室居住性に係る被ばく評価について

大飯３，４号炉 中央制御室居住性に係る被ばく評価の評価条件等について、添付資料の一覧を以下に示す。

添付一覧

添付資料１－１：中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について
- 1-1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表
- 1-1-2 原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について
- 1-1-3 居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 1-1-4 線量評価に用いる大気拡散の評価について
- 1-1-5 空気流入率試験結果について
- 1-1-6 直交代の考え方について　SAの内容を含む
- 1-1-7 内規[*1]との整合性について

添付資料１－２：中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について
- 1-2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表
- 1-2-2 事故シーケンス選定の考え方について
- 1-2-3 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 1-2-4 よう素の化学形態の設定について
- 1-2-5 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について
- 1-2-6 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 1-2-7 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 1-2-8 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 1-2-9 アニュラス空気浄化系統 空気作動ダンパの開放手順の成立性について
- 1-2-10 フィルタ除去効率の設定について
- 【目次再掲】1-2-17 粗性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について
- 【目次再掲】1-2-14 マスクによる防護係数について
- 【目次再掲】1-2-13 中央制御室換気系統の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順の成立性について
- 【目次再掲】1-2-12 中央制御室の直接線、スカイシャイン線評価方法について
- 1-2-11 大気への放出放射放射能量の推移グラフについて
- 【目次再掲】1-2-16 中央制御室のグランドシャイン線量の評価方法について

女川原子力発電所２号炉

添付資料１ 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について　26条-別添2-添1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表　26条-別添2-添1-1-1
1-2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について　26条-別添2-添1-2-1
1-3 運転員の交替について　26条-別添2-添1-3-1
1-4 内規[*1]との整合性について　26条-別添2-添1-4-1

添付資料２ 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について　59-9-添2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表　59-9-添2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について　59-9-添2-2-1
2-3 核分裂生成物の放出割合について　59-9-添2-3-1
2-4 放射性物質の大気放出過程について　59-9-添2-4-1
2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について　59-9-添2-5-1
2-6 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間について　59-9-添2-6-1
2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について　59-9-添2-7-1
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について　59-9-添2-8-1
2-9 地表面への沈着速度の設定について　59-9-添2-9-1
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について　59-9-添2-10-1
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について　59-9-添2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について　59-9-添2-12-1
2-13 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-9-添2-13-1
2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-9-添2-14-1
2-15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-9-添2-15-1
2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について　59-9-添2-16-1
2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について　59-9-添2-17-1
2-18 原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-9-添2-18-1
2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について　59-9-添2-19-1

泊発電所３号炉

添付資料１ 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について　26条-別添2-添1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表　26条-別添2-添1-1-1
1-2 原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について　26条-別添2-添1-2-1
1-3 居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について　26条-別添2-添1-3-1
1-4 線量評価に用いる大気拡散の評価について　26条-別添2-添1-4-1
1-5 空気流入率試験結果について　26条-別添2-添1-5-1
1-6 直交替の考え方について　26条-別添2-添1-6-1
1-7 中央制御室（設計基準事故）居住性に係る被ばく評価との適合状況　26条-別添2-添1-7-1

添付資料２ 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について　59-7-添2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表　59-7-添2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について　59-7-添2-2-1
2-3 居住性評価に用いる炉心選定の考え方について　59-7-添2-3-1
2-4 核分裂生成物の放出割合について　59-7-添2-4-1
2-5 放射性物質の大気放出過程について　59-7-添2-5-1
2-6 よう素の化学形態の設定について　59-7-添2-6-1
2-7 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について　59-7-添2-7-1
2-8 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について　59-7-添2-8-1
2-9 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について　59-7-添2-9-1
2-10 アニュラス空気浄化設備　空気作動弁の開放手順の成立性について　59-7-添2-10-1
2-11 アニュラス部の負圧達成時間について　59-7-添2-11-1
2-12 フィルタ除去効率の設定について　59-7-添2-12-1
2-13 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について　59-7-添2-13-1
2-14 被ばく評価に用いる大気拡散評価について　59-7-添2-14-1
2-15 地表面への沈着速度の設定について　59-7-添2-15-1
2-16 乾性沈着速度の設定について　59-7-添2-16-1
2-17 マスクによる防護係数について　59-7-添2-17-1
2-18 中央制御室空調装置の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順の成立性について　59-7-添2-18-1
2-19 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-7-添2-19-1
2-20 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-7-添2-20-1
2-21 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について　59-7-添2-21-1
2-22 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について　59-7-添2-22-1
2-23 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について　59-7-添2-23-1

相違理由

【大飯】
女川審査実績の反映

【女川】
女川との評価項目の相違理由については各資料の相違理由欄を参照

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
・ 1-2-12 中央制御室の直接線、スカイシャイン線評価方法について ・ 1-2-13 中央制御室換気系統の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順の成立性について ・ 1-2-14 マスクによる防護係数について 【目次再掲】・ 1-2-8 原子炉格納容器漏えい率の設定について ・ 1-2-15 中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について ・ 1-2-16 中央制御室のグランドシャイン線量の評価方法について ・ 1-2-17 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について ・ 1-2-18 審査ガイド*2 との適合性について *1：原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） *2：実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド □ = DB　⬚ = SA	2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について・・・・・・ 59-9-添 2-20-1 2-21 原子炉格納容器の漏えい率の設定について・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-21-1 2-22 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-22-1 2-23 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-23-1 2-24 原子炉建屋原子炉棟の換気率について・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-24-1 2-25 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-25-1 2-26 審査ガイド※2への適合状況・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-26-1 （※１）原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） （※２）実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	2-24 原子炉格納容器漏えい率の設定について・・・・・・・・・・・・ 59-7-添 2-24-1 2-25 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-7-添 2-25-1 2-26 審査ガイド※2への適合状況・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-7-添 2-26-1 （※1）原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） （※2）実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	【大飯】 女川審査実績の反映 【女川】 女川及び大飯との評価項目の相違理由については各資料の相違理由欄を参照

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
2. 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価 重大事故が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては、「実用発電用原子炉施設に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（以下、審査ガイドという）」に基づき、評価を行った。 （実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈　第 59 条より抜粋） b)炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。	2．中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき行った。 （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の解釈 第 74 条抜粋） b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について，次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。 評価の結果，７日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 51mSv，格納容器ベントを実施した場合で最大約 51mSv となった。なお，この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。 このことから，判断基準である「運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。	2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下，「審査ガイド」という。）に基づき行った。 （実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第 59 条抜粋） b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について，次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。 評価の結果，７日間での実効線量は約 21mSv となった。なお，この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。 このことから，判断基準である「運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。	【大飯】 女川審査実績の反映 【女川】型式の相違 ・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違及び評価線量の相違。PWR の評価事象については「2.1 評価事象」を参照。
2.1. 評価事象 評価事象については、想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定し、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入および格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。 □ = SA	2.1 評価事象 女川原子力発電所２号炉においては，「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」である「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失したシーケンス」においても，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。しかしながら，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用した場合のみならず，前述の「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失したシーケンス」において，原子炉格納容器フィルタベント系を経由した格納容器ベントを実施した場合も想定する。	2.1 評価事象 泊発電所３号炉においては，「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」を想定し，格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち，格納容器過圧の破損モードにおいて想定している，「大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を想定する。	【女川】大飯審査実績の反映 【女川】型式の相違 ・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違。なお，大飯とは同様の評価事象想定である。 【大飯】記載表現の相違 ・泊は有効性評価で用いている用語に統一した。

大飯発電所３／４号炉

2.2.　大気中への放出量の評価

放射性物質の大気中への放出量は、従来の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の原子炉冷却材喪失時被ばく評価と同様のプロセスにて評価する。

また、上記評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465　の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替低圧注水ポンプによるスプレイおよびアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失および最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

□ = SA

女川原子力発電所２号炉

2.2 大気中への放出量の評価

大気中へ放出される放射性物質の量は，上記 2.1　で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお，原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入量及び原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい量を MAAP 解析及びNUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし，MAAP　コードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中の放出量評価条件を設定し，放出量を評価した。評価に用いた放出放射能量を表 1　及び表 2　に示す。

表 1　大気中への放出放射能量（７日間積算）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量［Bq］(gross 値)	放出放射能量［Bq］(gross 値)
		原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}

表 2　大気中への放出放射能量（７日間積算）
（格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種グループ	放出放射能量［Bq］(gross 値)	
	原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 9.6×10^{8}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.7×10^{8}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 6.3×10^{8}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.3×10^{8}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 7.9×10^{7}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 2.0×10^{7}	約 7.5×10^{10}

泊発電所３号炉

2.2 大気中への放出量の評価

大気中へ放出される放射性物質の量は，上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し，従来の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の原子炉冷却材喪失時被ばく評価と同様のプロセスにて評価した。

また，上記評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ，原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価した。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については，全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。評価に用いた放出放射能量を第 1 表に示す。

第 1 表　大気中への放出放射能量（７日間積算）＊

核種グループ	停止時炉心内蓄積量［Bq］(gross 値)	放出放射能量［Bq］(gross 値)
		原子炉格納容器からの漏えい及びアニュラス空気浄化設備による放出
希ガス類	約 3.0×10^{19}	約 5.4×10^{18}
よう素類	約 3.1×10^{19}	約 2.3×10^{14}
Cs 類	約 1.2×10^{19}	約 5.0×10^{12}
Te 類	約 1.9×10^{19}	約 2.5×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 1.7×10^{12}
Ru 類	約 3.7×10^{19}	約 2.3×10^{11}
Ce 類	約 6.5×10^{19}	約 3.4×10^{11}
La 類	約 6.6×10^{19}	約 2.4×10^{11}

＊：有効数字２桁で四捨五入した値

相違理由

【大飯】記載表現の相違
【女川】記載内容の相違
・取り上げている内容が異なるが、いずれもソースタームの考え方を記載している。なお，大飯とは評価条件は同様である。
【女川】型式の相違
・PWR では格納容器ベントを用いない。

【女川】型式の相違
・PWR では格納容器ベントを用いない。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

2.3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2010 年 1 月～2010 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、最近 10 年間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

2.4. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線は QAD コード、スカイシャインガンマ線は SCATTERING コードを用いて評価した。

2.5. 中央制御室居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第 2.1 図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法および評価条件は以下に示すとおりである。

□ = SA

女川原子力発電所２号炉

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては，女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月～2012 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表 3 に示す。

表 3　相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器フィルタベント系排気管（地上 36m）	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローアウトパネル（地上 0m）	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒（地上 80m）	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-4}	1.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-4}	1.0×10^{-18}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-4}	1.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-4}	1.0×10^{-18}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては，評価期間を事故発生後 7 日間とし，運転員が交替（5 直 3 交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表 4 に，交替スケジュール例を表 5 に示す。

泊発電所３号炉

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては，泊発電所敷地内において観測した 1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

なお，当該データの使用に当たっては，風向風速データが不良標本の棄却検定により，1998 年 1 月～2007 年 12 月の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

相対濃度及び相対線量の評価結果を第 2 表に示す。

第 2 表　相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
地上（地上 0m）	中央制御室中心	W, WNW, NW, NNW, N	約 5.6×10^{-4}	約 2.4×10^{-18}
	出入管理建屋入口	WNW, NW, NNW	約 3.8×10^{-4}	約 1.8×10^{-18}
	中央制御室入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 5.7×10^{-4}	約 2.3×10^{-18}
排気筒（地上 73.1m）	中央制御室中心	W, WNW, NW, NNW, N	約 2.8×10^{-4}	約 4.6×10^{-19}
	出入管理建屋入口	WNW, NW, NNW	約 1.9×10^{-4}	約 3.3×10^{-19}
	中央制御室入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 2.8×10^{-4}	約 4.7×10^{-19}

2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては，評価期間を事故発生後 7 日間とし，運転員が交代（5 直 3 交代）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交代サイクルを第 3 表に，交代スケジュール例を第 4 表に示す。

相違理由

【女川・大飯】気象データ対象年の相違
・気象データの代表性については，「2-13　被ばく評価に用いた気象資料の代表性について」を参照。

【女川】記載充実
（大飯実績反映）

【大飯】気象データ対象年の相違

【女川】型式の相違
・PWR では格納容器ベントを用いない。

【大飯】
記載箇所の相違
・次項で比較

【大飯】
女川審査実績の反映

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後 7 日間とした。運転員の勤務形態としては 5 直 2.5 交代とし、7 日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7 日間の積算線量を滞在期間および入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

2.5.1 中央制御室内での被ばく

2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記 2.4. の方法で実効線量を評価した。

□ = SA

女川原子力発電所２号炉

また，評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお，本評価においては，1 直（1 日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図 1 及び図 2 に示す。また，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表 9 に，被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図 3 に示す。

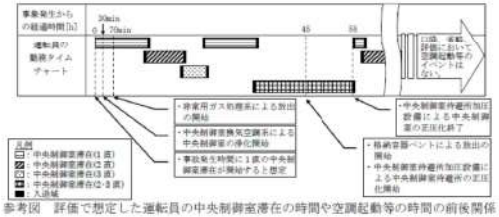
表 4　直交替サイクル

勤務	勤務時間	
1 直	21 時 30 分～9 時 00 分	11 時間 30 分
2 直	8 時 40 分～16 時 50 分	8 時間 10 分
3 直	16 時 30 分～21 時 50 分	5 時間 20 分
2・3 直	8 時 40 分～21 時 50 分	13 時間 10 分

表 5　直交替スケジュール例

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	滞在時間	入退域回数
A 班	2	23	3	／	1	1	休	49:40	10 回
B 班	3	／	1	1	休	休	2	36:30	8 回
C 班	日勤							0:00	0 回
D 班	1	1	休	休	2	23	3	49:40	10 回
E 班	休	休	2	23	3	／	1	38:10	8 回

※1：1 直，　2：2 直，　3：3 直，　23：2・3 直，
休：休日，　日勤：事務所勤務日



参考図　評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

2.4.1 中央制御室内での被ばく

2.4.1.1 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等を踏まえて評価した。

なお，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置は，原子炉建屋原子炉棟内に設置しているため，原子炉建屋の躯体により遮蔽されるため影響はない。

泊発電所３号炉

なお，本評価においては，3 直（1 日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを第 1 図及び第 2 図に示す。また，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を第 8 表に，被ばく評価に係る中央制御室空調装置の概略図を第 3 図に示す。

第 3 表　直交代サイクル

勤務	勤務時刻	勤務時間
1 直	22:00 ～ 8:10	10 時間 10 分
2 直	8:10 ～ 15:20	7 時間 20 分
3 直	15:00 ～ 22:10	7 時間 10 分
連直	8:00 ～ 22:10	14 時間 10 分

第 4 表　勤務スケジュール例

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	滞在時間	入退域回数
A 班	3 直	連直	2 直		1 直	1 直		49:00	10 回
B 班	日勤								
C 班			3 直	連直	2 直		1 直	38:50	8 回
D 班	1 直	1 直			3 直	連直	2 直	49:00	10 回
E 班	2 直		1 直	1 直			3 直	34:50	8 回

2.4.1 中央制御室内での被ばく

2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）

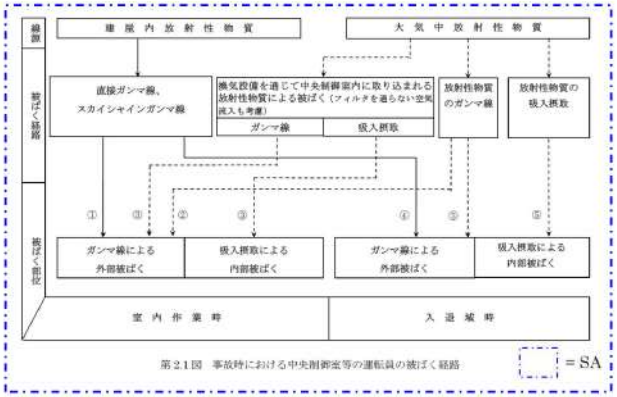
事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，原子炉格納容器内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等を踏まえて評価した。

相違理由

【大飯】
女川実績の反映
・⑨の相違
【女川】運用の相違
・交代スケジュールの相違による選定条件の相違
・女川の 1 直は泊の 1 直より勤務時間が長く，女川の 2 直から 23 直までの期間は，泊の 3 直から連直までの期間より長い。

【女川】設計の相違
・泊では格納容器ベントや待避所の正圧化といったイベントは発生しない。

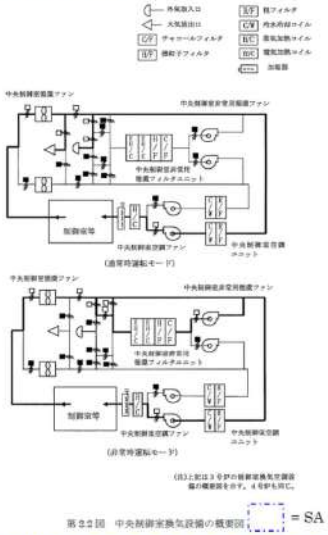
【女川・大飯】記載表現の相違
・泊はガイドにおける被ばく経路の表現と同様とした。
・鋼製 CV である泊では具体的には原子炉格納容器内の線源を考慮するため，文章後段では「原子炉格納容器」とした。
【女川】型式の相違
・PWR では格納容器ベントを用いない。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
【再掲】 2.4. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。	原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については，QAD-CGGP2R コードを用い，スカイシャインガンマ線についてはANISN コード及びG33-GP2R コードを用いて評価した。	原子炉格納容器内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については，QAD-CGGP2R コードを用い，スカイシャインガンマ線についてはSCATTERING コードを用いて評価した。	【大飯】 女川審査実績の反映 【女川】設計等の相違 ・BWRでは，ANISNコードにより天井の遮蔽による減衰を計算し，G33-GP2Rコードによりスカイシャイン線を評価するが，PWRのSCATTERINGコードでは，遮蔽体をモデル化してスカイシャイン線量を評価可能であるため，BWRのように2つのコードを用いる必要はない。なお，大飯とは評価方法は同様である。
2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②） 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。	2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②） 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。	2.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②） 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。	【女川】記載方針の相違 ・女川の経路②，③を，泊では経路②としてまとめている。なお，大飯とは評価条件は同様である。
 第2.1図　事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路　　= SA			【大飯】 記載箇所の相違 （女川実績の反映）

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③） 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。		【大飯】 女川審査実績の反映 【女川】記載方針の相違 ・女川の経路②，③を，泊では経路②としてまとめている。なお，大飯とは評価条件は同様である。
2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③） 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。 中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、運転員はマスクを着用しているとして評価した。また、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。 なお、中央制御室換気設備の起動時間については、全交流動力電源喪失および最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。	2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④） 外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは，中央制御室内の放射性物質濃度を基に，放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。 なお，内部被ばくの評価に当たっては，マスクの着用による防護効果を考慮した。 また，格納容器ベントの際には運転員は図 4 に示す中央制御室待避所内に滞在するとして評価した。	2.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③） 外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは，中央制御室内の放射性物質濃度を基に，放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。 なお，内部被ばくの評価に当たっては，マスクの着用による防護効果を考慮した。	①の相違 【大飯】記載箇所の相違 2.5.1.3 (1)にて再掲 【女川】記載方針の相違 ・泊では中央制御室待避所の加圧を行わないため，タイムチャートは記載していない。
	中央制御室内の放射性物質濃度の計算は，以下の（１）から（３）に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図 5 に示す。	中央制御室内の放射性物質濃度の計算は，以下の(1)，(2)に示す効果を考慮した。	
(1)事故時運転モード 中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードで、具体的な系統構成は第 2.2 図に示すとおりである。 【再掲】 なお、中央制御室換気設備の起動時間については、全交流動力電源喪失および最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。	（１）事故時運転モード（少量外気取入）：中央制御室換気空調系 中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は，通常開いている外気取り入れダンパを閉止し，再循環させて放射性物質をフィルタにより低減し，フィルタを通した外気を少量取入れる運転モードである。具体的な系統構成を図 3 に示す。 中央制御室内の放射性物質濃度は事故時運転モード（少量外気取入）で評価している。 なお，中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）への切り換え時間については，運転操作や全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し，有効性評価で設定した 30 分を起動遅れ時間として考慮した。	(1) 閉回路循環運転：中央制御室空調装置 中央制御室空調装置の閉回路循環運転は，通常開いている外気取り入れダンパを閉止し，再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。具体的な系統構成を第 3 図に示す。 中央制御室内の放射性物質濃度は閉回路循環運転で評価している。 なお，中央制御室空調装置の起動時間については，全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した遅れを考慮し，300 分を起動遅れ時間として考慮した。	
なお、大飯発電所３号炉と４号炉の中央制御室はそれぞれ共有している。			【大飯】 ・プラント条件の相違 泊は３号炉のみのため中央制御室の共有はない。
	（２）中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧 中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（以下，「加圧設備」という。）により正圧を維持することで，外気の流入を防止する効果を考慮した。		②の相違
= SA			

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
(2)フィルタを通らない空気流入量 大飯発電所３、４号炉中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5 回／hを仮定して評価した。	（３）中央制御室への外気の直接流入率 中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は，保守的に換気率換算で1.0 回／h を仮定して評価した。	（2）中央制御室への外気の直接流入率 中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は，保守的に換気率換算で0.5 回/h を仮定して評価した。	【大飯】 女川審査実績の反映 【女川】評価条件の相違 ・泊は大飯と同じ流入率。
2.5.2 入退域時の被ばく 【再掲】 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、正門、事務所入口および中央制御室入口として評価した。	2.4.2 入退域時の被ばく 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界から制御建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の 2 箇所とし，入退域ごとに各々の評価点に7 分間及び5 分間滞在するとして評価した。なお，原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの影響についても，上記と同様の評価点及び滞在時間として評価した。	2.4.2 入退域時の被ばく 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界から中央制御室入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は出入管理建屋入口及び中央制御室入口の２箇所とし，入退域ごとに各々の評価点に 10 分間及び５分間滞在するとして評価した。	【女川・大飯】評価条件の相違 ・具体的な代表点，滞在時間は異なる。
2.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④） 事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「2.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、正門、事務所入口および中央制御室入口として評価した。	2.4.2.1 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤） 事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。	2.4.2.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路④） 事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は，「2.4.1.1 原子炉建屋内からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。	【大飯】 記載箇所の相違
 第 2.2 図　中央制御室換気設備の概要図 = SA	また，原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価した。		【女川】型式の相違 ・PWR では格納容器ベントを用いない。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤） 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時について、外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、内部被ばくは、空調設備効果を期待しないこと以外は「2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）」と同様な手法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記 2.5.2.1 の仮定に同じである。	2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。 2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。 2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧） 入退域時の内部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお，評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮した。	2.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤） 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時について，外部被ばくは，中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で，内部被ばくは，空調設備効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）」と同様な手法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，上記 2.4.2.1 の仮定に同じである。	【女川】記載方針の相違 ・女川の経路⑥，⑦，⑧を，泊では経路⑤としてまとめている。なお，大飯とは評価方法は同様である。
2.6. 評価結果のまとめ	2.5 評価結果のまとめ 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表 6-1-1 及び表 6-1-2 に示す。また，格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表 6-2-1 及び表 6-2-2 に示す。さらに，各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 7-1-1 から表 7-2-2 に，被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表 8-1-1 から表 8-2-2 に示す。	2.5 評価結果のまとめ 評価結果を第 5-1 表及び第 5-2 表に示す。さらに，被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を第 6-1 表及び第 6-2 表に，被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を第 7-1 表及び第 7-2 表に示す。	【女川】型式の相違 ・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違。なお，大飯とは同様の評価事象想定である。
３号炉、４号炉事故発生時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、第 2.1 表に示すとおり、実効線量が 7 日間でそれぞれ約 7.2mSv、約 4.3mSv である。また、３号炉事故発生時および４号炉事故発生時の合算値は約 12mSv である。	評価の結果，7 日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 51mSv，格納容器ベントを実施した場合で最大約 51mSv となった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。	評価の結果，7 日間での実効線量は約 21mSv となった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。	【女川，大飯】 個別解析の相違 【大飯】女川実績の反映 ・ただし，評価結果の値は個別解析の相違
したがって、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。評価結果の内訳を第 2.2 表～第 2.3 表に示す。 なお、マスク着用を考慮しない場合の３号炉、４号炉事故発生時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は、実効線量が 7 日間でそれぞれ約 66mSv、約 49mSv であり、３号炉事故発生時および４号炉事故発生時の合算値は約 120mSv である。	このことから，判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。	このことから，判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。	
= SA			
	なお，参考として原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果に期待しない（DF=1）場合の評価結果について表 6-3 及び表 6-4 に示す。	なお，参考として原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果に期待しない（DF=1）の評価結果について，第 5-3 表に示す。	【大飯】女川実績の反映

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由

女川原子力発電所２号炉

表6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約6.2※4	21直 約2.7	3直 約1.4	－	1直 約1.3	1直 約1.2	－	約13
B班	1直 約5.2※4	－	1直 約1.9	1直 約1.5	－	－	1直 約0.87	約9.5
C班	－	－	－	－	－	－	－	0
D班	1直 約46※4	1直 約2.9	－	－	2直 約1.1	22直 約1.2	3直 約0.47※5	約51
E班	－	－	2直 約1.6	22直 約1.6	2直 約0.92	－	1直 約1.3※5	約5.3

※1 入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2 中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
※5 本評価において想定した直交置スケジュールでは、7日目3直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目1直の被ばく線量は、7日目3直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う線量を示している。

表6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約7.1※3	21直 約4.8	3直 約2.3	－	1直 約3.2	1直 約2.9	－	約21
B班	1直 約6.6※3	－	1直 約3.8	1直 約3.5	－	－	1直 約2.0	約16
C班	－	－	－	－	－	－	－	0
D班	1直 約520※3	1直 約4.6	－	－	2直 約2.4	22直 約3.1	3直 約1.2※4	約530
E班	－	－	2直 約3.0	22直 約3.8	2直 約1.8	－	1直 約2.9※4	約12

※1 入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※3 入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮
※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う線量（表6-1-1の※5を参照）

表6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約6.2※4	21直 約21	3直 約1.4	－	1直 約1.1	1直 約0.84	－	約31
B班	1直 約5.2※4	－	1直 約1.8	1直 約1.4	－	－	1直 約0.65	約9.0
C班	－	－	－	－	－	－	－	0
D班	1直 約46※4	1直 約2.9	－	－	2直 約0.88	22直 約0.84	3直 約0.34※5	約51
E班	－	－	2直 約1.6	22直 約1.3	2直 約0.79	－	1直 約0.98※5	約4.6

※1 入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2 中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※5を参照）

表6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約7.1※3	21直 約25	3直 約2.0	－	1直 約1.6	1直 約1.2	－	約37
B班	1直 約6.6※3	－	1直 約3.0	1直 約2.4	－	－	1直 約0.75	約13
C班	－	－	－	－	－	－	－	0
D班	1直 約520※3	1直 約4.7	－	－	2直 約1.2	22直 約1.1	3直 約0.39※4	約520
E班	－	－	2直 約2.7	22直 約2.2	3直 約0.97	－	1直 約1.2※4	約7.0

※1 入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※3 入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮
※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※5を参照）

泊発電所３号炉

第5-1表　各勤務サイクルでの被ばく線量
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3※4

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計※5
A班	1直 約8.4	連続 約4.9	1直 約3.0	－	1直 約2.2	1直 約1.9	－	－	約21
B班	－	－	－	－	－	－	－	－	0
C班	－	－	1直 約2.8	連続 約2.6	1直 約1.9	－	1直 約1.6	1直 約1.4	約11
D班	1直 ※6 －	1直 約6.7	－	－	1直 約1.8	連続 約1.9	1直 約1.4	－	約12
E班	1直 ※6 －	－	1直 約3.6	1直 約2.7	－	－	1直 約1.3	連続 ※7 約0.7	約8.4

※1 3直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定するため、評価期間が7日=168時間であることから8日目の途中まで考慮
※2 入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※3 中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。1日目は6時間当たり18分間、2日以降は6時間当たり1時間外すものとして評価
※4 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※5 合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値
※6 事象発生前のため、評価対象外
※7 本評価において想定した直交代スケジュールでは、8日目運直の途中で評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う線量を示している。

第5-2表　各勤務サイクルでの被ばく線量
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計※4
A班	1直 約69	連続 約8.1	1直 約4.4	－	1直 約3.8	1直 約3.3	－	－	約19
B班	－	－	－	－	－	－	－	－	0
C班	－	－	1直 約4.1	連続 約5.0	1直 約3.1	－	1直 約2.9	1直 約2.6	約18
D班	1直 ※5 －	1直 約9.8	－	－	1直 約2.9	連続 約3.8	1直 約2.3	－	約19
E班	1直 ※5 －	－	1直 約5.7	1直 約4.5	－	－	1直 約2.2	連続 ※6 約1.5	約14

※1 3直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定するため、評価期間が7日=168時間であることから8日目の途中まで考慮
※2 入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4 合計線量は、有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値
※5 事象発生前のため、評価対象外
※6 本評価において想定した直交代スケジュールでは、8日目運直の途中で評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う線量を示している。

相違理由

【女川】
個別解析の相違

【女川】型式の相違
・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違により評価ケース数が異なる。

大飯発電所３／４号炉

女川原子力発電所２号炉

表6-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果をDF=1とした場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約8.7※4	23直 約5.2	3直 約3.0	－	1直 約3.1	1直 約2.8	－	約23
B班	3直 約7.5※4	－	1直 約4.0	1直 約3.5	－	－	2直 約2.2	約17
C班	－	－	－	－	－	－	－	0
D班	1直 **約55**※4	1直 約5.3	－	－	2直 約2.6	23直 約2.9	3直 約1.2※5	**約66**
E班	－	－	2直 約3.4	23直 約3.6	3直 約2.3	－	1直 約3.3※5	約13

※1　入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
※3　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4　中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
※5　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※5を参照）

表6-4 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果をDF=1とした場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	2直 約8.7※4	23直 約24	3直 約3.0	－	1直 約2.8	1直 約2.5	－	約41
B班	3直 約7.5※4	－	1直 約3.3	1直 約3.3	－	－	2直 約2.0	約16
C班	－	－	－	－	－	－	－	0
D班	1直 **約55**※4	1直 約5.4	－	－	2直 約2.4	23直 約2.6	3直 約1.1※5	**約66**
E班	－	－	2直 約3.5	23直 約3.3	3直 約2.2	－	1直 約3.0※5	約12

※1　入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
※3　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4　中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
※5　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※5を参照）

泊発電所３号炉

第5-3表　各勤務サイクルでの被ばく線量（参考）
（原子炉格納格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果をDF=1とした場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位:mSv）※1※2※3※4

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	8日目	合計※5
A班	2直 約14	連直 約5.3	1直 約3.2	－	1直 約2.4	1直 約2.0	－	－	約27
B班	－	－	－	－	－	－	－	－	0
C班	－	－	1直 約3.0	連直 約2.9	2直 約2.1	－	1直 約1.8	1直 約1.5	約12
D班	1直 ※6 －	1直 約7.8	－	－	1直 約2.0	連直 約2.1	2直 約1.5	－	約14
E班	2直 ※6 －	－	1直 約3.8	1直 約2.9	－	－	3直 約1.5	連直 ※7 約0.8	約9.1

※1　3直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定するため，評価期間が7日＝168時間であることから8日目の途中まで考慮
※2　入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※3　中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。1日目は6時間当たり18分間，2日以降は6時間当たり1時間外すものとして評価
※4　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※5　合計線量は，有効数値3桁目を切り上げて2桁に丸めた値
※6　事象発生前のため，評価対象外
※7　本評価において想定した直交代スケジュールでは，8日目連直の途中で評価期間終了となることから，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う線量を示している。

相違理由

【女川】
個別解析の相違

【女川】型式の相違
・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違により評価ケース数が異なる。

大飯発電所３／４号炉

第 2.1 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv） *1	
		3 号炉	4 号炉
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-4}	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-2}	約 3.2×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.0×10^{0}	約 2.3×10^{0}
	小　計（①+②+③）	約 3.1×10^{0}	約 2.4×10^{0}
入退城時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{0}	約 1.2×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.4×10^{0}	約 7.6×10^{-1}
	小　計（④+⑤）	約 4.1×10^{0}	約 1.9×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 7.2 *2	約 4.3 *2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

第 2.2 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果内訳
（３号炉）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv） *1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-4}	—	約 4.0×10^{-4}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-2}	—	約 4.0×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.9×10^{0}	約 1.1×10^{0}	約 3.0×10^{0}
	小　計（①+②+③）	約 1.9×10^{0}	約 1.1×10^{0}	約 3.1×10^{0}
入退城時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{0}	—	約 2.7×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.4×10^{0}	約 7.3×10^{-1}	約 1.4×10^{0}
	小　計（④+⑤）	約 4.0×10^{0}	約 7.3×10^{-1}	約 4.1×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 6.0	約 1.2	約 7.2 *2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

第 2.3 表（中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果内訳
（４号炉）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv） *1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-2}	—	約 3.2×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{0}	約 8.7×10^{-1}	約 2.3×10^{0}
	小　計（①+②+③）	約 1.5×10^{0}	約 8.7×10^{-1}	約 2.4×10^{0}
入退城時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{0}	—	約 1.2×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 1.6×10^{0}
	小　計（④+⑤）	約 1.9×10^{0}	約 3.8×10^{-1}	約 1.8×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 3.4	約 0.9	約 4.3 *2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

：= SA

女川原子力発電所２号炉

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.7×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 4.6×10^{1}
入退城時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく	約 1.4×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく	約 5.1×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退城時の被ばく	約 1.2×10^{-2}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 5.3×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 5.1×10^{1}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

泊発電所３号炉

第 6-1 表　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv） ※1※2※3		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-2}	—	約 3.3×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.1×10^{-2}	—	約 2.1×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.7×10^{0}	約 6.2×10^{0}	約 7.9×10^{0}
	小計（①+②+③）	約 1.8×10^{0}	約 6.2×10^{0}	約 8.0×10^{0}
入退城時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{0}	—	約 1.2×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 3.0×10^{-2}	約 7.6×10^{-1}
	小計（④+⑤）	約 1.2×10^{0}	約 3.0×10^{-2}	約 1.2×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 14	約 6.2	約 21※4

※1　中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。１日目は６時間当たり 18 分間，２日以降は６時間当たり１時間外すものとして評価
※2　入退城時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※3　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
※4　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

相違理由

【女川・大飯】個別解析による相違
・各社，マスクの着用を考慮する場合は，判断基準である「運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと」を満足することに相違なし。

【大飯】設計の相違
・大飯は複数号炉の運転を考慮し，３号炉及び４号炉についてそれぞれ記載している。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

【再掲】

第 2.7 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（３号炉）（マスクなし）

被ばく経路			7 日間の実効線量（mSv）*1		
			外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時		①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
		②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10^{-2}	—	約 4.0×10^{-2}
		③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{0}	約 5.6×10^{1}	約 5.8×10^{1}
		小　計（①+②+③）	約 1.9×10^{0}	約 5.6×10^{1}	約 5.8×10^{1}
入退域時		④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{0}	—	約 2.7×10^{0}
		⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.4×10^{0}	約 3.7×10^{0}	約 5.0×10^{0}
		小　計（④+⑤）	約 4.0×10^{0}	約 3.7×10^{0}	約 7.7×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）			約 6.0	約 60	約 66*2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

第 2.8 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（４号炉）（マスクなし）

被ばく経路			7 日間の実効線量（mSv）*1		
			外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時		①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
		②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10^{-2}	—	約 3.2×10^{-2}
		③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{0}	約 4.3×10^{1}	約 4.5×10^{1}
		小　計（①+②+③）	約 1.5×10^{0}	約 4.3×10^{1}	約 4.5×10^{1}
入退域時		④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{0}	—	約 1.2×10^{0}
		⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 1.9×10^{0}	約 2.6×10^{0}
		小　計（④+⑤）	約 1.9×10^{0}	約 1.9×10^{0}	約 3.8×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）			約 3.4	約 45	約 49*2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

女川原子力発電所２号炉

表 7-1-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路			7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時		① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
		② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
		③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
		④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.1×10^{2}
		（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.0×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
		小計（①+②+③+④）	約 5.2×10^{2}
入退域時		⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-1}
		⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
		⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.1×10^{0}
		⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-2}
		小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 5.3×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）			約 5.3×10^{2}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

泊発電所３号炉

第 6-2 表　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路			7 日間の実効線量（mSv）※1※2		
			外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時		①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-2}	—	約 3.3×10^{-2}
		②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.1×10^{-2}	—	約 2.1×10^{-2}
		③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.7×10^{0}	約 7.4×10^{1}	約 7.6×10^{1}
		小計（①+②+③）	約 1.8×10^{0}	約 7.4×10^{1}	約 7.6×10^{1}
入退域時		④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{1}	—	約 1.2×10^{1}
		⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 3.0×10^{-2}	約 7.6×10^{-1}
		小計（④+⑤）	約 1.2×10^{1}	約 3.0×10^{-2}	約 1.2×10^{1}
合　計（①+②+③+④+⑤）			約 14	約 74	約 89※3

※1　入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※2　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
※3　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

相違理由

【女川】
個別解析の相違

【大飯】設計の相違
・大飯は複数号炉の運転を考慮し，３号炉及び４号炉についてそれぞれ記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）		【女川】型式の相違 ・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違により評価ケース数が異なる。

被ばく経路		7日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.6×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 4.5×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.7×10^{-3}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 5.4×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 5.1×10^{1}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.0×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 5.2×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-2}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.7×10^{-3}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 5.4×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 5.2×10^{2}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

女川原子力発電所２号炉

表 8-1-1 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.5×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 4.3×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.0×10^{-4}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 4.6×10^{1}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-2 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.0×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 5.1×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.0×10^{-4}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 5.2×10^{2}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

泊発電所３号炉

第 7-1 表　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）

被ばく経路		1 日目の実効線量（mSv）※1※2※3		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.4×10^{-2}	—	約 1.4×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 7.6×10^{-1}	約 4.5×10^{0}	約 5.2×10^{0}
	小計（①+②+③）	約 7.9×10^{-1}	約 4.5×10^{0}	約 5.3×10^{0}
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.9×10^{0}	—	約 2.9×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 6.4×10^{-3}	約 2.0×10^{-1}
	小計（④+⑤）	約 3.1×10^{0}	約 6.4×10^{-3}	約 3.1×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 3.9	約 4.5	約 8.4※4

※1　中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。1 日目は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
※2　入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※3　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値
※4　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

第 7-2 表　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		1 日目の実効線量（mSv）※1※2		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.4×10^{-2}	—	約 2.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.4×10^{-2}	—	約 1.4×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 7.6×10^{-1}	約 6.5×10^{2}	約 6.6×10^{2}
	小計（①+②+③）	約 7.9×10^{-1}	約 6.5×10^{2}	約 6.6×10^{2}
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.9×10^{0}	—	約 2.9×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 6.4×10^{-3}	約 2.0×10^{-1}
	小計（④+⑤）	約 3.1×10^{0}	約 6.4×10^{-3}	約 3.1×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 3.9	約 65	約 69※3

※1　入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮
※2　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値
※3　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

相違理由

【大飯】女川実績の反映
・泊，女川は各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい滞在目における評価を実施。
【女川】
個別解析の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	表 8-2-1 評価結果の内訳（D 班の 1 日目） （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）		【女川】型式の相違 ・プラント型式の相違に伴う評価事象想定の相違により評価ケース数が異なる。

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.5×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 4.3×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.0×10^{-4}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 4.6×10^{1}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-2 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 4.9×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①+②+③+④）	約 5.1×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-2}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{0}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 5.0×10^{-4}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 5.2×10^{2}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
【参考】マスク着用期間を限定した線量評価について 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価においては、評価期間中マスクの着用を考慮している。一方、事故発生時には、事象の進展及び中央制御室内の放射性物質濃度に応じ、放射線管理を踏まえてマスク着用の運用を行う。 今回の選定した事故シーケンス及び居住性に係る被ばく評価手法を用い、マスク着用期間を事故発生直後に限定した場合の被ばく評価を以下に示す。 ここで、選定した事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失を想定し、評価上、中央制御室非常用循環設備の起動遅れ時間を 300 分（5 時間）としている。 中央制御室非常用循環設備の起動後は、よう素フィルタ及び微粒子フィルタにより室内に取り込まれた放射性物質は低減される。 このため、ここでは中央制御室非常用循環設備起動後の室内の放射性物質低減を考慮して、第 2.4 表のとおり事故発生後 5 時間までマスクを着用するとした。 なお、評価上、屋外においては、室内より放射性物質濃度が高いため、入退域時にマスクを着用するとして評価した。 マスク着用期間を限定した線量評価における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を第 2.5 表及び第 2.6 表に示す。マスクなしの結果を第 2.7 表及び第 2.8 表に示す。 第 2.4 表　中央制御室非常用循環設備の作動状態及びマスク着用時間 時間 | 0～5h | 5～168h 中央制御室非常用循環設備 | － | 作動（フィルタによる放射性物質の低減） マスク | 着用 | －※ ※入退域時のみ着用 □ = SA			【大飯】 女川実績の反映 ・大飯では参考としてマスク着用期間を限定した評価を行っている。泊では女川実績を反映し，適合性を示すための評価においてもマスク着用期間を限定した評価を行っているため，本評価は実施していない。

大飯発電所３／４号炉

第 2.5 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（３号炉）（５時間までマスク考慮、５時間以降マスクなし）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv）*2		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-2}	—	約 4.0×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.9×10^{0}	約 1.8×10^{1}	約 2.0×10^{1}
	小　計（①+②+③）	約 1.9×10^{0}	約 1.8×10^{1}	約 2.0×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{0}	—	約 2.7×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく*1	約 1.4×10^{0}	約 7.3×10^{-2}	約 1.4×10^{0}
	小　計（④+⑤）	約 4.0×10^{0}	約 7.3×10^{-2}	約 4.1×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 6.0	約 18	約 24*3

＊１：入退域時については常にマスクを着用とした。
＊２：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊３：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

第 2.6 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（４号炉）（５時間までマスク考慮、５時間以降マスクなし）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv）*2		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-2}	—	約 3.2×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.5×10^{0}	約 1.4×10^{1}	約 1.5×10^{1}
	小　計（①+②+③）	約 1.5×10^{0}	約 1.4×10^{1}	約 1.5×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{0}	—	約 1.2×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく*1	約 7.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-2}	約 7.6×10^{-1}
	小　計（④+⑤）	約 1.9×10^{0}	約 3.8×10^{-2}	約 1.9×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 3.4	約 14	約 18*3

＊１：入退域時については常にマスクを着用とした。
＊２：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
＊３：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

□＝SA

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

相違理由

【大飯】
女川実績の反映
・大飯では参考としてマスク着用期間を限定した評価を行っている。泊では女川実績を反映し，適合性を示すための評価においてもマスク着用期間を限定した評価を行っているため，本評価は実施していない。

大飯発電所３／４号炉

第 2.7 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（３号炉）（マスクなし）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv）*1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10^{-2}	—	約 4.0×10^{-2}
	③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{0}	約 5.6×10^{1}	約 5.8×10^{1}
	小　計（①+②+③）	約 1.9×10^{0}	約 5.6×10^{1}	約 5.8×10^{1}
入退域時	④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{0}	—	約 2.7×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.4×10^{0}	約 3.7×10^{0}	約 5.0×10^{0}
	小　計（④+⑤）	約 4.0×10^{0}	約 3.7×10^{0}	約 7.7×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 6.0	約 60	約 66*2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

第 2.8 表　中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価結果
（４号炉）（マスクなし）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv）*1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{-3}	—	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10^{-2}	—	約 3.2×10^{-2}
	③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{0}	約 4.3×10^{1}	約 4.5×10^{1}
	小　計（①+②+③）	約 1.5×10^{0}	約 4.3×10^{1}	約 4.5×10^{1}
入退域時	④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{0}	—	約 1.2×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 1.9×10^{0}	約 2.6×10^{0}
	小　計（④+⑤）	約 1.9×10^{0}	約 1.9×10^{0}	約 3.8×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 3.4	約 45	約 49*2

＊1：表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は、有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

＊2：「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は、有効数値３桁目を切り上げて２桁に丸めた値

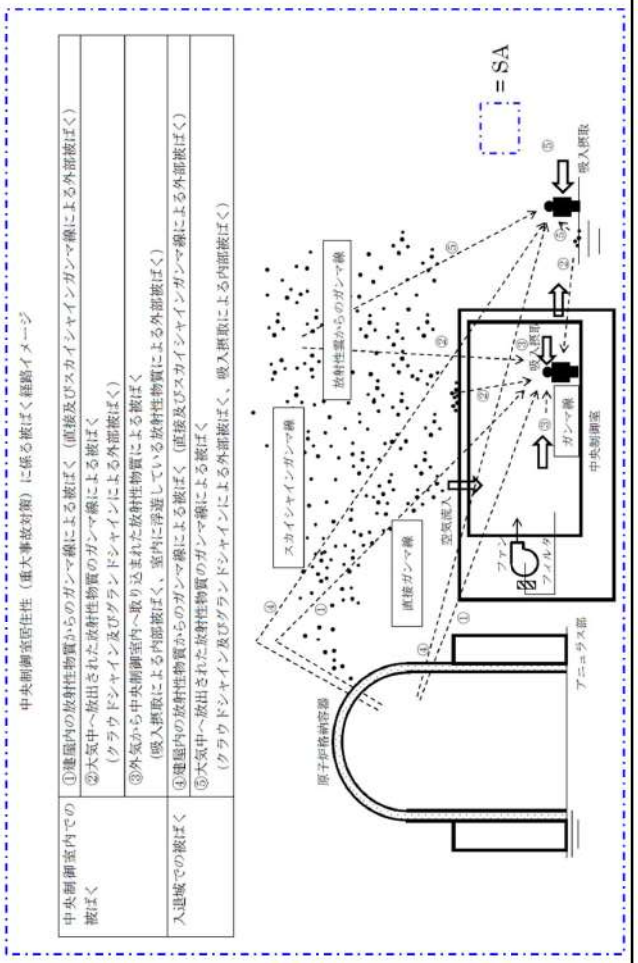
□ = SA

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

相違理由

【大飯】
女川実績の反映
・大飯では参考としてマスク着用期間を限定した評価を行っている。泊では女川実績を反映し，適合性を示すための評価においてもマスク着用期間を限定した評価を行っているため，本評価は実施していない。
・ただし，マスクを着用しない評価については第 6-2 表で示しており，大飯を再掲している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
			【大飯】 記載箇所の相違

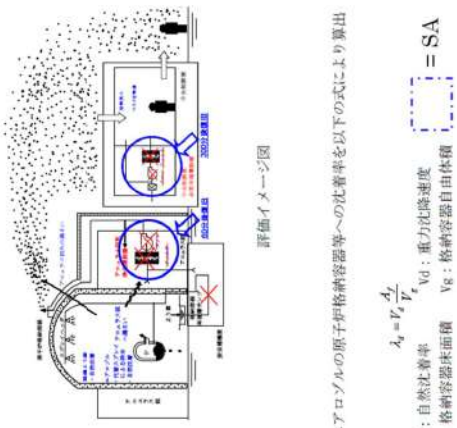
第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

中央制御室居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価の主要条件(1/3)

主要な評価条件表(環境への放出まで)

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格出力(3411MWt)の102%
	原子炉運転時間	最高40,000時間
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465に基づいて設定
原子炉格納容器内での低減効果	代替低圧注水ポンプによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2の評価式*1に基づき算出した除去速度により低減
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	重力沈降速度を用いた評価式*2に基づき算出した沈着率により低減
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	CSE実験に基づく沈着率により低減
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day(事故期間中一定) 原子炉格納容器圧力(MAAP解析結果)に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	エアロゾル：99%　よう素：95% 起動遅れ時間:60分(SBOを想定)



＊1：スプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_cD}$$

λs：スプレイ除去速度 h：スプレイ液滴落下高さ
Vs：スプレイ領域の体積 F：スプレイ流量
E：捕集効率 D：スプレイ液滴直径
PWRを模擬したNUPEC実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定

＊2：エアロゾルの原子炉格納容器等への沈着率を以下の式により算出

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_c} = SA$$

λd：自然沈着率　Vd：重力沈降速度
Af：格納容器床面積　Vc：格納容器自由体積

女川原子力発電所２号炉

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

項目			評価条件
炉内蔵量	停止時	発災プラント	２号炉
		評価事象	大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗 ＋全交流動力電源喪失
		炉心熱出力	2,436MWt
		原子炉運転時間	１サイクル：10,000h（約 416 日） ２サイクル：20,000h ３サイクル：30,000h ４サイクル：40,000h ５サイクル：50,000h
		取替炉心の燃料装荷割合	１サイクル：0.229 ２サイクル：0.229 ３サイクル：0.229 ４サイクル：0.229 ５サイクル：0.084
大気拡散		気象資料	女川原子力発電所における１年間の気象データ （2012 年１月～2012 年 12 月）（地上約 10m，地上約 71m）
		実効放出継続時間	全放出源：１時間
		建屋巻き込み	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 考慮する 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 考慮する 【排気筒】 巻き込みの影響はないため考慮しない
		累積出現頻度	小さい方から累積して 97%
		放出源及び放出源高さ	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 地上 36m 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 地上 0m 【排気筒】 地上 80m※1
	着目方位	中央制御室滞在時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系の給気口：５方位 中央制御室中心：８方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系の給気口：５方位 中央制御室中心：６方位 【排気筒】 中央制御室換気空調系の給気口：１方位 中央制御室中心：１方位
		入退域時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：４方位 制御建屋出入口：６方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：４方位 制御建屋出入口：６方位 【排気筒】 出入管理所：１方位 制御建屋出入口：１方位

※1 排気筒の放出源高さは，敷地境界における有効高さを使用

泊発電所３号炉

第8表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/3）

項目			評価条件
炉心内蔵量		発災プラント	３号炉
		評価事象	大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
		炉心熱出力	2,705MWt
		原子炉運転時間	ウラン燃料 １サイクル：10,000h（約 416 日） ２サイクル：20,000h ３サイクル：30,000h ４サイクル：40,000h ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 １サイクル：10,000h（約 416 日） ２サイクル：20,000h ３サイクル：30,000h
		取替炉心の燃料装荷割合	装荷割合は ウラン燃料：約 3/4（117 体/157 体） ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：約 1/4（40 体/157 体） サイクル数（バッチ数）は ウラン燃料：4 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：3
大気拡散		気象資料	泊発電所における１年間の気象データ （1997 年１月～1997 年 12 月）（地上約 10m）
		実効放出継続時間	全放出源：１時間
		建屋巻き込み	考慮する
		累積出現頻度	小さい方から累積して 97%
		放出源及び放出源高さ	地上　：地上０m 排気筒：地上 73.1m
	着目方位	中央制御室滞在時	【地上，排気筒】 中央制御室中心：５方位
		入退域時	【地上，排気筒】 出入管理建屋入口：３方位 中央制御室入口：６方位

相違理由

【大飯】
女川審査実績の反映

【女川】
評価条件の相違
【女川】型式の相違
・型式の相違により，記載事項が異なる。

【大飯】評価条件の相違
・大飯との比較では，熱出力等の評価条件の相違はあるが，大きな差異はない。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の主要条件(2/3)

表　事故直後の炉心内蔵量*1

	希ガス類	ヨウ素類	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
炉心内蔵量（Bq）	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 1.7×10^{19} （約 4.3×10^{17}*2）	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 4.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}	約 8.8×10^{19}

*1 ORIGEN2 を用いて算出　*2 Cs-137 の炉心内蔵量。

表　原子炉格納容器への放出割合、放出時間（NUREG-1465 Table3.13）

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hour)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.05	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.6 for a listing of the elements in each group.
*** Gap release is 3 percent of long-term fuel cooling is maintained.

各フェーズの継続時間

Cs-137 の各フェーズの放出割合

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。
・Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。
・Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び１次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。

= SA

女川原子力発電所２号炉

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

	項目	評価条件
原子炉格納容器の外への放出	原子炉格納容器の漏えい開始時刻	事故発生直後（なお，放射性物質は，MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい）
	原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい率	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で，原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下 :1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd :1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd :2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積
	原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%
	原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮
	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果(DF)	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1
	原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮
	原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	9.0×10^{-4}[1/s]（上限 DF=200）
	サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：5
	原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-7} Ba 類：約 9.4×10^{-8} Ru 類：約 1.2×10^{-8} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-9}

泊発電所３号炉

第 8 表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/3）

	項目	評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器の漏えい開始時刻	０秒
	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day
	原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部　：97% アニュラス部以外：３%
	原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：５% 無機よう素：91% 有機よう素：４%
	原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮
	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DF)	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素 1
	原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮
	原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・代替格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	9.0×10^{-4}[1/s]
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	6.65×10^{-3}[1/h]
	代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60 分
	代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2※に示された評価式に基づく
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	炉心内内蔵量に対して， 希ガス類：1.0×10^{0} よう素類：7.5×10^{-1} Cs 類：7.5×10^{-1} Te 類：3.05×10^{-1} Ba 類：1.2×10^{-1} Ru 類：5.0×10^{-3} La 類：5.2×10^{-3} Ce 類：5.5×10^{-3}

※：米国 Standard Review Plan 6.5.2 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

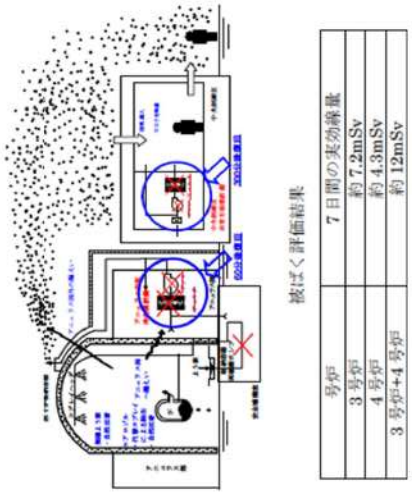
相違理由

【大飯】
女川審査実績の反映

【女川】型式の相違
・型式の相違により，記載事項が異なる。
【大飯】
女川実績反映
・原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DF)は女川実績を反映し，最確条件となるよう 10 として評価した。

大飯発電所３／４号炉

中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）



号炉	7日間の実効線量 被ばく評価結果
3号炉	約7.2mSv
4号炉	約4.3mSv
3号炉+4号炉	約12mSv

＝SA

主要な評価条件(大気拡散、運転員の被ばく評価)

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	2010年1～12月
	実効放出継続時間	全種類：1時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位	3号,4号ともに対象は6方位（中央制御室）
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統のフィルタ除去効果及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル：99% よう素：95% 起動遅れ時間：300分(SBOを想定)
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	マスクによる除染係数	50(事故期間中一定)
	交代要員体制の考慮	運転員の動務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	QAD、SCATTERING
	評価期間	7日間

女川原子力発電所２号炉

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

	項目	評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時が内内蔵量に対して， 希ガス類：約2.2×10⁻² よう素類：約8.3×10⁻⁴ Cs類：約3.1×10⁻⁶ Te類：約6.3×10⁻⁷ Ba類：約2.5×10⁻⁷ Ru類：約3.1×10⁻⁶ La類：約2.5×10⁻⁹ Ce類：約6.3×10⁻⁹
		代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時が内内蔵量に対して， 希ガス類：約6.0×10⁻² よう素類：約2.2×10⁻³ Cs類：約3.1×10⁻⁶ Te類：約6.2×10⁻⁷ Ba類：約2.5×10⁻⁷ Ru類：約3.1×10⁻⁶ La類：約2.5×10⁻⁹ Ce類：約6.2×10⁻⁹
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約45時間後
	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50
	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい開始時刻	事故発生直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後
	非常用ガス処理系排風機風量	2,500m³/h
	原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生から70分後
	原子炉建屋原子炉棟の換気率	・事故発生から70分後～168時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 （非常用ガス処理系による放出） ・上記以外の期間： 無限大[回/日]（原子炉建屋原子炉棟からの漏えい）
	非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	未考慮

泊発電所３号炉

第8表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）

	項目	評価条件
環境への放出	アニュラス部体積	7860m³
	アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10⁴ m³/h （ただし60分後起動）
	アニュラス負圧達成時間	78分
	アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：95%
	アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：99%
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統（風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から0～300分後：0 m³/h 事故発生から300分～7日：5.1×10³ m³/h 【よう素フィルタによる除去効率】 事故発生から0～300分後：0% 事故発生から300分～7日：95% 【微粒子フィルタによる除去効率】 事故発生から0～300分後：0% 事故発生から300分～7日：99% 【起動遅れ時間】 300分
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	0.5回/h
	マスク防護係数	入退域：50 中央制御室滞在時：50
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	直接ガンマ線：QAD-CGGP2Rコード スカイシャインガンマ線：SCATTERINGコード
	地表面への沈着速度	希ガス　：沈着なし 希ガス以外：1.2cm/s
	事故の評価期間	7日間

相違理由

【大飯】
女川審査実績の反映
【女川】型式の相違
・型式の相違により，記載事項が異なる。

大飯発電所３／４号炉

女川原子力発電所２号炉

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（4/4）

項目		主要条件
運転員の被ばく評価	中央制御室換気空調系再循環送風機及び再循環フィルタ装置（風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から０　～0.５時間後：　　0m³/h 事故発生から 0.５～168 時間後：8,000m³/h （外気取込 500m³/h を含む） 【チャコールフィルタ除去効率】 希ガス，粒子状放射性物質：　0% 無機よう素，　有機よう素：90% 【高性能エアフィルタ除去効率】 希ガス，無機よう素，有機よう素：　0% 粒子状放射性物質：99.９% 【起動遅れ時間】 0.５時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	1.０回/h
	中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から０～ 45 時間後：　0m³/h 事故発生から 45～ 55 時間後：30m³/h※1 事故発生から 55～168 時間後：　0m³/h
	マスク防護係数	入退域時：50（１日目のみ 1,000） 中央制御室滞在時：50（１日目のみ 1,000）
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線：ANISN コード，G33-GP2R コード 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード
	地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10^{-2}cm/s 希ガス：沈着なし
	評価期間	７日間

※1 代替循環冷却系により事象収束する場合は加圧設備の効果を考慮しない

泊発電所３号炉

【前頁より再掲】

第 8 表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）

項目		評価条件
環境への放出	アニュラス部体積	7860m³
	アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10^{4} m³/h （ただし 60 分後起動）
	アニュラス負圧達成時間	78 分
	アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78 分：　0% 78 分～　：95%
	アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78 分：　0% 78 分～　：99%
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統（風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から０～300 分後：　　0 m³/h 事故発生から 300 分～７日　：5.1×10^{3} m³/h 【よう素フィルタによる除去効率】 事故発生から０～300 分後：　0% 事故発生から 300 分～７日　：95% 【微粒子フィルタによる除去効率】 事故発生から０～300 分後：　0% 事故発生から 300 分～７日　：99% 【起動遅れ時間】 300 分
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	0.５回/h
	マスク防護係数	入退域：50 中央制御室滞在時：50
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線：SCATTERING コード
	地表面への沈着速度	希ガス　　：沈着なし 希ガス以外：1.2cm/s
	事故の評価期間	７日間

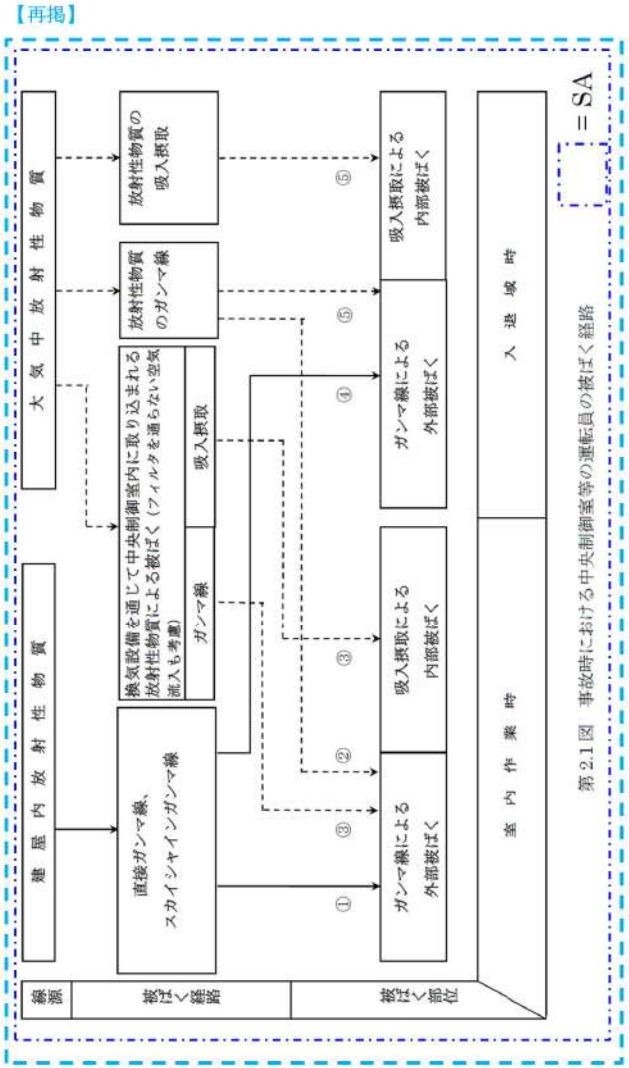
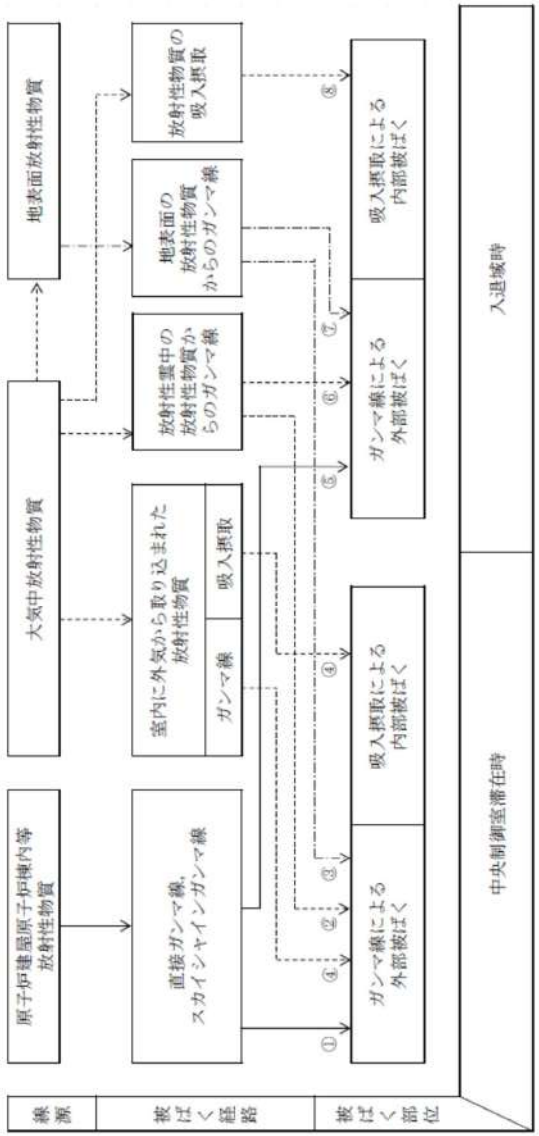
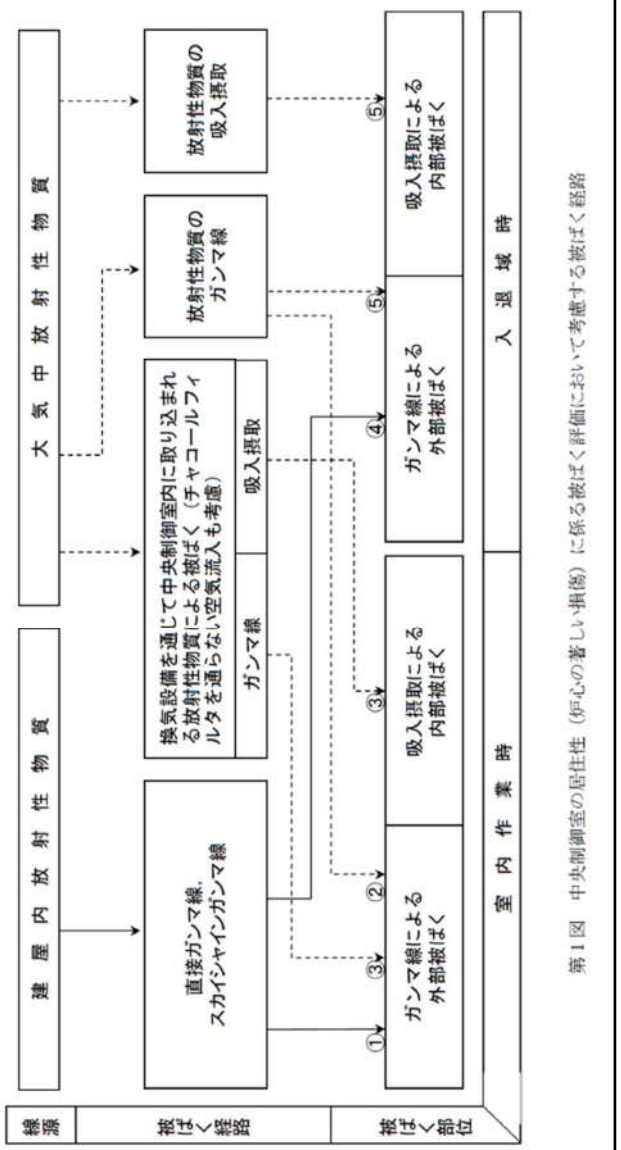
相違理由

【大飯】
女川審査実績の反映

【女川】型式の相違
・型式の相違により，記載事項が異なる。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

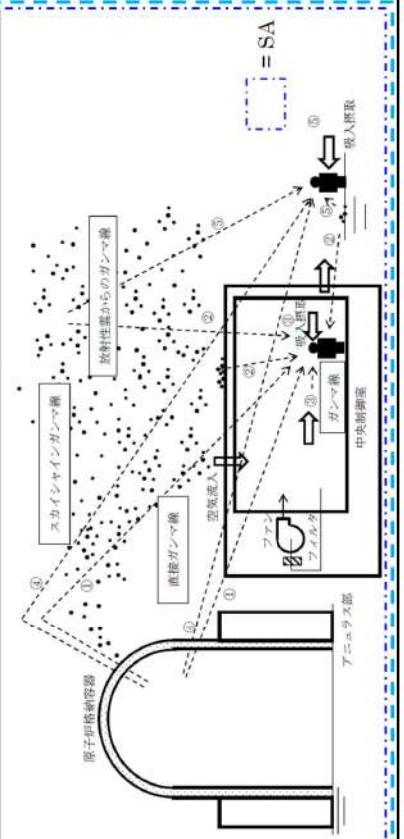
大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
【再掲】  第2.1図　事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路	 図１　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路	 第１図　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路	【女川】 記載方針の相違 ・女川は「放射性雲中の放射性物質からのガンマ線」と「地表面の放射性物質からのガンマ線」を分けているが、泊ではどちらも「放射性物質のガンマ線」としている。 経路の対応 ［女川］［泊］ ①　—　① ②③　—　② ④　—　③ ⑤　—　④ ⑥⑦⑧—　⑤ なお、泊と大飯の①～⑤の分類は審査ガイドの分類に合わせた記載となっている。

大飯発電所３／４号炉

【再掲】

中央制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく）
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域での被ばく	④建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑤大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）



女川原子力発電所２号炉

中央制御室内	①原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域	⑤原子炉建屋原子炉棟内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

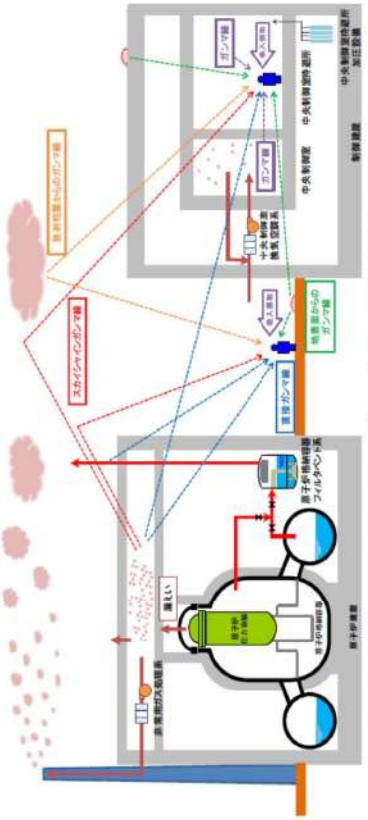
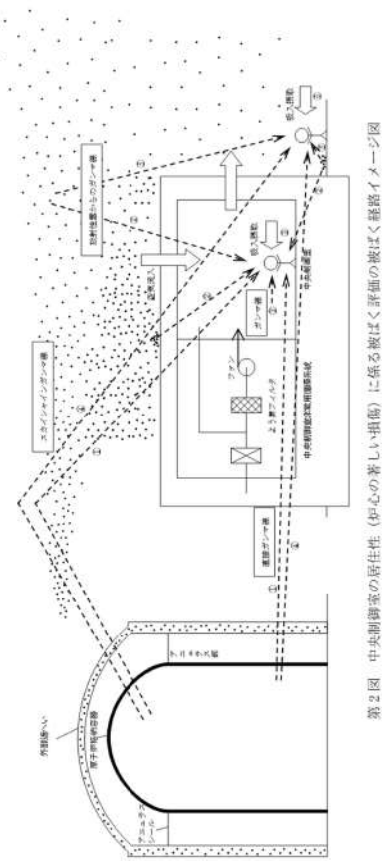


図２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

泊発電所３号炉

中央制御室内	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインによる外部被ばく）
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑤大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）

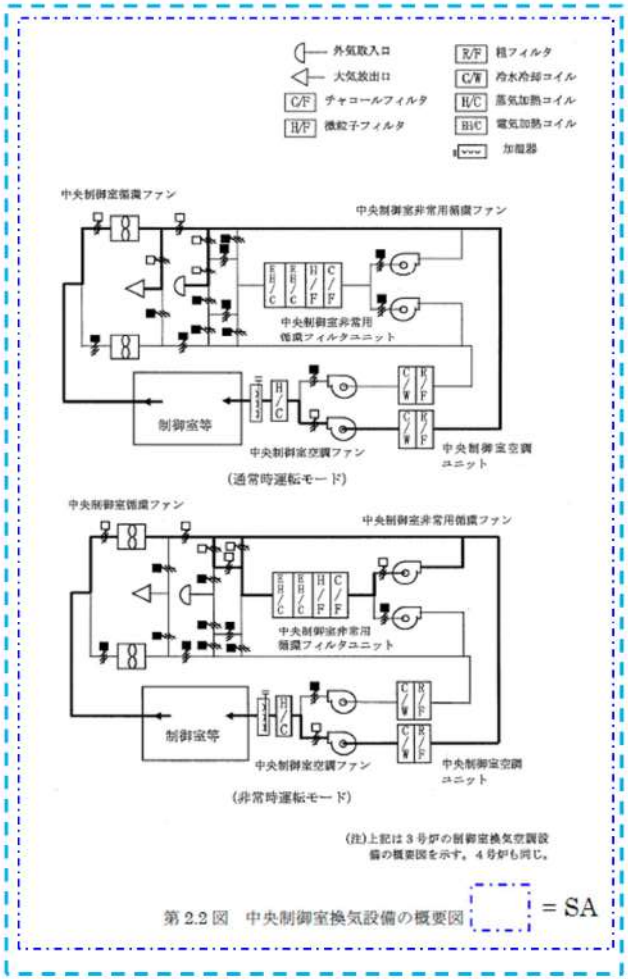
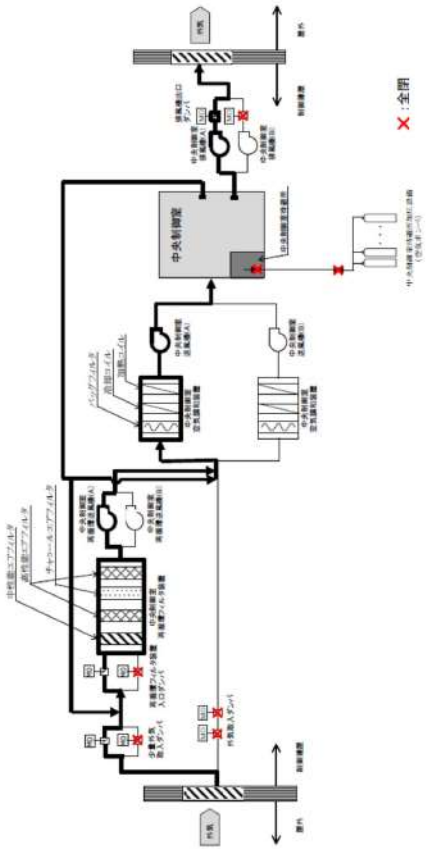
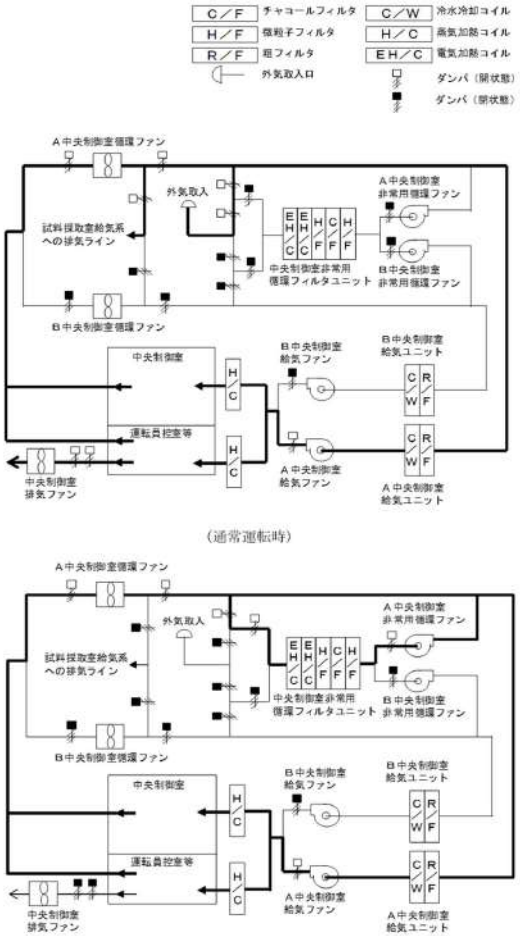


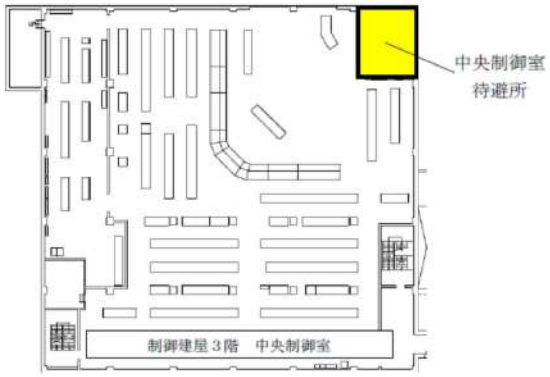
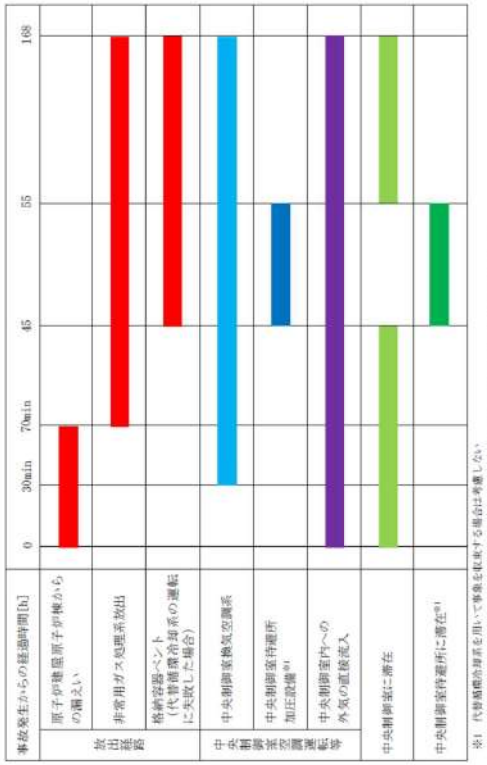
第２図　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

相違理由

【女川】
記載方針の相違
経路の対応
［女川］　［泊］
①　―　①
②③　―　②
④　―　③
⑤　―　④
⑥⑦⑧―　⑤

なお、泊と大飯の①～⑤の分類は審査ガイドの分類に合わせた記載となっている。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
【再掲】  (注)上記は３号炉の制御室換気空調設備の概要図を示す。４号炉も同じ。 第 2.2 図　中央制御室換気設備の概要図　= SA	 図３　中央制御室換気空調系（事故時運転モード（少量外気取入））の概要図	 第３図　中央制御室空調装置の概要図	【女川】 個別設計による相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	 図４　中央制御室待避所の設置場所  ※1　代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合は考慮しない。 図５　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート		①の相違 ①の相違 記載方針の相違 ・泊では中央制御室の加圧を行わないため、タイムチャートは記載していない。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
59-10　大飯発電所3 号炉および4 号炉原子炉制御室等について			【大飯】 資料構成の相違 ・大飯は補足的な事項を別資料として整理しているが，泊は女川実績の反映として女川と同様の資料構成としている。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
目次 1．中央制御室居住性に係る被ばく評価について 2．中央制御室の放射線管理用資機材について 3．中央制御室への汚染の持ちこみを防止する機能（チェンジングエリア）について（緊急時対策所と共通） 4．バス等の汚染確認方法について 5．全交流動力電源喪失時の中央制御室設備への給電について 6．酸素濃度、炭酸濃度を踏まえた対応について 7．設置許可基準規則５９条における可搬型照明の扱いについて	26条別添1の比較表で比較		【大飯】資料構成の相違 ・大飯は補足的な事項を別資料として整理しているが，泊は女川実績の反映として女川と同様の資料構成としている。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
1．中央制御室居住性に係る被ばく評価について 大飯３，４号炉 中央制御室居住性に係る被ばく評価の評価条件等について、添付資料の一覧を以下に示す。 添付一覧 添付資料１－１：中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価について ・ 1-1-1 中央制御室の居住性(設計基準事故)に係る被ばく評価条件表 ・ 1-1-2 原子炉冷却材喪失時における再循環開始時間について ・ 1-1-3 居住性に係る被ばく評価に用いた気象資料の代表性について ・ 1-1-4 線量評価に用いる大気拡散の評価について ・ 1-1-5 空気流入率試験結果について　SA の内容を含む ・ 1-1-6 直交代の考え方について ・ 1-1-7 内規*1 との整合性について 添付資料１－２：中央制御室の居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価について ・ 1-2-1 中央制御室の居住性(重大事故対策)に係る被ばく評価条件表 ・ 1-2-2 事故シーケンス選定の考え方について ・ 1-2-3 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について ・ 1-2-4 よう素の化学形態の設定について ・ 1-2-5 原子炉格納容器等へのよう素の沈着効果について ・ 1-2-6 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について ・ 1-2-7 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について ・ 1-2-8 原子炉格納容器漏えい率の設定について ・ 1-2-9 アニュラス空気浄化系統 空気作動ダンパの開放手順の成立性について ・ 1-2-10 フィルタ除去効率の設定について ・ 1-2-11 大気への放出放射能量の推移グラフについて ・ 1-2-12 中央制御室の直接線、スカイシャイン線評価方法について ・ 1-2-13 中央制御室換気系統の閉回路循環運転時における空気作動ダンパ強制開放手順の成立性について ・ 1-2-14 マスクによる防護係数について ・ 1-2-15 中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について ・ 1-2-16 中央制御室のグランドシャイン線量の評価方法について ・ 1-2-17 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について ・ 1-2-18 審査ガイド*2 との適合性について *1：原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規） *2：実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド □ = DB　⬚ = SA			【大飯】 資料構成の相違 p59-補足-167 に再掲し比較している。

大飯発電所３／４号炉

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表　　添付1-2-1
第1表(1/3)　大気中への放出量評価条件（3号、4号共通）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗	炉心損傷が早く、また、格納容器内の圧力が高く維持される事象であることから、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定(添付1-2-2 参照)	4.3(1)a.原子炉格納容器への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.(原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスの1つであるTQUV)を基に設定する。
全交流動力電源喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定	同上
最終ヒートシンク喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定	同上
炉心熱出力	定格出力(3,411MWt)の102%	定格値に定常誤差（+2％）を考慮。	同上
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	4	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	Xe類：100%、I類：75% Cs類：75%、Te類：30.5% Ba類：12%　Ru類：0.5% Ce類：0.55%　La類：0.52% 放出時間もNUREG-1465に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465※1記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定（添付1-2-3参照）	4.3(1)a.希ガス類、ヨウ素類、Cs類、Te類、Ba類、Ru類、Ce類及びLa類を考慮する。 既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pH4.3(1)a.原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の定するために、R.G.1.195※2のよう素制に戻らず有機よう素：4%　合に基づき設定（添付1-2-4参照）　性状を適切に考慮する。
よう素の形態	粒子状よう素：5% 元素状よう素：91% 有機よう素：4%		

※1：NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995
※2：R.G.1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", 2003

女川原子力発電所２号炉

添付資料２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件(1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	2号炉	運転号炉を想定	4.2(3)b. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合，全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが，各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して，その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定（添付資料 2 2-2, 2-20 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合，格納容器破損防止対策が有効に働くため，格納容器は健全である）のソースターム解析を基に，大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MWt	定格熱出力	—
運転時間	1サイクル：10,000h(約 416 日) 2サイクル：20,000h 3サイクル：30,000h 4サイクル：40,000h 5サイクル：50,000h	1サイクル 13ヶ月（395 日）を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

泊発電所３号炉

添付資料２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表

第 2-1-1 表　大気中への放出放射能量評価条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	3号炉	運転号炉を想定	4.2(3)b. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合，全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが，各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して，その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定（添付資料 2 2-2 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合，格納容器破損防止対策が有効に働くため，格納容器は健全である）のソースターム解析を基に，大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,705MWt	定格値（2,652MWt）に定常誤差（＋2%）を考慮	—
運転時間	ウラン燃料 1サイクル：10,000h(約 416 日) 2サイクル：20,000h 3サイクル：30,000h 4サイクル：40,000h ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 1サイクル：10,000h(約 416 日) 2サイクル：20,000h 3サイクル：30,000h	1サイクル 13ヶ月（395 日）を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	装荷割合は ウラン燃料：約 3/4（117 体/157 体） ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：約 1/4（40 体/157 体） サイクル数（バッチ数）は ウラン燃料：4 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料：3	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

相違理由

【女川】
評価条件による相違
・想定する炉心熱出力について、泊では定常誤差を考慮して 102%として評価している。

【大飯】設計による相違
・個別設計条件による相違はあるが概ね同等の内容
・泊ではウラン燃料での評価条件とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料での評価条件を記載している

大飯発電所３／４号炉

第1表(2/3)　大気中への放出量評価条件（3号，4号共通）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465記載の値を設定。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器等への元素状（無機）よう素の沈着効果	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE A6実験に基づき設定。 (添付1-2-5参照)	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	重力沈降速度を用いたモデルを $\lambda_d=k_g\frac{A_F}{V_F}$(添付1-2-6参照) 基に設定。	重力沈降速度を用いた自然沈着率の評価式に基づく	同上
代替格納容器スプレイ効果開始時間	54分	選定した事故シーケンスに基づき，全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
代替低圧注水ポンプによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2*1に示された評価式等に基づき設定（添付1-2-7参照）	SRP6.5.2*1に示された評価式等に基づき設定。	スプレイによるエアロゾルの除去効果について，記載なし。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功したシーケンスのうち，最も格納容器内圧が高く推移する，対象事故シーケンスの格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定（添付1-2-8参照）	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は，4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部　97% アニュラス部外　3%	添付十被ばく評価に同じ	原子炉格納容器からの漏えい割合について，記載なし。
アニュラス部体積	13,100m³	設計値として設定。	アニュラス部体積について記載なし。

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件(2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお，放射性物質は，MAAP 解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約 45 時間後 原子炉建屋原子炉棟漏えい： 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 70 分後	原子炉格納容器漏えい： MAAP 解析に基づく 格納容器ベント： MAAP 解析に基づく 原子炉建屋原子炉棟漏えい： 原子炉建屋原子炉棟の負圧が解消している期間 非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間を参照（添付資料 2 2-6 参照）	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内の pH 制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない	—
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しないため，R.G.1.195 に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい率	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で，原子炉格納容器の圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下 :1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd :1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd :2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積	AEC 式に基づき設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

泊発電所３号炉

第 2-1-1 表　大気中への放出放射能量評価条件（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	0 秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果の NUREG-1465 記載の値を設定	4.3(4)a.　放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して，pH 調整ができず，pH7 となると限らないため	—
原子炉容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5％ 無機よう素：91％ 有機よう素：4％	原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しないため，R.G.1.195 に基づき設定（添付資料 2 2-6 参照）	4.3(1)a.　原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち，原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定（添付資料 2 2-24 参照）	4.3(3)e.　原子炉格納容器漏えい率は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DF)	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素 1	粒子状物質に対しては，原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮（添付資料 2 2-25 参照）	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・代替格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着除去効果	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件	4.3(3)c.　原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d.　原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験棟から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}[1/s]	CSE 実験に基づき設定（添付資料 2 2-7 参照）	4.3(3)d.　原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験棟から得られた適切なモデルを基に設定する。

次ページで女川と比較

相違理由

【女川】型式の相違
・想定する事故シーケンス及びソースタームの相違

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

第1表(3/3)　大気中への放出量評価条件（3号，4号共通）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
アニュラス空気浄化設備ファン容量	9.36×10^{3} m³/h（ただし，60分後起動）	ファン1台の起動を想定。（選定した事故シーケンスに基づき，全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む）	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については，4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき，全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値（起動遅れ時間60分＋起動後負圧達成時間2分（添付十並びく評価に同じ）） 起動遅れ時間60分は空冷式非常用発電装置による電源回復操作および代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定（添付1-2-9参照）	同上
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 試験による確認値であり，事故期間中想定できる除去効率であるため，設計値を評価条件として設定（添付1-2-10参照）	4.3(3)b. アニュラス空気浄化設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。 試験による確認値であり，事故期間中想定できる除去効率であるため，設計値を評価条件として設定（添付1-2-10参照）	同上
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおりの評価期間を設定	3. 判断基準は，運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと

※1：米国NUREG-1465"Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants"
※2：米国Regulatory Guide 1.195"Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors"
※3：米国Standard Review Plan 6.5.2"Containment Spray as a Fission Product Cleanup System"

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件(3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果（DF）	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1	粒子状物質に対しては，原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮（添付資料２ 2-23 参照）	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。なお，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}（1/s） （上限 DF=200）	CSE 実験に基づき設定（添付資料 2 2-5 参照）	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
サプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：5	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50	— 設計値	—

泊発電所３号炉

第 2-1-1 表　大気中への放出放射能量評価条件（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	0 秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465記載の値を設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1（2）aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して，pH 調整ができず，pH7 となると限らないため	—
原子炉格納容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5％ 無機よう素：95％ 有機よう素：4％	原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しな 基づき設定（添付資料 2 2-6 参照）	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち，原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定（添付資料 2 2-21 参照）	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DF)	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素 1	粒子状物質に対しては，原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮（添付資料 2 2-25 参照）	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・代替格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験棟から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}[1/s]	CSE 実験に基づき設定（添付資料 2 2-7 参照）	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験棟から得られた適切なモデルを基に設定する。

前ページで女川と比較

相違理由

【女川】型式の相違
・型式の相違により，記載事項が異なる。
【大飯】女川実績反映
・原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DF)は女川実績を反映し，最確条件となるよう 10 として評価した。

大飯発電所３／４号炉

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件(4/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-3} Ba 類：約 9.4×10^{-6} Ru 類：約 1.2×10^{-6} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-6}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定（添付資料２ 2-3 参照） よう素類については，よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a.　放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-3} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-6} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9} 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 6.0×10^{-3} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.2×10^{-3} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-6} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.2×10^{-9}	同上	同上

泊発電所３号炉

第 2-1-1 表　大気中への放出放射能量評価条件（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部　：97% アニュラス部以外：３%	内規に示されたとおり設定	解説 4.3 原子炉格納容器からの漏えいは，97%がアニュラス部で生じ，残り 3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当である。
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	炉心内内蔵量に対して， 希ガス類：1.0×10^{0} よう素類：7.5×10^{-1} Cs 類：7.5×10^{-1} Te 類：3.05×10^{-1} Ba 類：1.2×10^{-1} Ru 類：5.0×10^{-3} La 類：5.2×10^{-3} Ce 類：5.5×10^{-3}	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ，核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を含む）を代表する。NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release ～ Late in-Vessel までを考慮）を設定。（添付資料２ 2-4 参照）	4.3(4)a.　放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	－
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10^{4} m³/h	設計値としてファン１台の起動を想定。	4.3(3)a.　アニュラス空気浄化設備の作動については，4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78 分：０% 78 分～　：95%	設計値を基に設定	4.3(3)b.　アニュラス空気浄化設備フィルタ効率ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78 分：０% 78 分～　：99%	設計値を基に設定	
アニュラス負圧達成時間	事故発生から 78 分後	設計値を基に設定（添付資料２ 2-11 参照）	4.3(3)a.　アニュラス空気浄化設備の作動については，4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示された通り評価期間を設定	3.　判断基準は，運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。

次ページで女川と比較

相違理由

型式の相違

評価条件による相違
・想定する事故シーケンス及びソースタームの相違

大飯発電所３／４号炉

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件(5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋原子炉棟の換気率	・原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[回/日]により屋外に放出	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質が保持されないものとした。 非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m³/h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建屋原子炉棟負圧達成時間	事故発生から 70 分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定（添付資料２ 2-6 を参照）	—
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり評価期間を設定	3. 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

泊発電所３号炉

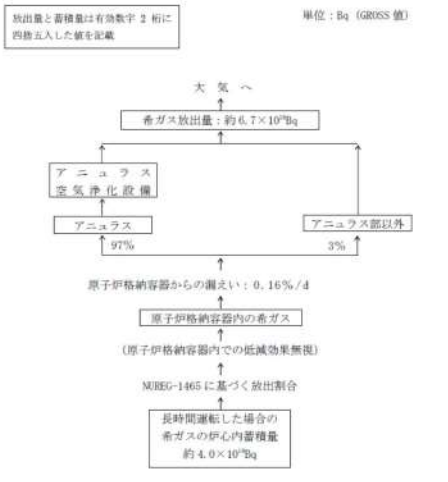
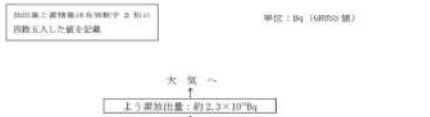
第 2-1-1 表　大気中への放出放射能量評価条件 (3/3)

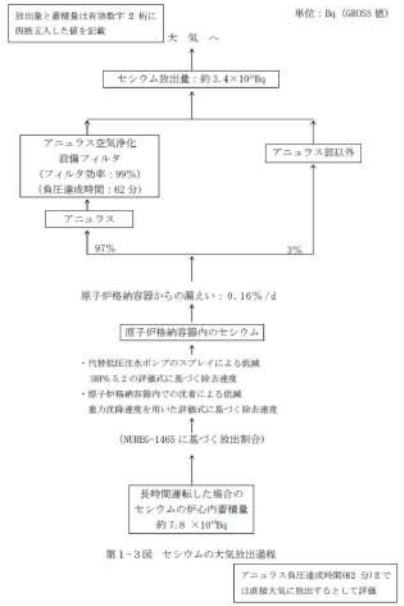
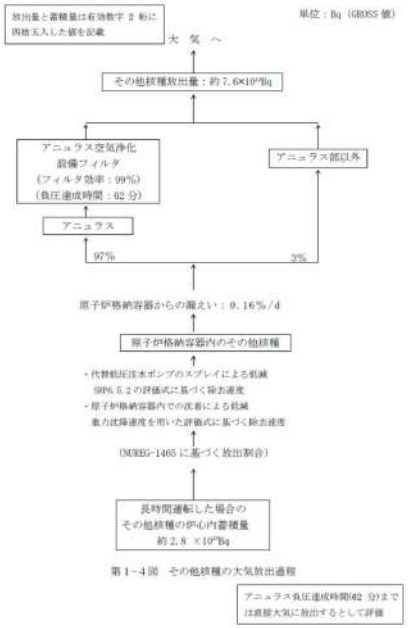
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部　：97% アニュラス部以外：３%	内規に示されたとおり設定	解説 4.3 原子炉格納容器からの漏えいは，97%がアニュラス部で生じ，残り 3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当である。
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	炉心内内蔵量に対して， 希ガス類：1.0×10^{0} よう素類：7.5×10^{-1} Cs 類：7.5×10^{-1} Te 類：3.05×10^{-1} Ba 類：1.2×10^{-1} Ru 類：5.0×10^{-3} La 類：5.2×10^{-3} Ce 類：5.5×10^{-3}	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ，[illegible]出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を含む）を代表する。NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release ～ Late in-Vessel までを考慮）を設定。（添付資料２ 2-1 参照）	4.3(4)a.　放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10^{4} m³/h	設計値としてファン１台の起動を想定。	4.3(3)a.　アニュラス空気浄化設備の作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78 分：０% 78 分～　：95%	設計値を基に設定	4.3(3)b.　アニュラス空気浄化設備フィルタ効率ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78 分：０% 78 分～　：99%	設計値を基に設定	
アニュラス負圧達成時間	事故発生から 78 分後	設計値を基に設定（添付資料２ 2-11 参照）	4.3(3)a.　アニュラス空気浄化設備の作動については，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示された通り評価期間を設定	3.　判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

前ページで女川と比較

相違理由

②の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
 第１－１図　希ガスの大気放出過程  第１－２図　よう素の大気放出過程			【大飯】 記載箇所の相違 女川実績の反映 （泊資料2-5にて比較）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
 第1－3図　セシウムの大気放出過程  第1－4図　その他核種の大気放出過程			【大飯】 記載方針の相違 女川実績の反映

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

第２表　大気中への放出放射能量評価結果（３号、４号共通）
（７日積算）

評価項目		評価結果※1
希ガス	Gross値	約6.7×10^{16}Bq
	ガンマ線エネルギ 0.5MeV換算値	約1.0×10^{16}Bq
よう素	Gross値	約2.3×10^{14}Bq
	I-131等価量（成人実効線量係数換算）	約7.7×10^{13}Bq
セシウム	Gross値	約3.4×10^{13} Bq
上記以外の核種	Gross値	約7.6×10^{13}Bq

※1　放出放射能量の推移グラフは添付1-2-11に示すとおりである

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-2　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq]（gross 値）	放出放射能量[Bq]（gross 値）
		原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}

表 2-1-3　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq]（gross 値）	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
		原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋原子炉棟からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 9.6×10^{8}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 6.7×10^{8}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 6.3×10^{8}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.3×10^{8}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 7.9×10^{7}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 2.0×10^{7}	約 7.5×10^{10}

泊発電所３号炉

第 2-1-2 表　大気中への放出放射能量（７日間積算値）＊

核種グループ	停止時炉心内蓄積量 [Bq]（gross 値）	放出放射能量 [Bq]（gross 値）
		原子炉格納容器からの漏えい及びアニュラス空気浄化設備による放出
希ガス類	約 3.0×10^{19}	約 5.4×10^{16}
よう素類	約 3.1×10^{19}	約 2.3×10^{14}
Cs 類	約 1.2×10^{18}	約 5.0×10^{12}
Te 類	約 1.9×10^{19}	約 2.5×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{18}	約 1.7×10^{12}
Ru 類	約 3.7×10^{19}	約 2.3×10^{11}
Ce 類	約 6.5×10^{19}	約 3.4×10^{11}
La 類	約 6.6×10^{18}	約 2.4×10^{11}

＊：有効数字２桁で四捨五入した値

相違理由

評価条件による相違

型式の相違
・PWR では格納容器ベントを用いない。

大飯発電所３／４号炉

第3表(1/3)　大気拡散条件（3号，4号共通）

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	大飯発電所における1年間の気象資料（2010.1～2010.12）（地上風を代表する観測点（地上約10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり大飯発電所において観測された1年間の気象資料を使用（添付1-1-3参照）	4.2(2)a. 風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全放出源：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	排気筒 73m 地上 0m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-4　大気拡散条件(1/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 女川原子力発電所における1年間の気象データ（2012年1月～2012年12月）（地上約10m） 【排気筒】 女川原子力発電所における1年間の気象データ（2012年1月～2012年12月）（地上71m）	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 【排気筒】 排気筒と同じ高さの高所風(地上約71m)の気象データを使用 また，審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象データを使用 （添付資料２2-7を参照）	4.2(2)a. 風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全放出源：1時間	保守的に1時間と設定	4.2(2)c. 相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m ・排気筒：地上80m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし，放出エネルギーによる影響は未考慮 なお，建屋巻込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは，敷地境界における有効高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは，4.1（2）aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1（2）aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，放出エネルギーを考慮してもよい。

泊発電所３号炉

第 2-1-3 表　大気拡散条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	泊発電所における１年間の気象データ（1997 年 1 月～1997 年 12 月）（地上約10m）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用 また，審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された１年間の気象資料を使用（添付資料２ 2-13 参照）	4.2(2)a. 風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも１年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全放出源：１時間	保守的に１時間と設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は，4.1.(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
放出源及び放出源高さ	地上　：地上 0m 排気筒：地上 73.1m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし，放出エネルギーによる影響は未考慮	4.3(4)b. 放出源高さは，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，放出エネルギーを考慮してもよい。

相違理由

評価条件の相違
・泊は放出源毎に気象データを使い分けず，保守的に全て地上風を使用している

【大飯】
・評価条件による相違はあるが概ね同等の内容

大飯発電所３／４号炉

第3表(2/3)　大気拡散条件（3号、4号共通）

項目	使用値	設定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から９７％	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)c 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋の影響	考慮する	放出点（排気筒）から近距離の建屋（原子炉格納容器）の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2.(2)a 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所居住性の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源（排気筒）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2.(2)b 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-4　大気拡散条件(2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	審査ガイドに示されたとおり設定（添付資料 2 2-8 を参照）	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する ・原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する ・排気筒：考慮しない	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮。 排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない。	4.2 (2)a. 原子炉制御室の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2 (2)b. 巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室滞在時】 ・中央制御室換気空調系給気口 ・中央制御室中心 【入退域時】 ・出入管理所 ・制御建屋出入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)b. 2) i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は，給気口が設置されている原子炉制御室が属する建屋の表面とする。 4.2.(2)b. 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合，例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

泊発電所３号炉

第 2-1-3 表　大気拡散条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	審査ガイドに示されたとおり設定（添付資料２2-14参照）	4.2(2)c.　評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a.　原子炉制御室の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2(2)b.　巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 ・中央制御室中心 【入退域時】 ・出入管理建屋入口 ・中央制御室入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)b. 2) i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は，給気口が設置されている原子炉制御室が属する建屋の表面とする。 4.2.(2)b. 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合，例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

相違理由

評価条件による相違
・女川は排気筒が周囲の建屋の2.5倍以上の高さにあるため、建屋巻き込みを考慮しない。

大飯発電所３／４号炉

第3表(3/3)　大気拡散条件（3号，4号共通）

項目	使用	値	設定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 正門 事務所入口 中央制御室入口		【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定 【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定	【中央制御室内】 4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合，例えば原子炉制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 入退域時の評価点について，記載なし。
着目方位	3号機 中央制御室 正門 事務所入口 中央制御室入口 4号機 中央制御室 正門 事務所入口 中央制御室入口	：5方位 ：2方位 ：3方位 ：5方位 ：5方位 ：1方位 ：2方位 ：3方位	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(添付1-1-4参照)	4.2.(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図5に示すように，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積(2.8×10^{3} m²)		審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数		1/2	現行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。	形状係数について，記載なし。

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-4　大気拡散条件(3/4)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室中心	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系 給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系 給気口：5方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【排気筒】 中央制御室換気空調系 給気口：1方位 (ESE) 中央制御室中心：1方位 (ESE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 （添付資料２ 2-8 を参照）	4.2 (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図５ に示すように，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理建屋：4方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【排気筒】 出入管理所：1方位 (SE) 制御建屋出入口：1方位 (ESE)		

表 2-1-4　大気拡散条件(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	2,650m²	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2 (2)b. 1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2 (2)b. 2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし，対象となる複数の方位の投影面積の中で，最小面積を，すべての方位の計算の入力として共通に適用することは，合理的であり保守的である。
形状係数	1／2	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に示されたとおり設定	4.2 (2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」による。

泊発電所３号炉

第 2-1-3 表　大気拡散条件 (3/3)

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室滞在時	中央制御室中心：５方位 (W, WNW, NW, NNW, N)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付資料２ 2-14 参照）	4.2(2)a. 原子炉制御室の被ばく評価の計算では，代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図5に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	出入管理建屋入口：３方位 (WNW, NW, NNW) 中央制御室入口：６方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE)		
建屋投影面積	2,700m²		審査ガイドに示されたとおり設定 保守的に最小面積をすべての方位に適用	4.2(2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし，対象となる複数の方位の投影面積の中で，最小面積を，すべての方位の計算の入力として共通に適用することは，合理的であり保守的である。
形状係数	1/2		「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に示されたとおり設定	4.2 (2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」による。

相違理由

評価条件による相違

大飯発電所３／４号炉

第 4 表　相対濃度及び相対線量

号機	評価対象	評価点	評価距離※	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
3 号	室内作業時	中央制御室中心	60 m	5	SSE,S,SSW,SW,WSW	地上放出：7.1×10^{-4} 排気筒放出：3.6×10^{-4}	地上放出：3.3×10^{-18} 排気筒放出：5.4×10^{-19}
	入退域時	正門	280 m	2	SSE,S,	地上放出：2.2×10^{-4} 排気筒放出：1.1×10^{-4}	地上放出：1.3×10^{-18} 排気筒放出：7.2×10^{-19}
		事務所入口	140 m	3	E,ESE,SE	地上放出：3.1×10^{-4} 排気筒放出：1.6×10^{-4}	地上放出：1.6×10^{-18} 排気筒放出：3.5×10^{-19}
		中央制御室入口	70 m	5	SE,SSE,S,SSW,SW	地上放出：7.3×10^{-4} 排気筒放出：3.7×10^{-4}	地上放出：3.3×10^{-18} 排気筒放出：7.7×10^{-19}
4 号	室内作業時	中央制御室中心	85 m	5	ESE,E,ENE,NE,NNE	地上放出：5.6×10^{-4} 排気筒放出：2.8×10^{-4}	地上放出：2.5×10^{-18} 排気筒放出：4.4×10^{-19}
	入退域時	正門	260 m	1	SE	地上放出：1.0×10^{-4} 排気筒放出：5.2×10^{-5}	地上放出：6.3×10^{-19} 排気筒放出：3.4×10^{-19}
		事務所入口	230 m	2	ENE,E	地上放出：2.1×10^{-4} 排気筒放出：1.0×10^{-4}	地上放出：1.2×10^{-18} 排気筒放出：3.0×10^{-19}
		中央制御室入口	110 m	3	ENE,E,ESE	地上放出：3.7×10^{-4} 排気筒放出：1.8×10^{-4}	地上放出：1.7×10^{-18} 排気筒放出：4.4×10^{-19}

※：放出源から評価点までの水平距離

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-5　相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）

放出源及び放出源高さ※	評価点	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器フィルタベント系排気管（地上 36m）	中央制御室換気空調系給気口	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローアウトパネル（地上 0m）	中央制御室換気空調系給気口	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒（地上 80m）	中央制御室換気空調系給気口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

泊発電所３号炉

第 2-1-4 表　相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）

放出源及び放出源高さ	評価点	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
地上（地上 0m）	中央制御室中心	約 5.6×10^{-4}	約 2.4×10^{-18}
	出入管理建屋入口	約 3.8×10^{-4}	約 1.8×10^{-18}
	中央制御室入口	約 5.7×10^{-4}	約 2.3×10^{-18}
排気筒（地上 73.1m）	中央制御室中心	約 2.8×10^{-4}	約 4.6×10^{-19}
	出入管理建屋入口	約 1.9×10^{-4}	約 3.3×10^{-19}
	中央制御室入口	約 2.8×10^{-4}	約 4.7×10^{-19}

相違理由

評価条件の相違
・評価点数の相違は放出源数と評価地点数が異なることによる。
・放出源数の相違（女川 3 箇所、泊 2 箇所）は、フィルタベントの相違による。
・評価地点数の相違（女川 4 箇所、泊 3 箇所）は事故時に給気口からの外気取り入れを前提とするかどうかの相違による。
【大飯】
・大飯とは入退域時に設定している評価点数および号機数が異なる。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

第5表(1/2)　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（3号，4号共通）

評価条件		使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度		以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	PCCV ドーム部：[redacted]m PCCV 円筒部：[redacted]m	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さは，ドーム部[redacted]m，円筒部[redacted]mである点，線量計算点は全周ドーム部[redacted]m，円筒部[redacted]mの厚さでモデル化（添付1-2-12参照）	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造及び地形条件から計算する。
	アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：考慮しない アニュラス下部：[redacted]m 施工誤差については，-5mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮	同上

[redacted]内は機密に係る事項のため公開できません。

第5表(2/2)　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件（3号，4号共通）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室遮蔽厚さ	壁：[redacted]m 天井：[redacted]m 施工誤差については，-5mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮 （添付1-2-12参照）	「4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造及び地形条件から計算する。」
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver.90m)	QADおよびSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる 計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である QADおよびSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある	4.1② 実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。

[redacted]内は機密に係る事項のため公開できません。

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-6　原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし，運転員の交替ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3 (5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後７日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	７日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり （評価点高さ） 床面上 1.2m	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定）	4.3 (5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	評価点		中央制御室及び中央制御室待避所において，最も線量の高い箇所を選定	—
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード，G33-GP2R コード （参考） 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード		直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を，スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元，三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R，ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	—

泊発電所３号炉

第 2-1-5 表　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	原子炉格納容器内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし，積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後７日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	外部遮へい厚さ	ドーム部：[redacted] （最薄部） 円筒部：[redacted] マイナス側許容差については，-5mmを考慮する。	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定）	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮へい厚さ	壁：[redacted] 天井：[redacted] マイナス側許容差については，-5mmを考慮する。	審査ガイドに示されたとおり設定。	
評価コード	直接ガンマ線量評価： QAD-CGGP2R コード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャインガンマ線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver.90m)		QAD-CGGP2R 及び SCATTERING は共に３次元形状の遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。	—

[redacted]枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

相違理由

【女川】型式による相違

・BWR では，ANISN コードにより天井の遮蔽による減衰を計算し，G33-GP2R コードによりスカイシャイン線を評価するが，PWR の SCATTERING コードでは，遮蔽体をモデル化してスカイシャイン線量を評価可能であるため，BWR のように２つのコードを用いる必要はない

【大飯】

・大飯は PCCV のため，アニュラスが外部遮蔽の外にあり，アニュラス部を線源とした直接線及びスカイシャイン線の評価において，アニュラス壁の遮蔽を別途評価している。

・泊は鋼製 CV の先行実績である高浜３，４号炉と同様の条件である。

大飯発電所３／４号炉

第６表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
建屋内の積算線源強度（３号、４号共通）
（７日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)
0.1	E ≦ 0.1	2.2×10^{23}	2.3×10^{19}
0.125	0.1 ＜ E ≦ 0.15	2.1×10^{22}	2.3×10^{17}
0.225	0.15 ＜ E ≦ 0.3	2.4×10^{23}	1.1×10^{19}
0.375	0.3 ＜ E ≦ 0.45	4.1×10^{23}	2.0×10^{18}
0.575	0.45 ＜ E ≦ 0.7	1.9×10^{24}	9.9×10^{18}
0.85	0.7 ＜ E ≦ 1	1.8×10^{24}	7.2×10^{18}
1.25	1 ＜ E ≦ 1.5	6.4×10^{23}	3.4×10^{18}
1.75	1.5 ＜ E ≦ 2	1.5×10^{23}	1.5×10^{18}
2.25	2 ＜ E ≦ 2.5	9.7×10^{22}	3.9×10^{18}
2.75	2.5 ＜ E ≦ 3	7.9×10^{21}	2.5×10^{17}
3.5	3 ＜ E ≦ 4	8.1×10^{20}	2.3×10^{16}
5	4 ＜ E ≦ 6	1.5×10^{20}	4.0×10^{15}
7	6 ＜ E ≦ 8	1.0×10^{15}	2.5×10^{7}
9.5	8 ＜ E	1.6×10^{12}	3.8×10^{6}

女川原子力発電所２号炉

表2-1-7　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の積算線源強度(1/2)（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

エネルギー（MeV）		線源強度（photons/s）※1						
下限	上限（代表エネルギー）	24時間後時点	48時間後時点	72時間後時点	96時間後時点	120時間後時点	144時間後時点	168時間後時点
－	1.00×10^{-1}	約1.2×10^{23}	約5.2×10^{22}	約2.2×10^{22}	約9.5×10^{21}	約4.1×10^{21}	約1.9×10^{21}	約1.2×10^{21}
1.00×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約1.3×10^{23}	約5.5×10^{22}	約2.3×10^{22}	約9.6×10^{21}	約4.0×10^{21}	約1.6×10^{21}	約1.3×10^{21}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約7.1×10^{22}	約2.9×10^{22}	約1.2×10^{22}	約4.9×10^{21}	約2.0×10^{21}	約8.4×10^{20}	約7.2×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約6.7×10^{22}	約2.7×10^{22}	約1.1×10^{22}	約4.5×10^{21}	約1.9×10^{21}	約8.1×10^{20}	約7.1×10^{20}
4.50×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約1.8×10^{23}	約4.3×10^{22}	約1.5×10^{22}	約6.4×10^{21}	約1.9×10^{21}	約1.2×10^{21}	約1.3×10^{21}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約1.2×10^{23}	約2.8×10^{22}	約9.4×10^{21}	約3.6×10^{21}	約1.5×10^{21}	約7.6×10^{20}	約6.8×10^{20}
7.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約8.8×10^{22}	約3.3×10^{22}	約1.2×10^{22}	約4.7×10^{21}	約1.9×10^{21}	約1.1×10^{21}	約1.4×10^{21}
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	約6.6×10^{22}	約1.8×10^{22}	約5.0×10^{21}	約1.4×10^{21}	約5.1×10^{20}	約2.3×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.50×10^{0}	2.00×10^{0}	約1.5×10^{23}	約2.9×10^{22}	約5.2×10^{21}	約1.0×10^{21}	約3.6×10^{20}	約1.6×10^{20}	約1.3×10^{20}
2.00×10^{0}	3.00×10^{0}	約3.0×10^{23}	約5.8×10^{22}	約1.0×10^{22}	約2.0×10^{21}	約7.1×10^{20}	約3.1×10^{20}	約2.4×10^{20}
3.00×10^{0}	4.00×10^{0}	約2.4×10^{23}	約6.9×10^{22}	約1.1×10^{22}	約2.1×10^{21}	約7.6×10^{20}	約3.2×10^{20}	約2.4×10^{20}
4.00×10^{0}	5.12×10^{0}	約2.1×10^{23}	約5.2×10^{22}	約1.0×10^{22}	約2.0×10^{21}	約7.3×10^{20}	約3.1×10^{20}	約2.3×10^{20}
5.12×10^{0}	6.00×10^{0}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
6.00×10^{0}	7.00×10^{0}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
7.00×10^{0}	8.00×10^{0}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}

※1　有効数字3桁目を四捨五入した値

表2-1-7　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋原子炉棟内の積算線源強度(2/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

エネルギー（MeV）		線源強度（photons/s）※1						
下限	上限（代表エネルギー）	24時間後時点	48時間後時点	72時間後時点	96時間後時点	120時間後時点	144時間後時点	168時間後時点
－	1.00×10^{-1}	約1.2×10^{23}	約5.2×10^{22}	約2.2×10^{22}	約9.5×10^{21}	約4.1×10^{21}	約1.9×10^{21}	約1.2×10^{21}
1.00×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約1.3×10^{23}	約5.5×10^{22}	約2.3×10^{22}	約9.6×10^{21}	約4.0×10^{21}	約1.6×10^{21}	約1.3×10^{21}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約7.1×10^{22}	約2.9×10^{22}	約1.2×10^{22}	約4.9×10^{21}	約2.0×10^{21}	約8.4×10^{20}	約7.2×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約6.7×10^{22}	約2.7×10^{22}	約1.1×10^{22}	約4.5×10^{21}	約1.9×10^{21}	約8.1×10^{20}	約7.1×10^{20}
4.50×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約1.8×10^{23}	約4.7×10^{22}	約1.6×10^{22}	約7.0×10^{21}	約2.1×10^{21}	約1.3×10^{21}	約1.4×10^{21}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約1.2×10^{23}	約3.1×10^{22}	約1.0×10^{22}	約4.4×10^{21}	約1.8×10^{21}	約1.0×10^{21}	約1.2×10^{21}
7.00×10^{-1}	7.50×10^{-1}	約9.6×10^{22}	約2.7×10^{22}	約9.4×10^{21}	約4.0×10^{21}	約1.7×10^{21}	約9.2×10^{20}	約1.1×10^{21}
7.50×10^{-1}	1.00×10^{0}	約6.8×10^{22}	約1.8×10^{22}	約5.0×10^{21}	約1.4×10^{21}	約5.1×10^{20}	約2.3×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	約6.6×10^{22}	約1.8×10^{22}	約5.0×10^{21}	約1.4×10^{21}	約5.1×10^{20}	約2.3×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.50×10^{0}	2.00×10^{0}	約1.5×10^{23}	約2.9×10^{22}	約5.2×10^{21}	約1.0×10^{21}	約3.6×10^{20}	約1.6×10^{20}	約1.3×10^{20}
2.00×10^{0}	3.00×10^{0}	約3.0×10^{23}	約5.8×10^{22}	約1.0×10^{22}	約2.0×10^{21}	約7.1×10^{20}	約3.1×10^{20}	約2.4×10^{20}
3.00×10^{0}	4.00×10^{0}	約2.4×10^{23}	約6.9×10^{22}	約1.1×10^{22}	約2.1×10^{21}	約7.6×10^{20}	約3.2×10^{20}	約2.4×10^{20}
4.00×10^{0}	5.12×10^{0}	約2.1×10^{23}	約5.2×10^{22}	約1.0×10^{22}	約2.0×10^{21}	約7.3×10^{20}	約3.1×10^{20}	約2.3×10^{20}
5.12×10^{0}	6.00×10^{0}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
6.00×10^{0}	7.00×10^{0}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
7.00×10^{0}	8.00×10^{0}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約1.2×10^{23}	約3.2×10^{22}	約6.8×10^{21}	約1.5×10^{21}	約5.6×10^{20}	約2.4×10^{20}	約1.8×10^{20}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}

※1　有効数字3桁目を四捨五入した値

泊発電所３号炉

第 2-1-6 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
原子炉格納容器内の積算線源強度

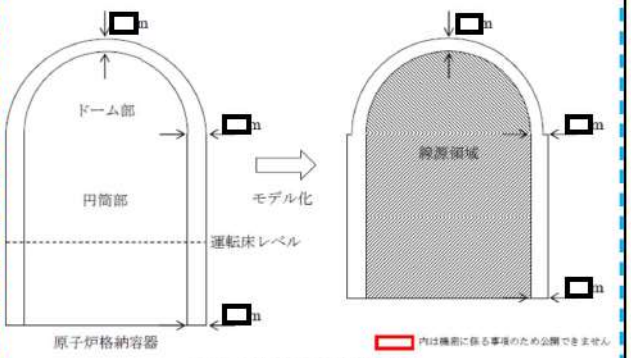
代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	E ≦ 0.1	1.7×10^{23}
0.125	0.1 ＜ E ≦ 0.15	1.6×10^{22}
0.225	0.15 ＜ E ≦ 0.3	1.9×10^{23}
0.375	0.3 ＜ E ≦ 0.45	3.3×10^{23}
0.575	0.45 ＜ E ≦ 0.7	1.4×10^{24}
0.85	0.7 ＜ E ≦ 1	1.3×10^{24}
1.25	1 ＜ E ≦ 1.5	5.0×10^{23}
1.75	1.5 ＜ E ≦ 2	1.2×10^{23}
2.25	2 ＜ E ≦ 2.5	7.2×10^{22}
2.75	2.5 ＜ E ≦ 3	5.8×10^{21}
3.5	3 ＜ E ≦ 4	5.8×10^{20}
5	4 ＜ E ≦ 6	1.1×10^{20}
7	6 ＜ E ≦ 8	2.6×10^{15}
9.5	8 ＜ E	4.0×10^{12}

相違理由

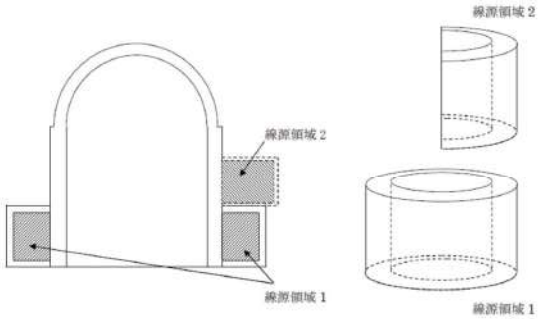
評価条件による相違
・評価コードが異なるため、エネルギーの区分が異なる。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由

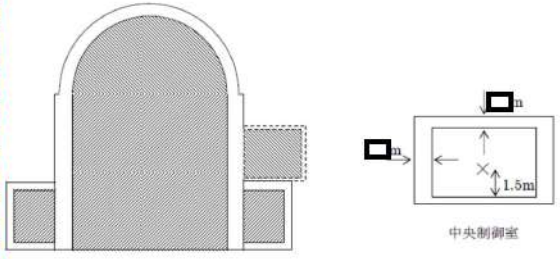
【再掲】



原子炉格納容器モデル化概略図



アニュラス部モデル化概念図



中央制御室モデル化概念図

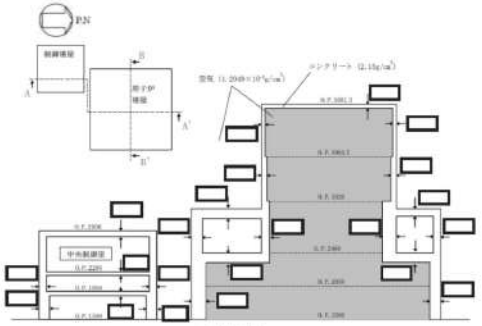


図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（1/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

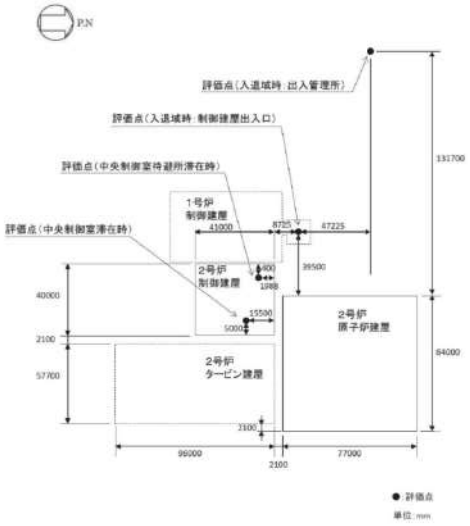
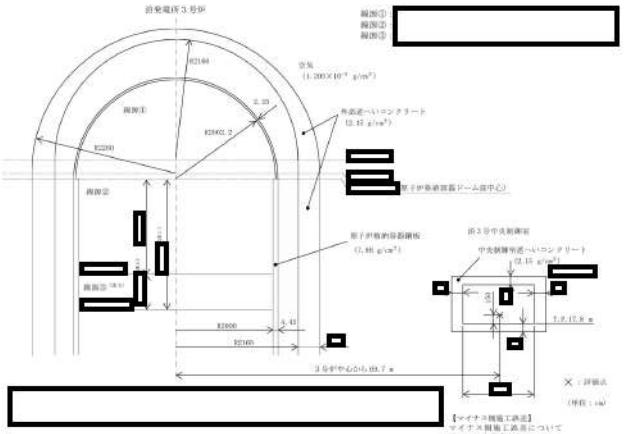
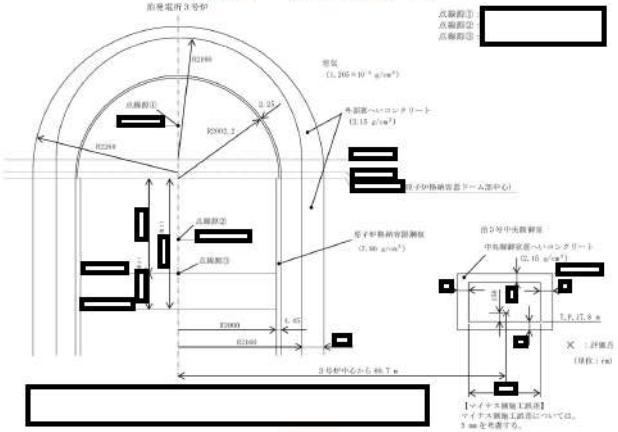


図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（2/2）



（直接ガンマ線の評価モデル）



（スカイシャインガンマ線の評価モデル）

第2-1-1図　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

型式の相違

【大飯】
記載方針の相違
女川実績の反映

大飯発電所３／４号炉

第7表(1/2) 中央制御室換気設備条件（3号、4号共通）

項目	使用値	設定理由	審査ガイドとの関係性
事故時における外気取り込み	評価において考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮。	4.2②e 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）
中央制御室バウンダリ体積（容積）	5.1×10^3 m^3	空調機器の体積を含む中央制御室バウンダリ体積として設定。	4.2②e 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	4.9×10^3 m^3	事故時運転員が立ち入る可能性がある同フロアのエリア体積を設定	同上
空気流入率	0.5 回/h	空気流入率測定試験結果（0.17 回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定（添付 1-1-5 参照）	4.2(1)b 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-8　防護装置の設備条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環ファン流量	事故発生から 0 分 ～ 30 分：0m^3/h 30 分～168 時間：8,000m^3/h	炉心の著しい損傷が発生した場合には原設の中央制御室換気空調系のチャコールフィルタ及び高性能エアフィルタにより放射性物質を低減	4.2(2)e．原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気空調系非常用再循環運転の起動遅れ時間	30 分	選定した事故シーケンスに基づき，非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	4.3(3)f．原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。
事故時における外気取り込み	事故時運転モード（少量外気取入）：500m^3/h	審査ガイドに従って非常用換気空調系から室内に取り入れることを考慮	4.2(2)e．原子炉制御室の建屋の表面空気中から，次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から 0 ～ 45 時間後：0m^3/h 事故発生から 45～ 55 時間後：30m^3/h※1 事故発生から 55～168 時間後：0m^3/h ※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち，大部分が放出される期間（数時間（添付資料 2 2-4 図 2-4-5 参照））に余裕を持たせ，加圧設備による正圧化時間を 10 時間と設定。	運用を基に設定。なお，代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては，加圧設備の効果を考慮しないものとした。	4.3(3)f．原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 2-1-8　防護装置の設備条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置高性能エアフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：0% 有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)b．ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置チャコールフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：90% 有機よう素：90% 粒子状放射性物質：0%	同上	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	1.0 回／h	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき，1,2 号炉の中央制御室（空間容積：14,000m^3）について空気流入率試験を実施した結果，最大で 0.21 回/h であり，空気流入量換算では 2,940m^3/h であった。仮に 2 号炉中央制御室（空間容積：8,900m^3）のみへの空気流入量を 2,940m^3/h と仮定すると，換気率換算で 0.33 回/h となるため，被ばく評価においては保守的に 1.0 回/h として設定した。	4.2(1)b．既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に設定する。

泊発電所３号炉

第 2-1-7 表　防護措置の設備条件（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室空調装置非常用循環ファン流量	事故発生から 0 分～300 分：0 m^3/h 300 分～7 日： 5.1×10^3 m^3/h	審査ガイドに示されたとおり作動開始時間については，選定した事故シーケンスに基づき，時間遅れを考慮。流量は設計値を基に設定。	4.2(2)e．原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室空調装置の起動遅れ時間	300 分	選定した事故シーケンスに基づき，非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	4.3(3)f．原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室空調装置粒子フィルタによる除去効率	希ガス　：0% 無機よう素　：0% 有機よう素　：0% 粒子状放射性物質：99%	審査ガイドに示されたとおり使用条件での設計値を基に設定。（添付資料 2 2-12 参照）	4.3(3)b．ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室空調装置よう素フィルタによる除去効率	希ガス　：0% 無機よう素　：95% 有機よう素　：95% 粒子状放射性物質：0%	審査ガイドに示されたとおり使用条件での設計値を基に設定。（添付資料 2 2-12 参照）	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入量	0.5 回/h	空気流入率測定試験結果（0.14 回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定。	4.2(1)b．既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に値を設定する。

相違理由

評価条件による相違
①の相違

【大飯】
・評価条件による相違はあるが概ね同等の内容

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

第7表(2/2)　中央制御室換気設備条件（3号、4号共通）

項目	使用値	設定理由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環設備上り薬フィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：95%	設計上期待できる値を設定 試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定（添付1-2-10参照）	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用循環設備銀ゼオフィルタによる除去効率	0～300分：0% 300分～7日：99%	設計上期待できる値を設定 試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定（添付1-2-11参照）	同上
中央制御室非常用循環設備フィルタによる除去効率上昇時間	300分	想定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動遅れ時間300分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作および現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作を想定 （添付1-2-13参照）	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動は想定する。電源の作動は想定を基に設定する。
中央制御室換気設備非常用循環ファン流量	1.38×10⁴ m³/h ただし、300分後に起動	想定した事故シーケンスに基づき、作動期間については、交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 4.2(3)c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。 ただし、マスクの除染係数について、記載なし。
マスクによる除染係数	50 （評価期間中マスク着用）	性能上期待できる値 （添付1-2-14、添付1-2-15参照）	

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-8　防護装置の設備条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ： 8,900m³ 中央制御室内待避所： 148m³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室バウンダリ： 8,900m³ 中央制御室内待避所： 148m³	同上	同上
マスクの防護係数	入退域時：50 （1日目のみ1,000） 中央制御室滞在時：50 （1日目のみ1,000）	性能上期待できる値（添付資料2 2-12参照）。入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。	②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退域に要する時間	入域及び退域でそれぞれ1回当たり， ・出入管理所に7分とどまるものとする ・制御建屋出入口に5分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

泊発電所３号炉

第 2-1-7 表　防護措置の設備条件（2/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	4,000 m³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	3,800 m³	事故時運転員が立ち入る可能性がある中央制御室と同フロアのエリア体積を設定。	同上
マスクの防護係数	50	性能上期待できる値 入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。 （添付資料 2 2-17 参照）	②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交代	考慮する	運用を基に設定	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。
入退域に要する時間	入退及び退域でそれぞれ1回当たり， ・出入管理建屋入口に10分間とどまるものとする ・中央制御室入口に5分間とどまるものとする。	・周辺監視区域境界から出入管理建屋までの車での移動を考慮して，出入管理建屋入口に10分間滞在するものとし評価する。 ・出入管理建屋入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して，中央制御室入口に5分間滞在するものとし評価する。	—

相違理由

評価条件の相違

評価条件による相違
・女川は電動ファン付き全面マスクを用いることで一部期間において防護係数を 1000 として評価している。

【大飯】
・評価条件による相違はあるが概ね同等の内容

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由

第８表　運転員交代考慮条件（３号、４号共通）

評価条件		使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室滞在期間		49時間	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の滞在時間として設定（添付1-1-6参照）	交代考慮時の原子炉制御室滞在時間について、記載なし
入退域	回数	10回	運転員の勤務形態として5直2.5交代とし、評価期間中、最大となる班の入退域回数として設定（添付1-1-6参照）	交代考慮時の入退域回数について、記載なし
	滞在時間	入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、 ・正門に3分 ・事務所入り口に3分 ・中央制御室入り口に5分 とどまるものとする。	周辺監視区域境界から制御室入口までを評価対象とし、周辺監視区域から正門、正門から事務所入り口までは車での移動を考慮して、事務所入り口から中央制御室入り口までは徒歩での移動を考慮して設定。	入退域時の滞在時間について、記載なし。

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第59条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

第9表　線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件（3号、4号共通）

項目	使用値	設定理由	審査ガイドとの関係性
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） I-131：2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132：3.1×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-133：4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134：1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135：9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134：2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136：2.8×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-137：3.9×10⁻⁸ Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71等に基づく	ICRP Publication 71等に基づく	線量換算係数について、記載なし。
呼吸率	1.2 m³/h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71に基づく	呼吸率について、記載なし。
地表への沈着速度	1.2 cm/s	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍を設定 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2※1より設定（添付1-2-16，1-2-17参照）	4.2(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2"Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

女川原子力発電所２号炉

表 2-1-9　線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） I-131：2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132：3.1×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-133：4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134：1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135：9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134：2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136：2.8×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-137：3.9×10⁻⁸ Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
呼吸率	1.2 m³/h	ICRP Publication 71 に基づき，成人活動時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2 cm/s 無機よう素：1.2 cm/s 有機よう素：4.0×10⁻²cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針（降水時における沈着率は乾燥時の 2～3 倍大きい）を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の 4 倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2※1 及び NRPB-R322 より設定。（添付資料 2 2-9，2-10，2-11 を参照）	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1　NUREG/CR-4551 Vol.2"Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

泊発電所３号炉

第 2-1-8 表　線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） I-131　：2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132　：3.1×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-133　：4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134　：1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135　：9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134　：2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136　：2.8×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-137　：3.9×10⁻⁸ Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
呼吸率	1.2m³/h	ICRP Publication 71 に基づき，成人活動時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	1.2cm/秒	線量目標値評価指針（降水時における沈着率は乾燥時の 2～3 倍大きい）を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の 4 倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2※1 より設定。（添付資料 2 2-15 参照）	4.2(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1　NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

相違理由

評価条件による相違

評価条件による相違
・女川では有機よう素の沈着速度を別途評価しているが、泊は保守的に他と同じ値を採用している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
添付 1-2-2 事故シーケンス選定の考え方について 重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイに失敗するシーケンスを対象としている。 中央制御室の被ばく線量は、放出された放射性物質からの線量が支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなるシーケンスが中央制御室被ばくの観点から厳しくなるシーケンスである。そこで、放射性物質の放出量を基に中央制御室被ばくの観点から厳しいシーケンスについて以下に示す。 ECCS 注水機能喪失や全交流動力電源喪失等の炉心損傷防止シーケンスでは、炉心が損傷しないことから大規模な放射性物質の放出はない。一方、炉心が損傷する事象では、大規模な放射性物質の放出が伴うため、被ばく評価上厳しくなる。 炉心が損傷する事象としては、大飯発電所 3,4 号炉の場合、格納容器破損防止対策の有効性に係る格納容器破損モードとして選定される、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」、「全交流動力電源喪失時+補助給水失敗」及び「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」である。 ここで被ばく評価の観点で厳しくなる条件としては、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、格納容器スプレイが失敗する場合及び原子炉格納容器の圧力が高く推移する場合である。 炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では、アニュラス空気浄化設備の起動によりアニュラス空気浄化設備のフィルタを介して放射性物質の放出が大幅に低減する効果が期待できない時間がある。 格納容器スプレイが失敗する場合では、流量が少ない代替スプレイを用いることから、原子炉格納容器内に放出されたよう素やセシウム等の放射性物質を除去する効果が小さくなる。 原子炉格納容器圧力が高く推移する場合では、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなることから、放射性物質の放出量が多くなる。 炉心が損傷する事象として選定した 3 事象について、具体的な被ばく評価上の条件の相違点及び被ばく評価への影響を第 1 表にまとめる。 第 1 表のとおり、炉心損傷に至るまでの時間が短い場合、かつ、格納容器スプレイが失敗する場合、かつ、原子炉格納容器圧力が高く推移する場合である「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳	2-2 事象の選定の考え方について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては，評価事象として，重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。 女川原子力発電所2号炉においては，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。 なお，女川原子力発電所2号炉においては，炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。 １．事象の概要（格納容器ベント実施時） （１）大破断LOCAが発生し，原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。 （２）更にHPCS失敗，低圧ECCS失敗，全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため，原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を開始することで，原子炉圧力容器破損は回避される。 （３）その後，原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが，事象発生から約44時間経過した時点で，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位＋約２m））に到達しスプレイを停止する。 （４）格納容器スプレイを停止後，事象発生から約45時間後に原子炉格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。 ２．想定事故シナリオ選定 想定事故シナリオ選定については，事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い，起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後，重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。 （１）起因事象の選定 プラントに影響を与える事象について，内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震，津波，その他自然現象）をそれぞれ分析し，事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。 プラント内部で発生する事象については，プラントの外乱となる事象として，従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転	2-2　事象の選定の考え方について 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において，評価事象については，有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして，格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち，格納容器過圧の破損モードにおいて想定している，大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を対象としている。 中央制御室の被ばく線量は，放出された放射性物質からの線量が支配的であることから，放射性物質の放出量が多くなるシーケンスが中央制御室被ばくの観点から厳しくなるシーケンスである。そこで，放射性物質の放出量を基に中央制御室被ばくの観点から厳しいシーケンスについて以下に示す。 ECCS 注水機能喪失や全交流動力電源喪失等の炉心損傷防止シーケンスでは，炉心が損傷しないことから大規模な放射性物質の放出はない。一方，炉心が損傷する事象では，大規模な放射性物質の放出が伴うため，被ばく評価上厳しくなる。 炉心が損傷する事象としては，泊発電所３号炉の場合，格納容器破損防止対策の有効性に係る格納容器破損モードとして選定される，「大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」，「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」及び「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。 ここで被ばく評価の観点で厳しくなる条件としては，炉心損傷に至るまでの時間が短い場合，格納容器スプレイが失敗する場合及び原子炉格納容器の圧力が高く推移する場合である。 炉心損傷に至るまでの時間が短い場合では，アニュラス空気浄化設備の起動によりアニュラス空気浄化設備のフィルタを介して放射性物質の放出が大幅に低減する効果が期待できない時間がある。 格納容器スプレイが失敗する場合では，流量が少ない代替スプレイを用いることから，原子炉格納容器内に放出されたよう素やセシウム等の放射性物質を除去する効果が小さくなる。 原子炉格納容器圧力が高く推移する場合では，原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなることから，放射性物質の放出量が多くなる。 炉心が損傷する事象として選定した３事象について，具体的な被ばく評価上の条件の相違点及び被ばく評価への影響を第 2-2-1 表にまとめる。 第 2-2-1 表のとおり，炉心損傷に至るまでの時間が短い場合，かつ，格納容器スプレイが失敗する場合，かつ，原子炉格納容器圧力が高く推移する場合である「大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」が，中央制御室	【大飯】女川実績の反映 【女川】大飯審査実績の反映 ・具体的な方針として型式による相違はあるものの，最も被ばく評価が厳しくなるシーケンス（評価対象事象）を選定した考え方を記載していることに差異はない。 ・泊は本資料において定性的に評価対象事象を選定しているが，女川は「2-20 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」にて選定したシナリオにて被ばく評価を行って評価対象事象を確認している。 ・選定の考え方が同じである大飯との比較を行う。 【大飯】記載表現の相違 ・泊では，シーケンス名を有効性評価と整合させたため大飯と表現が異なる。 【大飯】記載表現の相違

大飯発電所３／４号炉

しい結果となる。

したがって、本評価においては、「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」にて評価を行っている。

第１表　各シーケンスの比較

シーケンス	大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象	全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象	大破断LOCA時にECCS注入機能が喪失する事象	中央制御室被ばくへの影響
	約21分	約3.1時間	約27分	
炉心溶融開始				
①格納容器スプレイ	失敗 （代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ成功）	失敗 （代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ成功）	成功	格納容器スプレイが成功することにより、スプレイ水による除去効果が大きくなるので、格納容器からの放出量は低減される。 したがって、失敗の方が厳しい結果となる。
②アニュラス空気浄化設備の作動	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。 フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス空気浄化設備作動後に放出が開始。 すべての時間でフィルタ効果を期待できる。	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。 フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス負圧達成後はフィルタで捕集されるため、アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始される方が厳しい結果となる。
③原子炉格納容器の圧力	事象発生初期から、高い圧力で推移する。	冷却材喪失事故でないため、原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。	格納容器スプレイが成功するため、原子炉格納容器の圧力は他の２事象に比較して、低く推移する。	原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。

女川原子力発電所２号炉

時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また，原子炉の運転に影響を与える事象として，非常用交流電源母線の故障，原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については，地震，津波及び地震・津波以外の自然現象の55事象から，地域性等を考慮して12事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮）を選定する。また，設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で，プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は，考慮すべき起因事象とする。

（２）起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，表2-2-1のとおりグループ別に分類する。

表2-2-1　運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

（３）重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

（２）で分類した事故シナリオのうち，出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失，高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失及び原子炉停止機能喪失については，炉心損傷に至らないため，重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは，LOCA時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）に加えて，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃

泊発電所３号炉

の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

したがって，本評価においては，「大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」にて評価を行っている。

第 2-2-1 表　各シーケンスの比較

シーケンス	大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故	大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	中央制御室被ばくへの影響
	約19分	約3.1時間	約21分	
炉心溶融開始				
①格納容器スプレイ	失敗 （代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功）	失敗 （代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ成功）	成功	格納容器スプレイが成功することにより，スプレイ水による除去効果が大きくなるので，格納容器からの放出量は低減される。 したがって，失敗の方が厳しい結果となる。
②アニュラス空気浄化設備の作動	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。 フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス空気浄化設備作動後に放出が開始。 すべての時間でフィルタ効果を期待できる。	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。 フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス負圧達成後はフィルタで捕集されるため，アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始される方が厳しい結果となる。
③原子炉格納容器の圧力	事象発生初期から，高い圧力で推移する。	冷却材喪失事故ではないため，原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。	格納容器スプレイが成功するため，原子炉格納容器の圧力は他の２事象に比較して，低く推移する。	原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが，原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり，厳しい結果となる。

相違理由

【大飯】記載表現の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	料－冷却材相互作用（FCI），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している※1。 これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は，LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されているため，LOCA時注水機能喪失とDCHのうち，運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果，LOCA時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「2-20　格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。 以上より，炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。 なお，前述のとおり，炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一には代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。 ※1　格納容器破損モード「DCH」，「FCI」及び「MCCI」は，重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条2-1(a)において，「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため，評価を成立させるために，重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。		

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	【高浜3，4号炉まとめ資料（平成26年２月規制庁公開版）】 居住性評価に用いる炉心選定の考え方について 居住性評価における被ばくについては、一般的に内部被ばくによる寄与が大きい。そのため、重大事故時の居住性評価においては、内部被ばくに着目して炉心を選定している。 ウラン燃料炉心(注1)及びMOX燃料装荷炉心(注2)における炉心内蓄積量及び放出放射能量を第1表及び第2表に示す。 MOX燃料装荷炉心では、ウラン燃料炉心に比べ、内部被ばく評価に用いられるI-131等価換算値が大きい。従って、重大事故時の居住性評価においては、MOX燃料装荷炉心を選定している。 なお、第2表に示すとおり、大気中へ放出された放射性物質による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられるγ線エネルギー0.5MeV 換算値がほ ぼ変わらない結果となっている。また、第3表に示すとおり、建屋からのガンマ線による外部被ばくについても、外部被ばく評価に用いられる原子炉格納容器内の7日間積算線源強度がほぼ変わらない結果となっている。 第1表　ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の炉心内蓄積量 <table><tr><td rowspan="2">MOX 燃料装荷炉心</td><td>γ線エネルギー0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.2×10^{20}</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 6.2×10^{20}</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン燃料炉心</td><td>γ線エネルギー0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.4×10^{20}</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 1.6×10^{20}</td></tr><tr><td rowspan="2">MOX/ウラン比</td><td>γ線エネルギー0.5MeV 換算(-)</td><td>約 96%</td></tr><tr><td>I-131 等価換算(-)</td><td>約 399%</td></tr></table> 第2表　ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の放出放射能量 <table><tr><td></td><td></td><td>アニュラス部外</td><td>アニュラス経由</td><td>合計</td></tr><tr><td rowspan="2">MOX 燃料装荷炉心</td><td>γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.7×10^{14}</td><td>約 8.0×10^{15}</td><td>約 8.5×10^{15}</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 6.4×10^{13}</td><td>約 7.9×10^{13}</td><td>約 1.4×10^{14}</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン燃料炉心</td><td>γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.7×10^{14}</td><td>約 7.9×10^{15}</td><td>約 8.4×10^{15}</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 4.4×10^{13}</td><td>約 7.0×10^{13}</td><td>約 1.1×10^{14}</td></tr><tr><td rowspan="2">MOX/ウラン比</td><td>γ線エネルギー 0.5MeV 換算(-)</td><td>約 100.2%</td><td>約 100.8%</td><td>約 100.8%</td></tr><tr><td>I-131 等価換算(-)</td><td>約 146%</td><td>約 113%</td><td>約 126%</td></tr></table> 第3表　ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の原子炉格納容器内の7日間積算線源強度 <table><tr><td>MOX燃料装荷炉心 (MeV)</td><td>ウラン燃料炉心 (MeV)</td><td>MOX/ウラン比</td></tr><tr><td>約 4.1×10^{24}</td><td>約 4.1×10^{24}</td><td>約 100.02%</td></tr></table> （注１）燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/tまでのウラン燃料を100%装荷した炉心。 （注２）炉心の 3/4 に燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t までのウラン燃料、1/4 に燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t までの MOX 燃料を装荷した炉心。	2-3　居住性評価に用いる炉心選定の考え方について 居住性評価における被ばくについては，一般的に内部被ばくによる寄与が大きい。そのため，炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価においては，内部被ばくに着目して炉心を選定している。 ウラン燃料炉心(注 1)及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心(注 2)における炉心内蓄積量及び原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 1 とした場合の放出放射能量を第 2-3-1 表及び第 2-3-2 表に示す。 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心では，ウラン燃料炉心に比べ，内部被ばく評価に用いられる I-131 等価換算値が大きい。なお，原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においても，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の方が I-131 等価換算値が大きくなる傾向に影響はない。したがって，炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価においては，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定している。 なお，第 2-3-2 表に示すとおり，大気中へ放出された放射性物質による外部被ばくについては，外部被ばく評価に用いられるγ線エネルギー0.5MeV 換算値がほぼ変わらない結果となっている。また，第 2-3-3 表に示すとおり，建屋からのガンマ線による外部被ばくについても，外部被ばく評価に用いられる原子炉格納容器内の７日間積算線源強度がほぼ変わらない結果となっている。 第 2-3-1 表　ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の炉心内蓄積量 <table><tr><td rowspan="2">ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心</td><td>γ線エネルギー0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.2E+20</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 6.6E+20</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン燃料炉心</td><td>γ線エネルギー0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.4E+20</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 2.1E+20</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン・プルトニウム混合酸化物/ウラン比</td><td>γ線エネルギー0.5MeV 換算(-)</td><td>約 97%</td></tr><tr><td>I-131 等価換算(-)</td><td>約 315%</td></tr></table> 第 2-3-2 表　ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の放出放射能量 <table><tr><td></td><td></td><td>アニュラス部外</td><td>アニュラス経由</td><td>合計</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心</td><td>γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.8E+14</td><td>約 9.1E+15</td><td>約 9.5E+15</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 6.6E+13</td><td>約 8.3E+13</td><td>約 1.5E+14</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン燃料炉心</td><td>γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)</td><td>約 4.8E+14</td><td>約 9.0E+15</td><td>約 9.5E+15</td></tr><tr><td>I-131 等価換算 (Bq)</td><td>約 4.7E+13</td><td>約 7.5E+13</td><td>約 1.2E+14</td></tr><tr><td rowspan="2">ウラン・プルトニウム混合酸化物/ウラン比</td><td>γ線エネルギー 0.5MeV 換算(-)</td><td>約 100.1%</td><td>約 100.4%</td><td>約 100.4%</td></tr><tr><td>I-131 等価換算(-)</td><td>約 139%</td><td>約 111%</td><td>約 122%</td></tr></table> 第2-3-3表　ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心の原子炉格納容器内の７日間積算線源強度 <table><tr><td>ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心 (MeV)</td><td>ウラン燃料炉心 (MeV)</td><td>ウラン・プルトニウム混合酸化物/ウラン比 (-)</td></tr><tr><td>約 4.18×10^{24}</td><td>約 4.20×10^{24}</td><td>約 99.4%</td></tr></table> （注１）燃料集合体最高燃焼度55,000 MWd/tまでのウラン燃料を100 %装荷した炉心。 （注２）炉心の3/4に燃料集合体最高燃焼度55,000 MWd/tまでのウラン燃料，1/4に燃料集合体最高燃焼度45,000 MWd/tまでのウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した炉心。	【大飯】記載方針の相違 ・泊では，ウラン燃料炉心、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心それぞれでの炉心内蓄積量と放出放射能量を評価し、炉心選定の考え方について記載している。 ・同様の記載がある高浜３，４号炉のまとめ資料を掲載し比較した。 【高浜】記載方針の相違 ・泊は原子炉格納容器の DF が変わった場合の影響について記載した。

大飯発電所３／４号炉

添付 1-2-3

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

重大事故等時における居住性に係る被ばく評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故等時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

１．NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465[1] のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 1 表に示す。

第 1 表　NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS
	V	Interfacing system LOCA
	S3B	SBO with RCP seal LOCA
	S2D-S	SBLOCA, no ECCS and H_2 combustion
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H_2 burn or DCH fails containment
	S2DCF2	S2DCF1 except late H_2 or overpressure failure of containment
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity
	S3B	LOCA (6") with SBO
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS
	S3H1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation

SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Features
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故等時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および格納容器スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

[1] Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

女川原子力発電所２号炉

2-3 核分裂生成物の放出割合について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては，放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合をMAAPコードとNUREG-1465 の知見を利用し評価している。

大破断LOCA＋HPCS 失敗＋低圧ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失するシナリオ（W/Wベント）でのMAAP 解析による放出割合の評価結果（事故発生から168 時間後時点）を表2-3-3 に示す。ただし，以下に示すとおり，表2-3-3 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表2-3-3 によると，高揮発性核種（CsI やCsOH）の放出割合（10^{-6}オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が大きい（10^{-5}オーダー）という結果となっている。

一方，TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から，事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は，よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり，中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることがわかっている。

表2-3-4 は，TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが，希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で，中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに，表2-3-5 は，福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが，最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり，多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また，燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より，各元素の放出挙動は以下のように整理されており※1，希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し，それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。
I，Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。
Sb，Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また，被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。
Sr，Mo，Ru，Rh，Ba：雰囲気条件（酸化条件or 還元条件）に大きな影響を受ける。
Ce，Np，Pu，Y，Zr，Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034，2013年12 月）」

泊発電所３号炉

2-4 核分裂生成物の放出割合について

炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では，原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について，重大事故等時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465 に示された放出割合，放出時間を用いている。

1. NUREG-1465 の放出割合，放出時間の適用性について

NUREG-1465[1] のソースタームは，燃料被覆管破損時点より，原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり，本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 2-4-1 表に示す。

第 2-4-1 表　NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS
	V	Interfacing system LOCA
	S3B	SBO with RCP seal LOCA
	S2D-S	SBLOCA, no ECCS and H_2 combustion
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H_2 burn or DCH fails containment
	S2DCF2	S2DCF1 except late H_2 or overpressure failure of containment
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity
	S3B	LOCA (6") with SBO
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS
	S3H1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation

SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Features
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では，重大事故等時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2-4-2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合，放出時間を設定している。

NUREG-1465 の中でも述べられているように，NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に，炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして，本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

[1] Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

相違理由

【女川】大飯実績の反映
・女川とは型式が異なるためPWR である大飯の審査実績を反映した。

【大飯】記載表現の相違
・泊は有効性評価の名称と統一させた。

大飯発電所３／４号炉

第２表　原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。
・Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。
・Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び１次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた大飯３号炉及び４号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第３表のとおりとなる。

第３表　溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	0～約 21 分	約 21 分～約 1.4 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分～1.8 時間

炉心溶融開始および原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC02-202[2] (2002 年 11 月)にまとめられ公開されている。

2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

女川原子力発電所２号炉

表2-3-3 の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは，大破断LOCA＋HPCS 失敗＋低圧ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失するシナリオにおいては，MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては，炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも，燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや，炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元であるEPRI からも，再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について，MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru 及びMo）の放出について，低温の溶融燃料表面付近ではなく，溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
・Mo の放出量評価について，NUREG-1465 よりもMAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお，高揮発性核種（セシウムやよう素）については，炉心溶融初期に炉心外に放出されるため，上述の保守性の影響は受けないものと考えられる。

以上のことから，大破断LOCA＋HPCS 失敗＋低圧ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際，単にMAAP 解析による評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため，他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで，炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は，MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に，海外での規制等にも活用されているNUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり，米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として，中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより，TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお，事故シーケンス「大破断LOCA＋HPCS 失敗＋低圧ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」において，原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における，炉心損傷開始から，原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP 解析事象進展（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）とNUREG-1465 の想定の比較は表2-3-1のとおりであり，NUREG-1465 の想定とMAAP 解析の事象進展に大きな差はなく，本評価においてNUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表2-3-6

泊発電所３号炉

第 2-4-2 表　原子炉格納容器への放出期間及び放出割合（NUREG-1465 Table3.13）

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。
・Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と，燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。
・Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後，炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び１次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し，原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて，MAAP を用いた泊発電所３号炉の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると，第2-4-3表のとおりとなる。

第 2-4-3 表　溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミング比較

	燃料被覆管損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し，溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約 19 分	約 19 分～約 1.6 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分 ～ 1.8 時間

炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては，ほぼ同じであり，核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは，低燃焼度燃料を対象にしている。そのため，米国において，NUREG-1465 のソースターム（以下，「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に適用する場合の課題に関し，1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において議論がなされている。そこでは，ACRS から，高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し，NRC スタッフは，実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後，各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており，その結果が ERI/NRC 02-202[2](2002 年 11 月)にまとめられ公開されている。

2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS:HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】個別解析による相違

【大飯】記載表現の相違

【大飯】記載表現の相違

大飯発電所３／４号炉

この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

> Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.
> （ERI/NRC 02-202　第 4 章）

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、別紙１の第 1-1 表に示す（ERI/NRC 02-202 Table 3.1）。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できるものと結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

> 3.2　**Release Fractions**[10]
>
> The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.
>
> For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.
>
> [10] The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。（SAND2011-0128[3]）

高燃焼度燃料の放出割合は、別紙１の第 1-2 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

女川原子力発電所２号炉

に示す。

表 2-3-1　MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定の比較

	燃料被覆管の損傷が開始し，ギャップからの放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し，溶融燃料が原子炉圧力容器を破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 30 分※1	約 30 分～約 3.0 時間※2
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1　炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）
※2　原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方法は以下に示すとおり。

１．希ガスグループ，CsI グループ，CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては，原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合ともにMAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお，Cs の放出割合はCsI グループとCsOH グループの放出割合※1 ※2 及びI 元素とCs 元素の停止時炉内内蔵量より，以下の式を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I / M_{Cs} \times W_{Cs} / W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

F_{Cs}（T）　：時刻 T におけるセシウムの放出割合
F_{CsOH}（T）：時刻 T における CsOH グループの放出割合
F_{CsI}（T）　：時刻 T における CsI グループの放出割合
M_I　：停止直後の I 元素の炉心内内蔵重量
M_{Cs}　：停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量
W_I　：I の原子量
W_{Cs}　：Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており，各グループの放出割合は，当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。
※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。
① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。
② ①の評価をもとに，同位体の重量を足し合わせ，各元素の重量を評価する。
③ ②の結果をMAAP コードにインプットし，MAAP コードにて，各元素の化合物の重量を評価する。
④ 各化合物は表2-3-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は，当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

泊発電所３号炉

この議論の結果として，以下に示す通り，解決すべき懸案事項が挙げられているものの，高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

> Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.
> （ERI/NRC 02-202　第 4 章）

議論された高燃焼度燃料は，燃料集合体の最大燃焼度 75GWd/t，炉心平均燃焼度 50GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された，各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について，別紙 1 の第 2-4-1-1 表及び第 2-4-1-2 表に示す（ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12）。表のカッコ内の数値は，NUREG-1465 の値を示している。また，複数の数値が同一の欄に併記されているのは，パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが，NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として，ERI/NRC 02-202 では，引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できるものと結論付けている。

なお，米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては，NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

> 3.2　**Release Fractions**[10]
>
> The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.
>
> For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.
>
> [10] The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており，2011 年 1 月には，サンディア国立研究所から報告書が出されている（SAND2011-0128[3]）。

高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の放出割合は，別紙 1 の第 2-4-1-3 表及び第 2-4-1-4 表に示すとおり，低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから，現段階においては，NUREG-1465 の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 2-4-4 表にそれらのデータを整理する。

3 Accident Sorce Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】記載方針の相違
・泊は添付2-1に示した通り，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について記載している（以降，「選定した炉心の相違」と記載する。）。

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違

大飯発電所３／４号炉

第４表　全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)※	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)
希ガス類	1.0	1.0	0.97
よう素類	0.75	0.85	0.60
Cs 類	0.75	0.75	0.31

※　複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

大飯 3,4 号炉の燃料集合体（ウラン燃料）の最高燃焼度は、55GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用範囲内にある。また、大飯 3,4 号炉の燃料棒の最高燃焼度は 61GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲、燃料棒の最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、大飯 3,4 号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

【高浜3，4号炉まとめ資料（平成26年２月規制庁公開版）】
ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465 の数値を用いた。

２．各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料の適用については、前述のとおり、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質に対する核種グループの内訳及び原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接及びスカイシャイン線量に対する核種グループの内訳をそれぞれ第 5 表及び第 6 表に示す。高燃焼度燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、第 5 表及び第 6 表に示すとおり、中央制御室居住性評価における寄与割合は小さく、居住性

女川原子力発電所２号炉

表 2-3-2　各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg]（安定核種を含む）
希ガス	Xe，Kr	
CsI	CsI，RbI	
TeO_2，Te_2	TeO_2，Te_2	
SrO	SrO	
MoO_2	MoO_2，Ru_2O_3，TcO_2，RhO_2	
CsOH	CsOH，RbOH	
BaO	BaO	
La_2O_3	La_2O_3，Pr_2O_3，Nd_2O_3，Sm_2O_3，Y_2O_3，ZrO_2，NbO_2，AmO_2，CmO_2	
CeO_2	CeO_2，NpO_2，PuO_2	
Sb	Sb	
UO_2	UO_2	

※表中に示す Te_2 の炉内内蔵量[kg]は，停止時に炉内に存在する Te 元素の全量が Te_2 の形態で存在する場合の値に相当する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

２．それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについてはMAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず，MAAP 解析の結果から得られたCs の放出割合，希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

（1）原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一※1 とし，Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が，168 時間経過時点においてNUREG-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。表2-3-7 及び表2-3-8 にNUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

泊発電所３号炉

第 2-4-4 表　全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)※	ERI/NRC 02-202 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)※	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs 類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※　複数の値が提示されているため，平均値を使用した。

以上のように，解決すべき懸案事項があるものの，現在の知見では，高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183，ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊発電所３号炉の燃料集合体の最高燃焼度は，ウラン燃料で 55GWd/t，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で 45GWd/t であることから，ERI/NRC 02-202 における適用範囲，燃料集合体の最高燃焼度 75GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲，燃料集合体の最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用範囲内にある。また，泊発電所３号炉の燃料棒の最高燃焼度はウラン燃料で 61GWd/t，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で 53GWd/t であり，Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲，燃料棒の最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため，泊発電所３号炉に対し，使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については，専門家の意見も分かれていること，Sandia Report 記載の数値についても，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており，米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し，今回の評価においては，NUREG-1465 の数値を用いた。

2. 各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用については，前述のとおり，現在の知見では，否定されるものではないものの，高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で，NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において，各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質に対する核種グループの内訳及び原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線量に対する核種グループの内訳をそれぞれ第 2-4-5 表及び第 2-4-6 表に示す。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で，NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については，第 2-4-5 表及び第 2-4-6 表に示すとおり，中

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違
・高浜のまとめ資料を掲載し，比較した。

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違

【大飯】選定した炉心の相違

大飯発電所３／４号炉

評価に大きな影響を及ぼすものではない。

（１）環境に放出される放射性物質の内訳について（I-131 等価量換算、γ線エネルギ 0.5MeV 換算）

中央制御室内及び入退域時の被ばく評価結果における環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算及びγ線エネルギ 0.5MeV 換算の値を第 5 表に示す。I-131 等価量換算はハロゲン（よう素類）が約 62%、Cs 類が約 16%、その他が約 22%となっており、γ線エネルギ 0.5MeV 換算は希ガス類が約 92%、ハロゲン（よう素類）が約 6%、Cs 類が約 2%、その他が約 1%となっている。

第 5 表(1/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
（I-131 等価量換算）

核種グループ	放出放射能量 (注1、2、3) (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 0.0	0
I 類	約 7.7×10^{13}	62
Cs 類	約 1.9×10^{13}	16
Te 類	約 4.2×10^{12}	3
Ba 類	約 7.7×10^{12}	6
Ru 類	約 4.9×10^{11}	＜1
Ce 類	約 9.4×10^{12}	8
La 類	約 5.7×10^{12}	5
合計	約 1.2×10^{14}	100

（注１）７日間積算放出量
（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
（注３）大飯発電所３号炉又は４号炉の１基あたりの放出放射能量

第 5 表(2/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）

核種グループ	放出放射能量 (注1、2、3) (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 1.0×10^{16}	92
I 類	約 6.1×10^{14}	6
Cs 類	約 1.7×10^{14}	2
Te 類	約 2.9×10^{13}	＜1
Ba 類	約 2.0×10^{13}	＜1
Ru 類	約 8.6×10^{11}	＜1
Ce 類	約 1.3×10^{12}	＜1
La 類	約 3.7×10^{12}	＜1
合計	約 1.1×10^{16}	100

（注１）７日間積算放出量
（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
（注３）大飯発電所３号炉又は４号炉の１基あたりの放出放射能量

女川原子力発電所２号炉

$$F_i(T)=F_{noble\ gass}(T)\times\gamma_i/\gamma_{Cs}\times F_{Cs}(168h)/F_{noble\ gass}(168h)$$

$F_i(T)$　：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
$F_{noble\ gass}(T)$：時刻 T における希ガスグループの放出割合
γ_i　：NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合
γ_{Cs}　：NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器内への放出割合

※1　中・低揮発性の核種グループは，事故初期の燃料が高温となっているとき以外はほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく，事故初期に原子炉格納容器内に放出され，原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は，「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

（２）原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いはCs と同一※2 とし，Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は，168 時間経過時点においてNUREG-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。

$$F_i(T)=F_{Cs}(T)\times\frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

$F_i(T)$　：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
γ_i　：NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合
γ_{Cs}　：NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器内への放出割合

泊発電所３号炉

央制御室居住性評価における寄与割合は小さく，居住性評価に大きな影響を及ぼすものではない。

(1) 環境に放出される放射性物質の内訳について（I-131 等価量換算，γ線エネルギ 0.5MeV 換算）

中央制御室内及び入退域時の被ばく評価結果における環境に放出される放射性物質について，NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算及びγ線エネルギ0.5MeV換算の値を第2-4-5表に示す。I-131等価量換算はハロゲン（よう素類）が約92%，Cs類が約２%，その他が約６%となっており，γ線エネルギ0.5MeV換算は希ガス類が約93%，ハロゲン（よう素類）が約７%，Cs類が約１%，その他が約１%となっている。

第 2-4-5 表 (1/2)　環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
（I-131 等価量換算）

核種グループ	放出放射能量(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 0.0×10^{0}	0
よう素類	約 7.9×10^{13}	92
Cs 類	約 1.7×10^{12}	2
Te 類	約 3.8×10^{11}	＜1
Ba 類	約 6.1×10^{11}	＜1
Ru 類	約 5.9×10^{10}	＜1
Ce 類	約 2.2×10^{12}	3
La 類	約 1.7×10^{12}	2
合計	約 8.6×10^{13}	100

（注１）７日間積算放出量
（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

第 2-4-5 表 (2/2)　環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
（γ線エネルギー0.5MeV 換算）

核種グループ	放出放射能量(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 8.7×10^{15}	93
よう素類	約 6.2×10^{14}	7
Cs 類	約 1.7×10^{13}	＜1
Te 類	約 3.1×10^{12}	＜1
Ba 類	約 1.7×10^{12}	＜1
Ru 類	約 9.9×10^{10}	＜1
Ce 類	約 1.1×10^{11}	＜1
La 類	約 2.9×10^{11}	＜1
合計	約 9.3×10^{15}	100

（注１）７日間積算放出量
（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】
個別解析結果の相違

【大飯】
個別解析結果の相違

【大飯】
個別解析結果の相違

大飯発電所３／４号炉

（２）原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接及びスカイシャイン線量の内訳について

中央制御室入退域時の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャインガンマ線について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳を第６ 表に示す。希ガス類が約 64％、ハロゲン（よう素類）が約 26％、Cs 類が約 5%、その他が約 5%となっている。

第６表 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量（注１，２）（mSv）	内訳（%）
希ガス類	約 2.9×10^{2}	64
Ｉ類	約 1.2×10^{2}	26
Cs 類	約 2.1×10^{1}	5
Te 類	約 8.5×10^{0}	2
Ba 類	約 6.6×10^{0}	1
Ru 類	約 2.6×10^{-1}	＜1
Ce 類	約 5.6×10^{-1}	＜1
La 類	約 7.5×10^{0}	2
合計	約 4.5×10^{2}	100

（注１）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値
（注２）大飯発電所３号炉の１基あたりの７日間積算線量

女川原子力発電所２号炉

※2　中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い，沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また，事故発生後，原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では，中・低揮発性の核種グループ同様，原子炉格納容器内で粒子状物質として除去されるＣｓを代表として参照し，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を，「各時刻におけるCs の漏えい割合」に比例するものとした。

表 2-3-3　MAAP 解析による放出割合の評価結果
（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合（事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.6×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 4.5×10^{-7}
SrO	約 4.7×10^{-5}
MoO_2	約 1.1×10^{-6}
CsOH	約 1.2×10^{-6}
RuO	約 2.5×10^{-5}
La_2O_3	約 4.2×10^{-5}
CeO_2	約 4.2×10^{-5}
Sb	約 2.5×10^{-6}
Te_2	0
UO_2	0
$Cs^{※1}$	約 1.2×10^{-6}

※1　CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考１を参照）

表 2-3-4　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

（単位：%）

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	^{144}Ce	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr	^{106}Ru	^{125}Sb	^{137}Cs	^{129}I	^{85}Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水，気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合　計	105	123	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 測定結果と多量のデブリ(おもに地盤水沈殿物)のため，ここでの保持量は炉心インベントリーより大きく上回る分析結果となってしまう。したがって，ここに報告された I のインベントリーは Cs と同等であると考える。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果（渡会偵祐，井上康，桝田藤夫　日本原子力学会誌 Vol.32, No.4(1990)）

泊発電所３号炉

(2)　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線量の内訳について

中央制御室入退域時の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線について，NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳を第 2-4-6 表に示す。希ガス類が約５％，ハロゲン（よう素類）が約 85％，Cs 類が約５％，その他が約５％となっている。

第 2-4-6 表　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳

核種グループ	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線量（注1，2）（mSv）	内訳（%）
希ガス類	約 4.1×10^{1}	5
よう素類	約 7.3×10^{2}	85
Cs 類	約 4.7×10^{1}	5
Te 類	約 1.1×10^{1}	1
Ba 類	約 1.3×10^{1}	2
Ru 類	約 5.1×10^{-1}	＜1
Ce 類	約 2.0×10^{-1}	＜1
La 類	約 1.6×10^{1}	2
合計	約 8.6×10^{2}	100

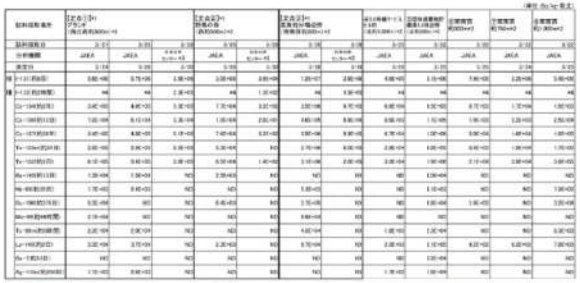
（注１）中央制御室入口地点における７日間積算線量
（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】
個別解析結果の相違

【大飯】
個別解析結果の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
	表 2-3-5　福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種  出典：東京電力ホールディングス(株)HP（http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html） 表 2-3-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合 （炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用） 核種グループ：停止時炉内内蔵量に対する原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合（事故発生から 168 時間後時点） 希ガス：約 9.6×10^{-1} CsI：約 1.3×10^{-6} TeO_2：約 2.4×10^{-7} SrO：約 9.5×10^{-8} MoO_2：約 1.2×10^{-8} CsOH：約 1.2×10^{-6} BaO：約 9.5×10^{-8} La_2O_3：約 9.5×10^{-10} CeO_2：約 2.4×10^{-9} Sb：約 2.4×10^{-7} Te_2：0※2 UO_2：0※2 Cs※1：約 1.2×10^{-6} ※1　CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考 1 を参照） ※2　本評価において「Te_2 グループ」及び「UO_2 グループ」の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであるため，NUREG-1465 の知見を用いた補正の対象外とした。		【女川】大飯実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
			【女川】大飯実績の反映

表 2-3-7 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器内への放出割合※1
Cs	0.25
TeO_2，Sb，Te_2	0.05
SrO，BaO	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2，UO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※1　NUREG-1465 の Table3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（NUREG-1465 では，「Gap Release」，「Early In-Vessel」，「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため，原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。）

表 2-3-8　NUREG-1465（抜粋）

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

大飯発電所３／４号炉

3．今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

本評価で用いたモデルでの被ばく評価の結果を第 7 表に示す。

第 7 表に示されたように、中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価において、大きく影響している被ばく経路は、室内作業時の「③外気から取り込まれた放射性物質による被ばく」及び入退域時の「④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」、「⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく」である。

第 7 表（1/2）　中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価
（大飯 3 号炉）（マスク着用ありの結果）

被ばく経路		7 日間の成人実効線量（mSv）*1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{-3}	－	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.0×10^{-2}	－	約 4.0×10^{-2}
	③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{0}	約 1.1×10^{0}	約 3.0×10^{0}
	小　計（①+②+③）	約 1.9×10^{0}	約 1.1×10^{0}	約 3.1×10^{0}
入退域時	④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{0}	－	約 2.7×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.4×10^{0}	約 7.3×10^{-2}	約 1.4×10^{0}
	小　計（④+⑤）	約 4.0×10^{0}	約 7.3×10^{-2}	約 4.1×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 6.0	約 1.2	約 7.2*2

*1　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

*2　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

第 7 表（2/2）　中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価
（大飯 4 号炉）（マスク着用ありの結果）

被ばく経路		7 日間の成人実効線量（mSv）*1		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合　計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{-3}	－	約 4.0×10^{-3}
	②大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10^{-2}	－	約 3.2×10^{-2}
	③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{0}	約 8.7×10^{-1}	約 2.3×10^{0}
	小　計（①+②+③）	約 1.5×10^{0}	約 8.7×10^{-1}	約 2.4×10^{0}
入退域時	④建屋の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{0}	－	約 1.2×10^{0}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-2}	約 7.6×10^{-1}
	小　計（④+⑤）	約 1.9×10^{0}	約 3.8×10^{-2}	約 1.9×10^{0}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 3.4	約 0.9	約 4.3*2

*1　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

*2　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

女川原子力発電所２号炉

参考 1

セシウムの放出割合の評価方法

1．セシウムの放出割合

（1）CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsI の初期重量[kg]＝ $M_I + M_I/W_I\times W_{Cs}$

CsI 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ $M_I/W_I\times W_{Cs}$

セシウム元素初期重量[kg]：M_{Cs}　　よう素元素初期重量[kg]：M_I

セシウム原子量[-]：W_{Cs}　　よう素原子量[-]：W_I

（2）CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]＝ M_{Cs}−CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]
＝ $M_{Cs}-M_I/W_I\times W_{Cs}$

（3）セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

セシウムの放出重量[kg]＝ $M_I/W_I\times W_{Cs}\times X + (M_{Cs} - M_I/W_I\times W_{Cs})\times Y$

X：CsI 放出割合（MAAP 解析により得られる）

Y：CsOH 放出割合（MAAP 解析により得られる）

（4）セシウムの放出割合

1．（3）で得られたセシウムの放出量から，セシウムの放出割合を評価

セシウムの放出割合 ＝ セシウムの放出量 / セシウム元素初期重量
＝ $M_I/W_I\times W_{Cs}/M_{Cs}\times X + (1 - M_I/W_I\times W_{Cs}/M_{Cs})\times Y$
＝ $Y + M_I/M_{Cs}\times W_{Cs}/W_I\ (X - Y)$

泊発電所３号炉

3. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

本評価で用いたモデルでの被ばく評価の結果を第 2-4-7 表に示す。第 2-4-7 表に示されたように，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において，大きく影響している被ばく経路は，室内作業時の「③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく」及び入退域時の「④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」，「⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく」である。

第 2-4-7 表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価
（マスク着用ありの結果）

被ばく経路		7 日間の実効線量（mSv）※1※2※3		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-2}	—	約 3.3×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.1×10^{-2}	—	約 2.1×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.7×10^{0}	約 6.2×10^{0}	約 7.9×10^{0}
	小計（①+②+③）	約 1.8×10^{0}	約 6.2×10^{0}	約 8.0×10^{0}
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^{1}	—	約 1.2×10^{1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 7.3×10^{-1}	約 3.0×10^{-2}	約 7.6×10^{-1}
	小計（④+⑤）	約 1.2×10^{1}	約 3.0×10^{-2}	約 1.2×10^{1}
合　計（①+②+③+④+⑤）		約 14	約 6.2	約 21※4

※1　中央制御室内でマスク（DF=50）の着用を考慮。1 日目は 6 時間当たり 18 分間，2 日以降は 6 時間当たり 1 時間外すものとして評価

※2　入退域時においてマスク（DF=50）の着用を考慮

※3　表における「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」以外の数値は，有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

※4　「実効線量の合計（①+②+③+④+⑤）」の数値は，有効数値 3 桁目を切り上げて 2 桁に丸めた値

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】記載表現の相違
・既出の表現に合わせた（59-補足-174）

【大飯】個別解析結果の相違

【大飯】設計の相違
・泊は単号炉運転を前提としている。

大飯発電所３／４号炉

この 3 つの被ばく経路に着目して、本評価で用いたモデルでの評価が MAAP 解析での評価と比較して、保守的であることを示す。

(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく

中央制御室内での被ばくに対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認するため、原子炉格納容器からの放出割合を比較することで整理する。

a.　今回の評価における原子炉格納容器内での挙動について

炉心損傷が起こり、放射性物質が原子炉格納容器から放出されるまでのイメージについては、本文資料「大飯 3 号炉及び 4 号炉原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」にて示すとおりである。

炉心に蓄積した核分裂生成物は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射能量は低減されながら、格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率にしたがって放出される。

b.　原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

第 3 表に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

c.　原子炉格納容器からの放出割合の比較について

本評価で用いたモデルでの原子炉格納容器からの放出割合と MAAP 解析での原子炉格納容器からの放出割合を第 8 表に示し、また、比較方法を第 9 表に示す。

第 8 表　原子炉格納容器内からの放出割合の比較*1

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 8.9×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 2.8×10^{-4}
Cs 類	約 2.2×10^{-4}	約 1.8×10^{-3}
Te 類	約 8.9×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.5×10^{-5}	約 6.0×10^{-7}
Ru 類	約 1.5×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}
Ce 類	約 1.6×10^{-6}	約 6.9×10^{-8}
La 類	約 1.5×10^{-6}	約 8.7×10^{-9}

*1　表における割合の数値は、詳細値を四捨五入し 2 桁に丸めた値

*2 Cs 類のように複数の化学形態(CsI、CsOH グループ)を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

第 8 表より、原子炉格納容器からの放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP 解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

この３つの被ばく経路に着目して，本評価で用いたモデルでの評価が MAAP 解析での評価と比較して，保守的であることを示す。

(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく

中央制御室内での被ばくに対して，本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認するため，原子炉格納容器からの放出割合を比較することで整理する。

a．今回の評価における原子炉格納容器内での挙動について

炉心損傷が起こり，放射性物質が原子炉格納容器から放出されるまでのイメージについては，「2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示すとおりである。

炉心に蓄積した核分裂生成物は，炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され，原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射能量は低減されながら，原子炉格納容器内に浮遊する。さらに，有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定された原子炉格納容器からの漏えい率に従って放出される。

b．原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

第 2-4-3 表に示すとおり，炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては，ほぼ同じであると考えられ，核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

c．原子炉格納容器からの放出割合の比較について

原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 1 とした場合の，本評価で用いたモデルでの原子炉格納容器からの放出割合と MAAP 解析での原子炉格納容器からの放出割合を第 2-4-8 表に示し，また，比較方法を第 2-4-9 表に示す。

第 2-4-8 表　原子炉格納容器からの放出割合の比較*1

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-3}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1　表における割合の数値は，有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

*2　Cs のように複数の化学形態（CsI，CsOH グループ）を有する核種については，Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

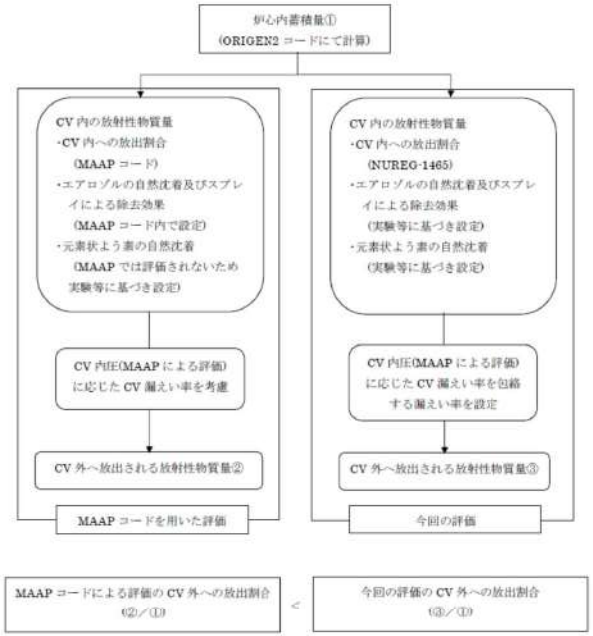
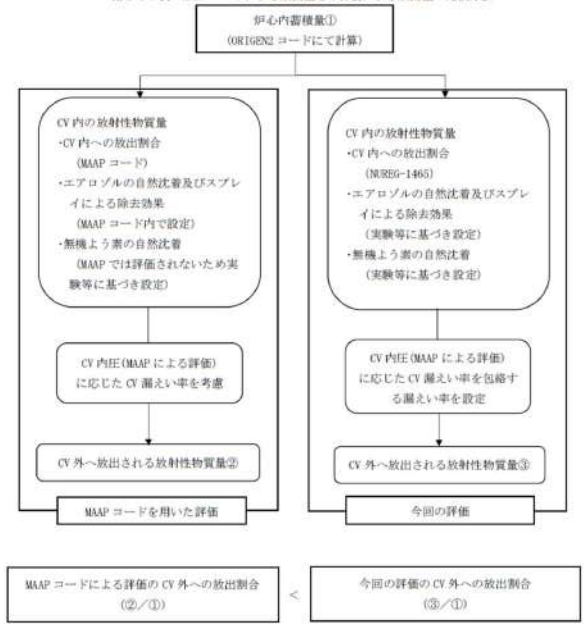
第 2-4-8 表より，原子炉格納容器からの放出割合については，本評価で用いたモデルでの評価のほうが，MAAP 解析での評価よりも大きな数値となっており，保守的な評価であることが確認できる。なお，原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においても，それぞれの核種グループに対して同等の除染効果が発生するため，検討結果に影響はない。

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】記載方針の相違
・泊では貫通部 DF が変更となった場合の影響について記載

【大飯】記載方針の相違
・泊では貫通部 DF が変更となった場合の影響について記載

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
第９表　MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法  		第 2-4-9 表　MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法  	【女川】大飯実績の反映
(2) 建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく 入退域時の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくに対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認する。 MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（１次遮蔽、２次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。 一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を１つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。 MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。		(2) 建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく 入退域時の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくに対して，本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認する。 MAAP 解析では，原子炉格納容器内を多区画に分割しており，原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより，遮蔽体としては，原子炉格納容器内の遮蔽構造物（１次遮へい，２次遮へい等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。 一方，本評価で用いたモデルでは，原子炉格納容器内を１つの区画としたモデルを設定し，原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し，上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また，遮蔽体としては，外部遮へいのみを考慮したモデルとしている。 MAAP 解析において，原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合，遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。	

大飯発電所３／４号炉

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第 10 表に示す。

第 10 表　原子炉格納容器内の線源強度における本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項　目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度(MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}

第 10 表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

(3) 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく

「(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」に同じ。

(1)、(2)及び(3)より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できることを確認した。

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源強度について，本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と，MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第 2-4-10 表に示す。

第 2-4-10 表　原子炉格納容器内の線源強度における本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項　目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度（MeV）	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}

第 2-4-10 表に示すとおり，本評価で用いたモデルでの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。さらに，本評価で用いたモデルの評価では，下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮へい以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

(3) 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく

「(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」に同じ。

(1)，(2)及び(3)より，本評価で用いたモデルでの評価は，MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できることを確認した。

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】個別解析結果の相違

大飯発電所３／４号炉

（別紙１）

第 1-1 表　ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 3.1　PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)[a]

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5)[1]	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE[3] (0.05)	0.63, 0.63, 0.63; 0.63, 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35, 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35, 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; [see 4] (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15, 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR[2]	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05, TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01, 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10, TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002, 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005, 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005, 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group[5])	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0, TR

[a] Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. Thus a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

[1] The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).
[2] TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.
[3] NE= No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
[4] Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.
[5] Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

（別紙1）

第 2-4-1-1 表　ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 3.1　PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)[a]

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5)[1]	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE[3] (0.05)	0.63, 0.63; 0.63; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35, 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; [see 4] (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15, 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR[2]	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05, TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025, 0.0025; 0.01, 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10, TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002, 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005, 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group[5])	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0, TR

[a] Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. Thus a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

[1] The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).
[2] TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.
[3] NE= No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
[4] Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.
[5] Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第 2-4-1-2 表　ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

Table 3.12　MOX Releases Into Containment[4]

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4, 0.4; 0.4, 0.4 (0.5)[1]	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR[2] (0.95)	0, 0.2; 0.3, 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35, 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10, 0.15; 0.15, 0.15, TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE[3], NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE, 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE, 0, 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE, 0
Pu, Zr	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE; NE, 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE, 0
Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE, 0.01	NE, NE, NE, 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE, 0
Lanthanides	NE, NE, NE, 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE, 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE, 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

[1] The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).
[2] TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.
[3] NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.
[4] The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

相違理由

【女川】大飯実績の反映

【大飯】記載方針の相違
・泊は添付2-1に示した通り，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について記載している。

大飯発電所３／４号炉

第1-2表　SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	**0.22** (0.5)	**4.5** (1.5)	**4.8** (2.0)	**143** (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr,Xe)	**0.017** (0.05)	**0.94** (0.95)	**0.011** (0)	**0.003** (0)
Halogens (Br,I)	**0.004** (0.05)	**0.37** (0.35)	**0.011** (0.25)	**0.21** (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	**0.003** (0.05)	**0.23** (0.25)	**0.02** (0.35)	**0.06** (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	**0.0006** (0)	**0.004** (0.02)	**0.003** (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	**0.004** (0)	**0.30** (0.05)	**0.003** (0.25)	**0.10** (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	**0.08** (0.0025)	**0.01** (0.0025)	**0.03** (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	**0.006** (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	**1.5x10^{-4}** (2x10^{-4})	**1.3x10-5** (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	**1.5x10^{-4}** (5x10^{-4})	**2.4x10^{-4}** (0.005)	-

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

第2-4-1-3表　SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	**0.22** (0.5)	**4.5** (1.5)	**4.8** (2.0)	**143** (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr,Xe)	**0.017** (0.05)	**0.94** (0.95)	**0.011** (0)	**0.003** (0)
Halogens (Br,I)	**0.004** (0.05)	**0.37** (0.35)	**0.011** (0.25)	**0.21** (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	**0.003** (0.05)	**0.23** (0.25)	**0.02** (0.35)	**0.06** (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	**0.0006** (0)	**0.004** (0.02)	**0.003** (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	**0.004** (0)	**0.30** (0.05)	**0.003** (0.25)	**0.10** (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	**0.08** (0.0025)	**0.01** (0.0025)	**0.03** (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	**0.006** (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	**1.5x10^{-4}** (2x10^{-4})	**1.3x10-5** (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	**1.5x10^{-4}** (5x10^{-4})	**2.4x10^{-4}** (0.005)	-

第2-4-1-4表　SAND2011-0128における格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	**0.36** (0.50)	**4.4** (1.3)	**6.5** (2.0)	**16** (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr,Xe)	**0.028** (0.050)	**0.86** (0.95)	**0.05** (0)	**0.026** (0)
Halogens (Br,I)	**0.028** (0.050)	**0.48** (0.35)	**0.06** (0.25)	**0.055** (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	**0.014** (0.050)	**0.44** (0.25)	**0.07** (0.35)	**0.025** (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	**0.0015** (0.020)	**0.008** (0.1)	**9x10^{-4}** (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	**0.014** (0)	**0.48** (0.05)	**0.04** (0.25)	**0.055** (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	**0.27** (0.0025)	[0.0025]	**0.024** (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	**0.005** (0.0025)	[0.0025]	**3 x10^{-4}** (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	**1.1 x10^{-3}** (0.0002)	**3 x10^{-5}** (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	**1.0 x10^{-3}** (0.0005)	**5 x10^{-4}** (0.005)	-

相違理由

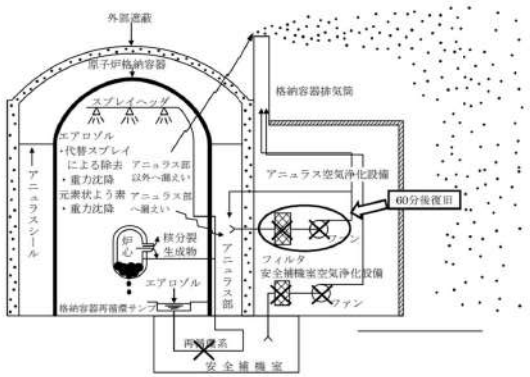
【女川】大飯実績の反映

【大飯】記載方針の相違
・泊は添付2-1に示した通り，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について記載している。

大飯発電所３／４号炉

【伊方３号炉まとめ資料（平成25年９月規制庁公開版）「補足７．本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について」より抜粋】

炉心損傷が起こり、放射性物質が原子炉格納容器から放出されるまでのイメージを第1図に、大気中への放出量算定の概略を第2図に、解析のクロノロジを第3図に示す。



第１図　評価イメージ

第2図に示す過程にしたがい、炉心に蓄積した核分裂生成物は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射能量は低減されながら、格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率に余裕を見込んだ値にしたがって放出される。主要解析条件については、補足説明資料６に示すとおりである。

女川原子力発電所２号炉

2-4 放射性物質の大気放出過程について

原子炉格納容器からサプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質は，原子炉格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。

また，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋原子炉棟から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を経由して，又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式※1 を以下に示す。また，放射性物質の大気放出過程を図2-4-1 から図2-4-4 に示し，大気中への放出トレンドを図2-4-5 から図2-4-7 に示す。

※1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

1．原子炉格納容器からサプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{PCV\to 大気}(t) = q_{PCV\to FCVS}(t) \times \frac{1}{DF}$$

$q_{PCV\to 大気}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合[1/s]
$q_{PCV\to FCVS}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの流入割合[1/s]
（原子炉格納容器からサプレッションチェンバの排気ライン）
DF　：原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数[-]※1

※1 除去係数は添付資料２ 2-1 を参照

2．原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質

①事故発生から原子炉建屋原子炉棟の負圧達成まで（事故発生70分後※1 まで）

$$q_{R/B\to 大気}(t) = q_{PCV\to R/B}(t) \qquad (t < T_1)^{※2}$$

$q_{R/B\to 大気}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの
原子炉建屋原子炉棟からの大気中への放出割合[1/s]
$q_{PCV\to R/B}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの
原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合[1/s]
T_1　：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間（事故発生 70 分後）[s]

※1 SGTS 起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定（添付資料２ 2-6 を参照）
※2 この期間では原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成されていないことから，放射性物質は原子炉建屋原子炉棟から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては，原子炉建屋原子炉棟の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

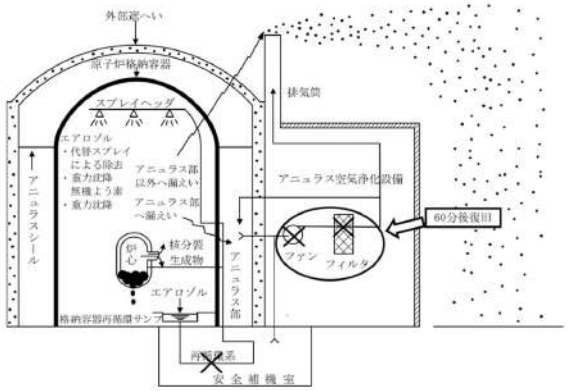
泊発電所３号炉

2-5　放射性物質の大気放出過程について

1. 大気中への放出放射能量評価の概略について

評価イメージを第 2-5-1 図に，大気中への放出量算定の概略を第 2-5-2 図に，解析のクロノロジを第 2-5-3 図に示す。

また，放射性物質の大気放出過程を第 2-5-4 図から第 2-5-7 図に示す。



第 2-5-1 図　評価イメージ

第 2-5-2 図に示す過程にしたがって，大気中への放出放射能量を算出する。炉心に蓄積した核分裂生成物は，炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され，原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射能量は低減されながら，格納容器内に浮遊する。さらに，有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率に従って漏えいし，アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して，各核種の放出放射能量の総量を算出する。なお，原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は 10）を考慮する。

相違理由

【女川】型式の相違
・本資料は女川実績の反映として作成したが，評価手法について述べている箇所は伊方３号の資料を踏まえ作成しているため，伊方３号炉のまとめ資料を掲載し比較する。

【伊方】資料構成の相違
・泊は女川実績の反映として放射性物質の大気放出過程について記載している資料であるため，章立てが異なる。また，大気放出過程についても図で示している。

【伊方】資料構成の相違
・泊は女川実績の反映として放射性物質の大気放出過程について記載している資料であるため，アニュラスの考慮した放出放射能量まで記載している。

【伊方】女川実績反映
・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果は女川実績を反映し，最確条件となるよう 10 として評価した。

大飯発電所３／４号炉

各核種の炉心内蓄積量の算定

↓

NUREG-1465 に基づく、炉心から原子炉格納容器に放出される割合の決定

↓

原子炉格納容器内での低減効果の算定

・原子炉格納容器内での重力沈降によるエアロゾルの自然沈着速度の算出（NUPEC）

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g}$$

・原子炉格納容器内での元素状よう素の自然沈着速度の算出（NUPEC）

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

・原子炉格納容器内のスプレイ領域での代替格納容器スプレイによるエアロゾル除去速度の算出（SRP6.5.2）

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

↓

原子炉格納容器からの漏えい率の決定

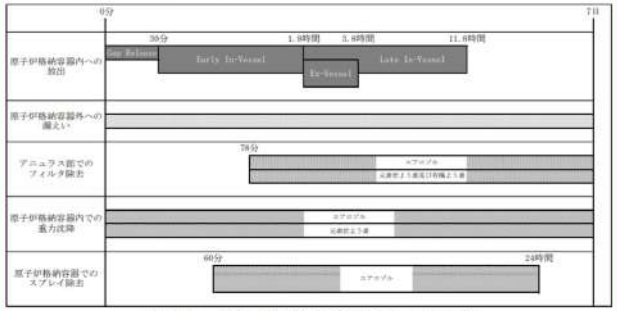
・MAAP 解析値に基づく漏えい率を包絡する値を設定（0.16%／日）

↓

原子炉格納容器からの放出割合の算定

第２図　原子炉格納容器からの放出割合算定の概略フロー

第3図は、放出放射能量評価のクロノロジを示し、図に記載の時間は、その効果を考慮する時間である。



第３図　放出放射能量評価のクロノロジ

女川原子力発電所２号炉

②原子炉建屋原子炉棟負圧達成後
（事故発生70 分後から168 時間後（評価期間（7 日間）中でSGTS は停止しないことを想定）

$$q_{R/B\to大気}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \qquad (t < T_1)\ ※1$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV\to R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)\ ※2 = \int_0^{T_1} q_{PCV\to R/B}(t)dt$$

$q_{R/B\to大気}(t)$　：時刻 tにおける単位時間当たりの原子炉建屋原子炉棟から大気中への放出割合[1/s]
$q_{PCV\to R/B}(t)$　：時刻 tにおける単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい割合[1/s]
$Q_{R/B}(t)$　：時刻 tにおける原子炉建屋原子炉棟内での存在割合[-]
λ　：原子炉建屋原子炉棟の換気率[1/s]（原子炉建屋原子炉棟の設計気密度を基に設定※3）
T_1　：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間（事故発生 70 分後）[s]

※1 この期間では原子炉建屋原子炉棟の負圧が維持されているため，放射性物質は原子炉建屋原子炉棟から大気中に直接放出されず，SGTS を経由して大気中へ放出される。
※2 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時間（T_1）における，停止時原内内蔵量に対する原子炉建屋原子炉棟内での存在割合は，保守的に時刻 T_1までに原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋原子炉棟内に存在するものとして評価した。
※3 原子炉建屋原子炉棟の換気率は，SGTS を用いる場合の原子炉建屋原子炉棟の設計換気率（0.5 回/日）を採用している。

泊発電所３号炉

各核種の炉心内蓄積量の算定

↓

NUREG-1465 に基づく，炉心から原子炉格納容器に放出される割合の決定

↓

原子炉格納容器内での低減効果の算定

・原子炉格納容器内での重力沈降によるエアロゾルの自然沈着速度の算出（NUPEC）

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g}$$

・原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着速度の算出（NUPEC）

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

・原子炉格納容器内のスプレイ領域での代替格納容器スプレイによるエアロゾル除去速度の算出（SRP6.5.2）

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

↓

原子炉格納容器からの漏えい率の決定

・MAAP 解析値に基づく漏えい率を包絡する値を設定（0.16%/day）

↓

原子炉格納容器からの漏えい割合の算定

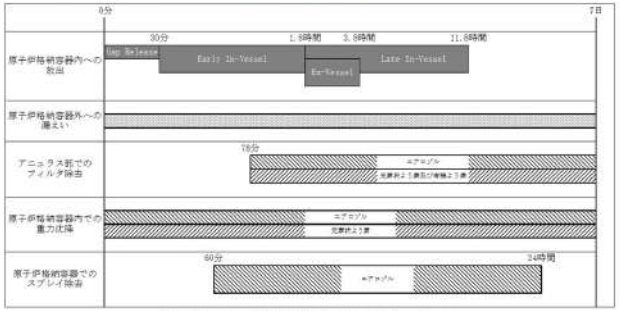
（エアロゾル粒子に対して除染係数 10 を考慮）

↓

アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率等を考慮した環境への放出量（７日間）の算出

第 2-5-2 図　大気中への放出放射能量算定の概略フロー

第 2-5-3 図は，放出放射能量評価のクロノロジを示し，図に記載の時間は，その効果を考慮する時間である。



第 2-5-3 図　放出放射能量評価のクロノロジ

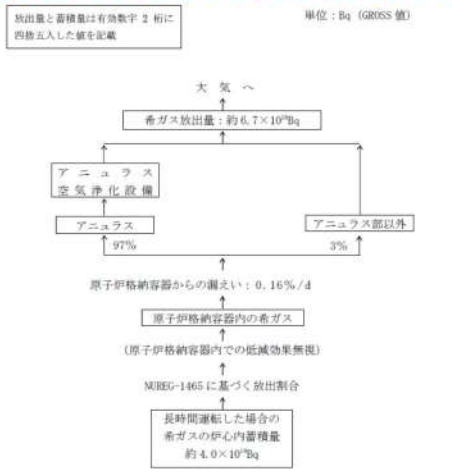
相違理由

【伊方】女川実績反映
・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果は女川実績を反映し，最確条件となるよう 10 として評価した。

【伊方】記載内容の相違
・泊は女川実績の反映として放射性物質の大気放出過程について記載している資料であるため，アニュラスの考慮した放出放射能量まで記載している。

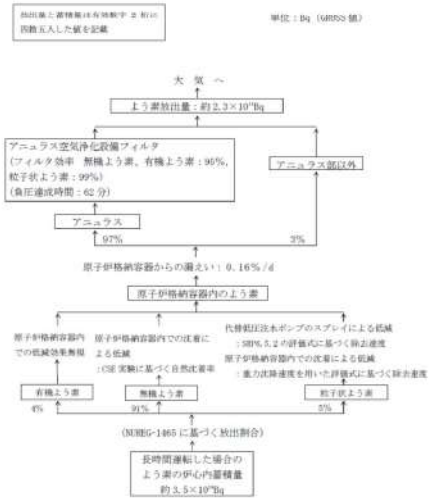
大飯発電所３／４号炉

【再掲】



第１－１図　希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間(62 分)までは直接大気に放出するとして評価



第１－２図　よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間(62 分)までは直接大気に放出するとして評価

女川原子力発電所２号炉

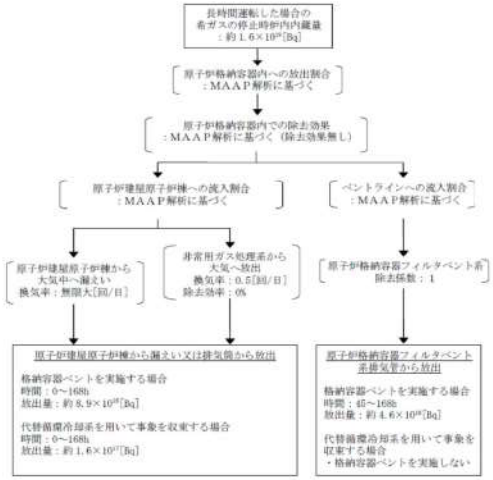


図 2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

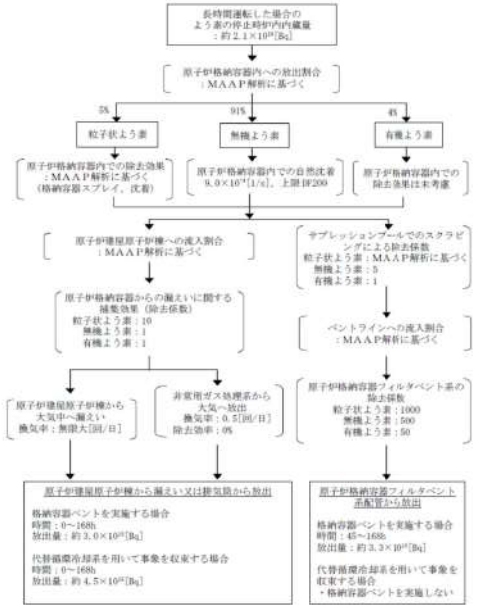
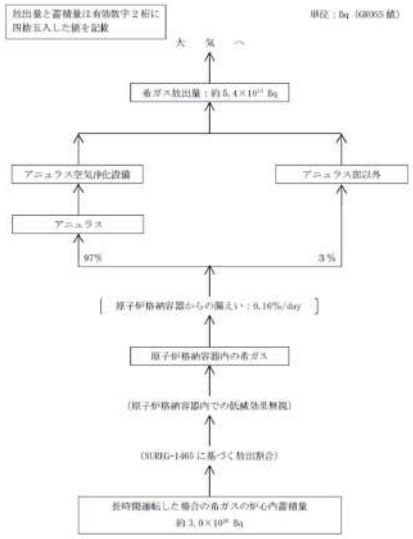


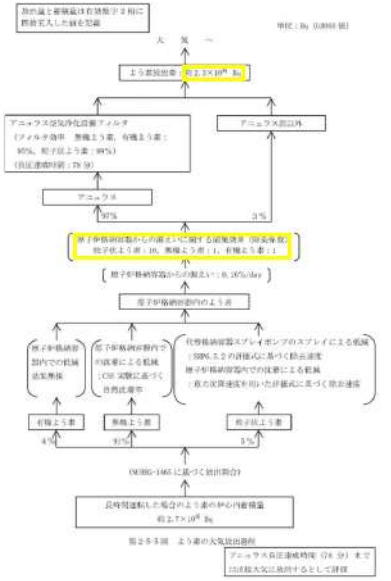
図 2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

泊発電所３号炉



第 2-5-4 図　希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間（78 分）までは直接大気に放出するとして評価



第 2-5-5 図　よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間（78 分）までは直接大気に放出するとして評価

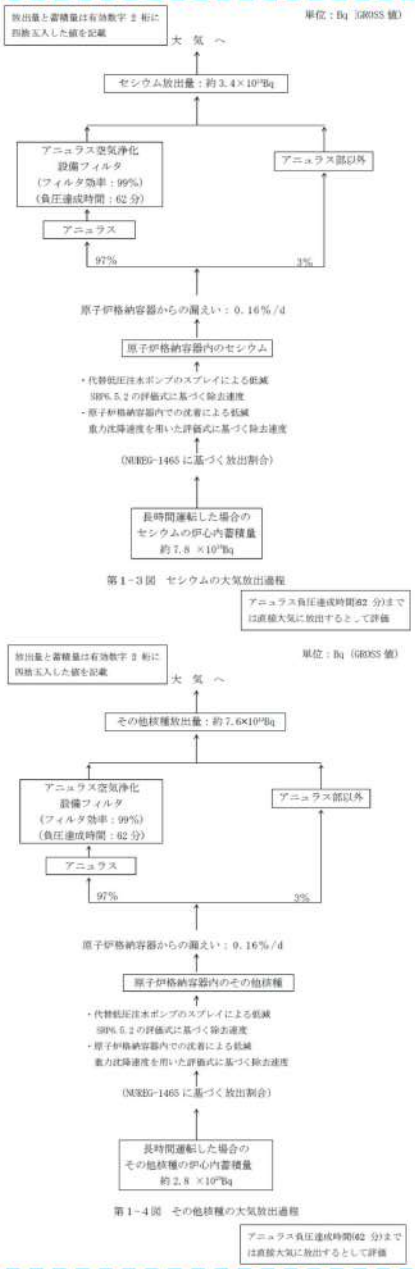
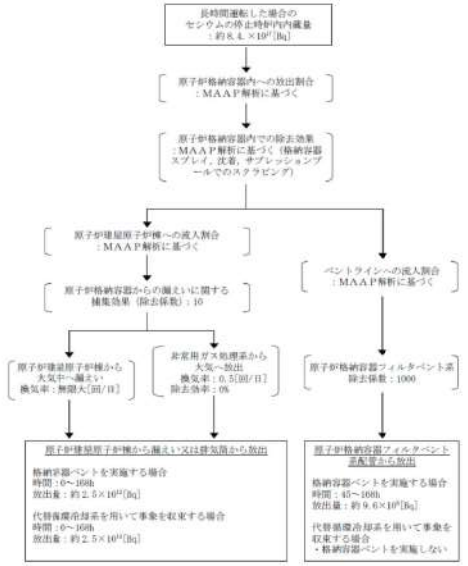
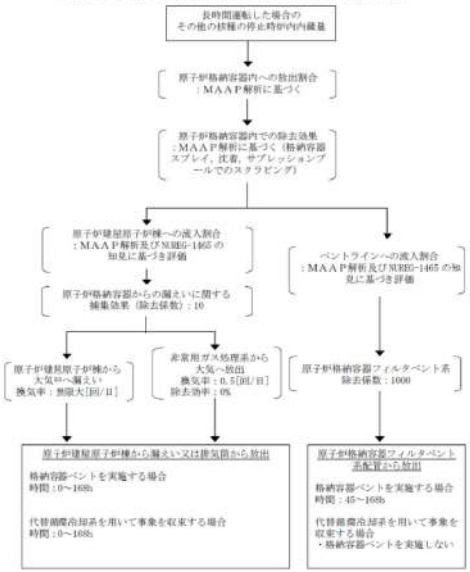
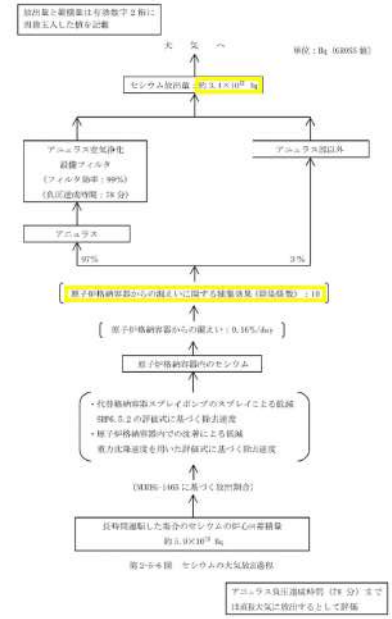
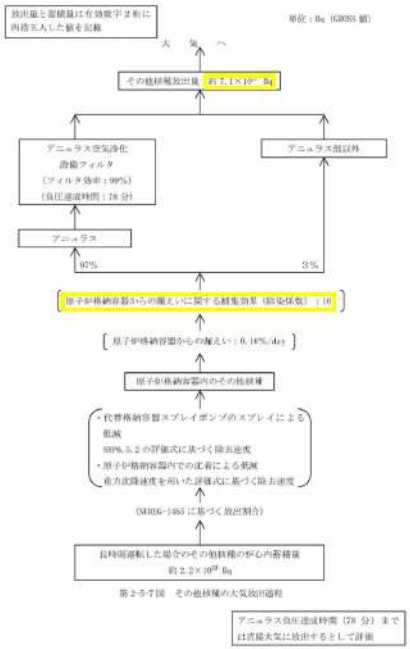
相違理由

【女川】型式の相違

【大飯】
記載箇所の相違
女川実績の反映
（泊資料2-5にて比較）

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
【再掲】  	 図2-4-3 炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程  図2-4-4 炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程	 第2-5-6図　セシウムの大気放出過程 アニュラス負圧達成時間（78 分）までは直接大気に放出するとして評価  第2-5-7図　その他核種の大気放出過程 アニュラス負圧達成時間（78 分）までは直接大気に放出するとして評価	型式の相違 【大飯】 記載箇所の相違 女川実績の反映 （泊資料2-5にて比較）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由

【再掲】

添付 1-2-11

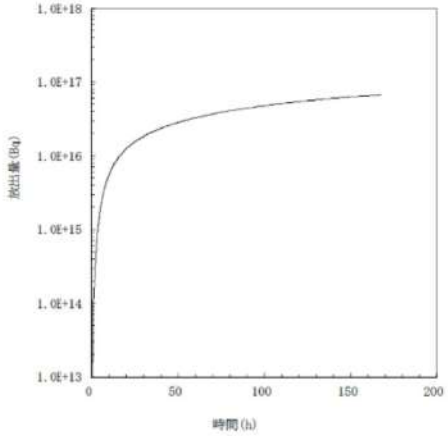


図１－１　希ガス積算放出放射能量（GROSS 値）の推移（７日間（168 時間））

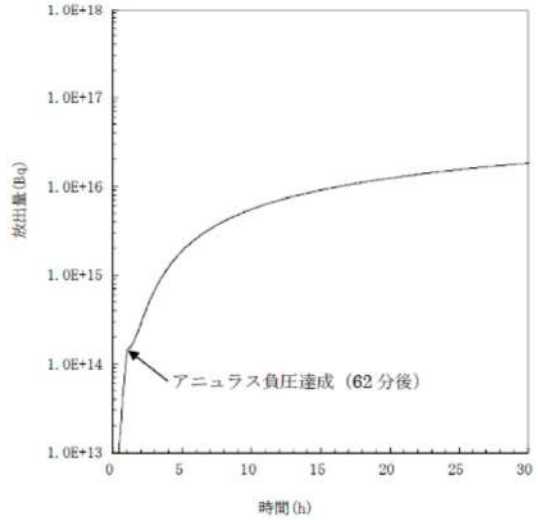


図１－２　希ガス積算放出放射能量（GROSS 値）の推移（30 時間）

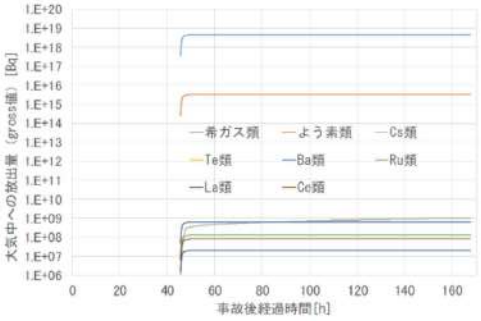


図 2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

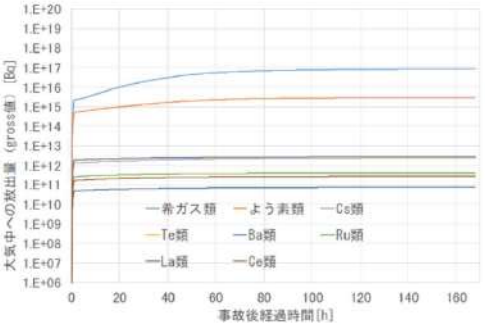


図 2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋原子炉棟経由の放出トレンド

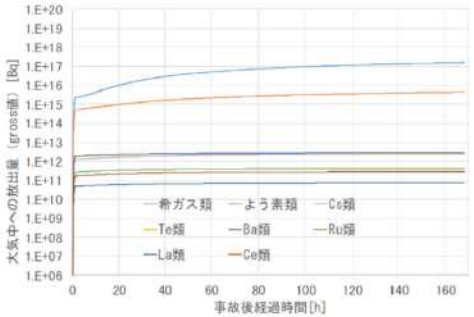
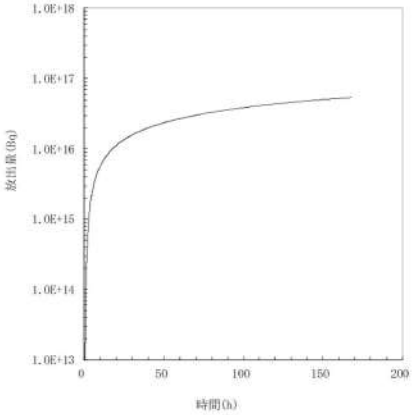


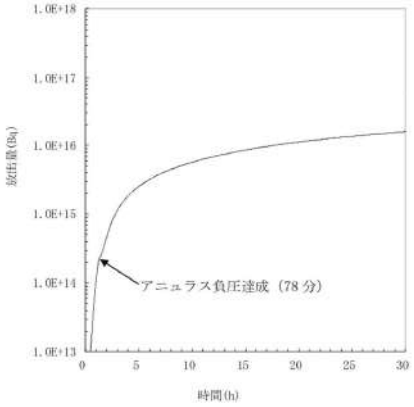
図 2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建屋原子炉棟経由の放出トレンド

2. 大気中への放出放射能量の推移

大気中への放出放射能量の推移グラフを第 2-5-8 図～第 2-5-13 図に示す。



第 2-5-8 図　希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移（７日間(168 時間)）



第 2-5-9 図　希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移（30 時間）

【女川】型式の相違
【女川】記載方針の相違
女川は核種グループの放出量を１つの図にまとめており，泊は希ガス，よう素，セシウムに分けまとめている。

【大飯】
・評価条件による相違はあるが概ね同等の内容

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由

【再掲】

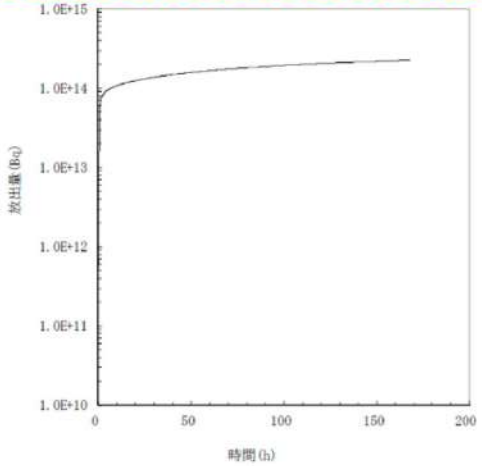


図２－１　よう素積算放出放射能量（GROSS 値）の推移（７日間（168 時間））

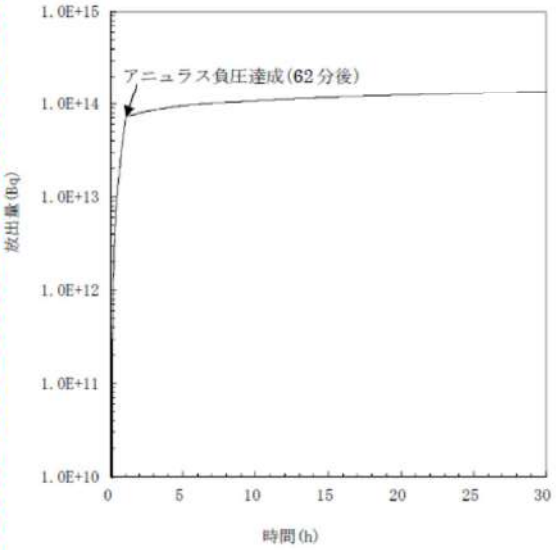
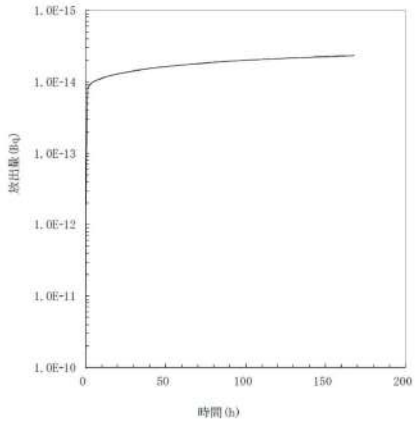
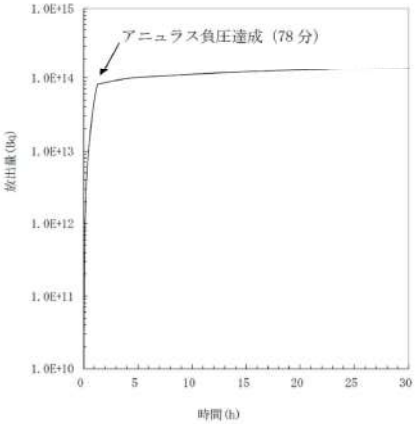


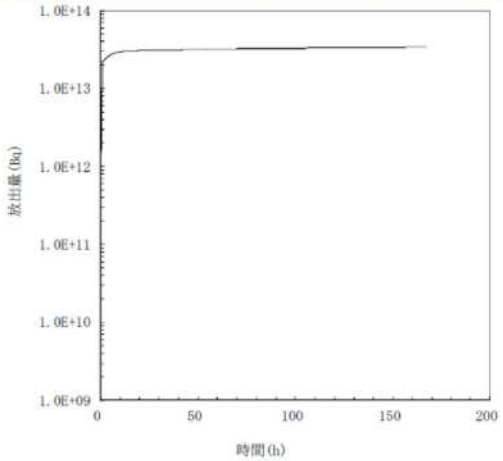
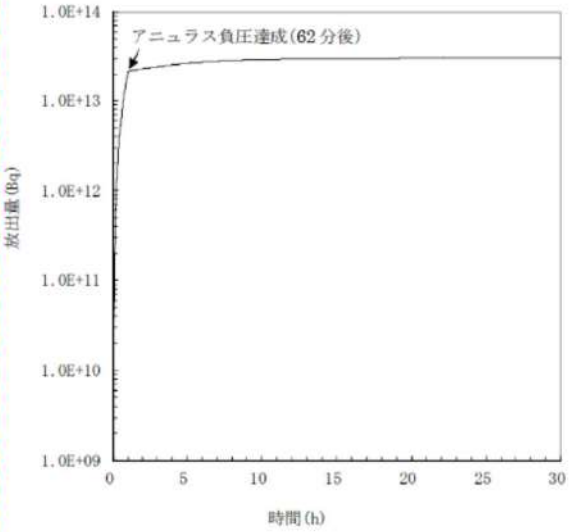
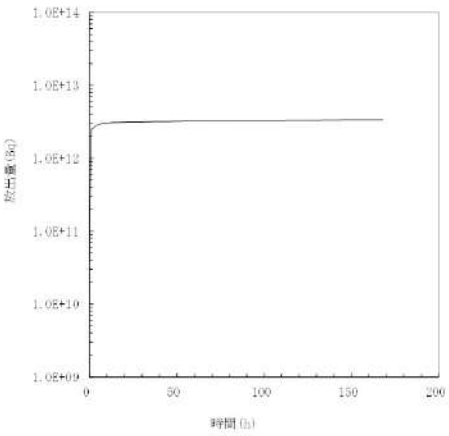
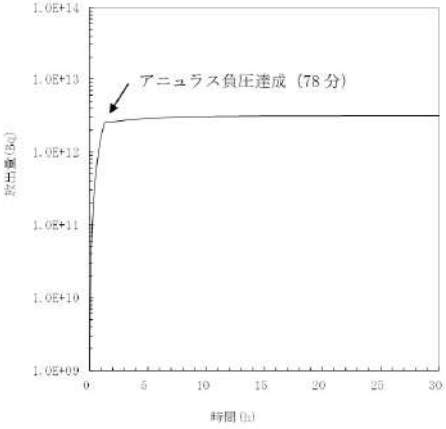
図２－２　よう素積算放出放射能量（GROSS 値）の推移（30 時間）



第 2-5-10 図　よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移（７日間(168 時間)）



第 2-5-11 図　よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移（30 時間）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
【再掲】  図３－１　セシウム積算放出放射能量（GROSS 値）の推移（７日間（168 時間））  図３－１　セシウム積算放出放射能量（GROSS 値）の推移（30 時間）		 第 2-5-12 図　セシウム積算放出放射能量(GROSS 値)の推移（７日間(168 時間)）  第2-5-13図　セシウム積算放出放射能量(GROSS値)の推移（30時間）	

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
添付 1-2-4 よう素の化学形態の設定について 重大事故時の居住性に係る被ばく評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”で示されたよう素の存在割合を用いている。 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。（放出全よう素のうち元素状よう素は５％を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の３％（0.15％）を超えない（95％が粒子状））。 本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。 NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH<7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 ”Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。 pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I^- となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。		2-6　よう素の化学形態の設定について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，よう素の化学形態に対する存在割合として R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”で示されたよう素の存在割合を用いている。 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが，原子炉格納容器内の液相の pH が７以上の場合とされている。（放出全よう素のうち無機よう素は５％を超えないこと，有機よう素は無機よう素の３％（0.15%）を超えない（95%が粒子状））。 本評価で想定するシーケンスのように，既設の格納容器スプレイの喪失も想定し，pH 調整がされない可能性がある場合には，無機よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり，無機よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。無機よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し，有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから，原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ，本評価ではよう素の化学形態ごとの存在割合の設定について以下のとおり検討，設定した。 NUREG-1465 では，よう素の化学形態ごとの存在割合に関して pH＜７の場合での直接的な値の記述はないが，よう素の化学形態ごとの設定に関して，NUREG/CR-5732 ”Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”を引用している。NUREG/CR-5732 では，pH とよう素の存在割合に係る知見として，pH の低下に伴って無機よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに，pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて，重大事故時のよう素化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。 pH 調整がなされている場合の結果を第 2-6-1 表，pH 調整がなされない場合の結果を第 2-6-2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では，pH が調整されている場合は，ほぼ全量が I^- となって粒子状よう素になるのに対して，pH が調整されていない場合には，ほぼ全量が無機よう素となる。また，有機よう素についても，非常に小さい割合であるが，pH 調整されている場合よりも，pH 調整されていない場合のほうが，より多くなる結果が示されている。	【女川】 大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉

第１表　重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
（NUREG/CR-5732、Table 3.6）

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I_2 (g)	I_2 (l)	I⁻ (l)	CH_3I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第２表　重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
（NUREG/CR-5732、Table 3.7）

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I_2 (g)	I_2 (l)	I⁻ (l)	CH_3I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果によう素の存在割合が近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第３表参照）を用いることとした。

第３表 NUREG-1465 と R.G.1.195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R.G.1.195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

第 2-6-1 表　重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
（NUREG/CR-5732, Table 3.6）

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I_2 (g)	I_2 (l)	I⁻ (l)	CH_3I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第 2-6-2 表　重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
（NUREG/CR-5732, Table 3.7）

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I_2 (g)	I_2 (l)	I⁻ (l)	CH_3I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように，炉心の著しい損傷が発生した場合の環境条件を考慮した今回の評価の場合には，NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果によう素の存在割合が近いこと，被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること，といった観点から考察し，R.G.1.195 のよう素の化学形態ごとの存在割合（第 2-6-3 表参照）を用いることとした。

第 2-6-3 表 NUREG-1465 と R.G.1.195 におけるよう素の化学形態ごとの存在割合の比較

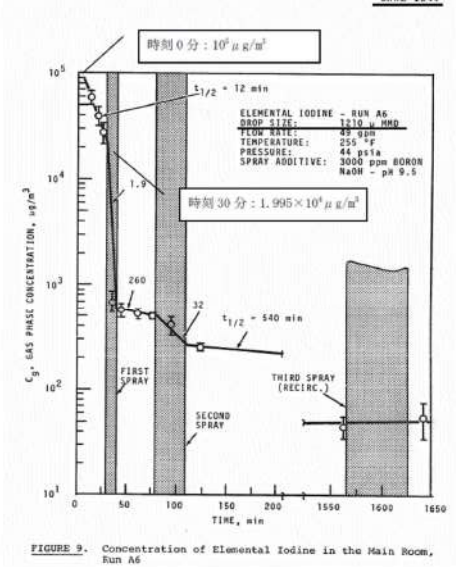
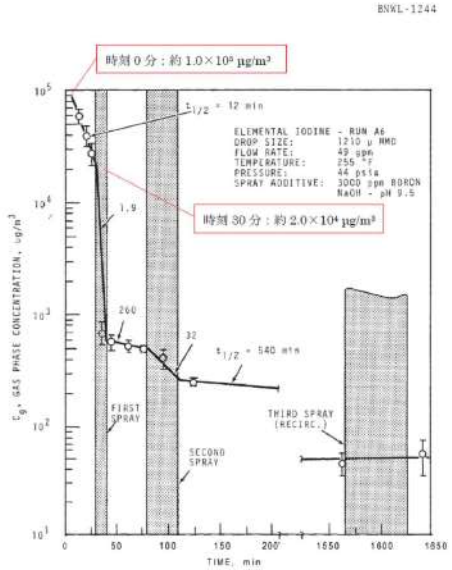
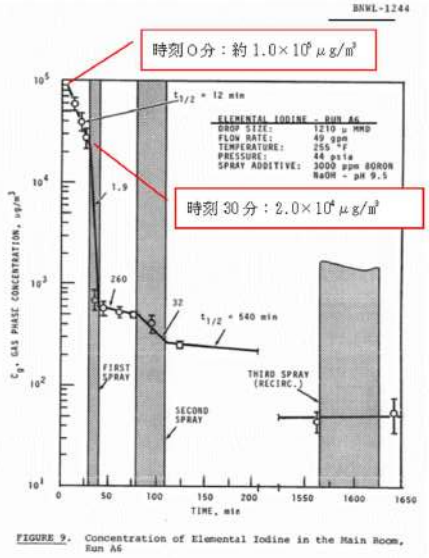
	NUREG-1465	R.G.1.195
無機よう素	4.85%	91%
有機よう素	0.15%	4%
粒子状よう素	95%	5%

相違理由

【女川】
大飯審査実績の反映

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
添付 1-2-5 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について 重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成 9 年度 NUREG－1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。数値の算出に関する概要を以下に示す。 原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。 $\frac{d\rho}{dt}=-\lambda_d\rho$ ρ ：原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度（$\mu g/m^3$） λ_d ：自然沈着率（1/s） これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。 $\lambda_d=-\frac{1}{t_1-t_0}\log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments”の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5\mu g/m^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995\times10^4\mu g/m^3$ となる。」それを上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4}（1/s）を算出している。 これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が 1/200 になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。 今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素が DF(除染係数)=200 に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から 11.8 時間）となる。 原子炉格納容器に浮遊している放射性物質量が放出された放射性物質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。 よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。	2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着率については，財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において，CSE A6実験に基づく値が示されている。自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。 原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は，無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。 $\frac{d_i\rho(t)}{dt}=-\lambda_d\cdot\rho(t)$ $\rho(t)$ ：時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度[$\mu g/m^3$] λ_d ：自然沈着率[1/s] これを解くことで，自然沈着率は，時刻t_0，t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。 $\lambda_d=-\frac{1}{t_1-t_0}\cdot log\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$ NUPEC報告書では，Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”の記載（CSE A6実験）より，「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では，時刻0分で濃度$10^5\mu g/m^3$ であったものが，時刻30分で$1.995\times10^4\mu g/m^3$となる。」として，時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率9.0×10^{-4}[1/s]を算出している。 これは事故初期のよう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお，米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の無機よう素が1/200になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。 CSE A6実験等から，原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が，放出された放射性物質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり，原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。 そこで，原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては，自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率（9.0×10^{-4}[1/s]）を代表として適用し，また，自然沈着による上限DF（除去効率）を200とした。	2-7 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着率については，財団法人 原子力発電技術機構（以下，「NUPEC」という。）による検討「平成９年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において，CSE A6 実験に基づく値が示されている。自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。 原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は，無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。 $\frac{d\rho(t)}{dt}=-\lambda_d\rho(t)$ $\rho(t)$ ：原子炉格納容器内における無機よう素の濃度（$\mu g/m^3$） λ_d ：自然沈着率（1/s） これを解くことで，自然沈着率は，時刻t_0，t_1での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。 $\lambda_d=-\frac{1}{t_1-t_0}log\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$ NUPEC 報告書では，Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”の記載（CSE A6 実験）より，「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では，時刻０分で濃度 $10^5\mu g/m^3$ であったものが，時刻 30 分で 1.995×$10^4\mu g/m^3$ となる。」として，時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4}[1/s]を算出している。 これは事故初期のよう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお，米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。 今回の事故シーケンスの場合，無機よう素が DF(除染係数)=200 に到達する時期は，「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から 11.8 時間）となる。 CSE A6 実験等から，原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が，放出された放射性物質量の数 100 分の１程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり，原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。	記載方針の相違 ・DF=200 となる時刻について記載している。

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL- 1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。 この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu g/m^3$ となっており、大飯３，４号機の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。 参考： BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report" 注：本実験では、スプレイ添加物としてアルカリ（NaOH）が用いられているが、沈着速度算出にはスプレイが降る前の濃度の値を用いているため、スプレイ添加物の影響を受けない。  FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6	CSE A6 実験の詳細は前述のNuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として，BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化を図2-5-1 に示す。 なお，CSE A6 実験における無機よう素の初期濃度は $1 \times 10^5 \mu g/m^3$ となっており，女川2 号炉において原子炉格納容器気相部に放出される無機よう素の濃度も同じ10^5オーダーとなっている。  FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6 図 2-5-1　原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化 出典：BNWL-1244, "Removal of Iodine and PARTICLES from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"	CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として，BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化を第 2-7-1 図に示す。 なお，CSE A6 実験における無機よう素の初期濃度は $1 \times 10^5 \mu g/m^3$ となっており，泊発電所３号炉において原子炉格納容器気相部に放出される無機よう素の濃度も同じ 10^5 オーダーとなっている。  FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6 第 2-7-1 図　原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化 出展：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report" 注：本実験では，スプレイ添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが，沈着速度算出にはスプレイが降る前の濃度の値を用いているため，スプレイ添加物の影響を受けない。	

泊発電所３号炉　ＳＡ基準適合性　比較表

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（補足説明資料）

大飯発電所３／４号炉

（添付）

CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と大飯３，４号機の比較について第 1 表にまとめる。

また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による格納容器内壁等への濡れはない。これは、格納容器内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 1 表　CSE 実験条件と大飯３，４号機の比較

	CSE 実験の Run No.			大飯 3,4 号機 解析結果
	A-6[1][2]	A-5[3]	A-11[3]	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.43*2
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 144*3
スプレイ	間欠的に有り*1	なし	なし	あり（元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮）

(1)R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971
(2)R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheries by sprays", BNWL-1244
(3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457

＊1：自然沈着速度の算出には第１回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。
＊2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値
＊3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

女川原子力発電所２号炉

（参考）

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」における MAAP 解析結果による原子炉格納容器内の条件を表1 で比較する。また，CSE 実験の試験体系を図1 に示す。

なお，NUPEC 報告書においては，スプレイが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており，実験条件は女川原子力発電所2号炉の事故シーケンスに対するMAAP 解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表 1　CSE 実験条件と女川２号炉の条件の比較

	CSE 実験の Run No.			女川２号炉
	A-6[1][2]	A-5[3]	A-11[3]	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	蒸気＋窒素（＋水素）
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.31[2]
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 170[2]
スプレイ	間欠[1]	なし	なし	あり（無機よう素は自然沈着のみ考慮）

(1) R. K. Hilliard, A. K. Postma, J. D. McCormack and L. F. Coleman, "Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment", Nucl. Technol., Vol. 10, 499-519, 1971
(2) R. K. Hilliard, L. F. Coleman, C. E. Linderoth, J. D. McCormack and A. K. Postma, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays- Containment System Experiment Interim Report", BNWL-1244, 1970
(3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, "Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment", BNWL-1457, 1970
[1] 自然沈着速度の算出には１回目のスプレイが使用される前の原子炉格納容器内の濃度を用いている。
[2] 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」において，炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

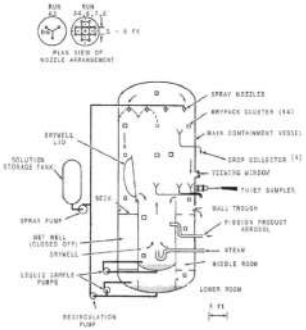


FIGURE 2. Schematic Diagram of Containment Arrangement Used in CSE Spray Tests

試験体系
容積：750m³，直径：7.6m，高さ：20m
(MAIN ROOM (DRY WELL を含むデッキ上方)：約 600m³，MIDDLE ROOM：約 60m³，LOWER ROOM：約 100m³)

図 1 CSE 実験の試験体系（スプレイ実施時）

泊発電所３号炉

（参考 1）

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における MAAP 解析結果による原子炉格納容器内の条件を第 1 表で比較する。また，CSE 実験の試験体系を第 1 図に示す。

なお，NUPEC 報告書においては，スプレイが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており，実験条件は泊発電所３号炉の事故シーケンスに対する MAAP 解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

第 1 表　CSE 実験条件と泊発電所３号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所３号炉 解析結果
	A-6[1][2]	A-5[3]	A-11[3]	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335*2
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 138*3
スプレイ	間欠*1	なし	なし	あり（無機よう素は自然沈着のみ考慮）

(1)R. K. Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971
(2)R. K. Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheries by sprays", BNWL-1244, 1970
(3)R. K. Hilliard and L. F. Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457, 1970

*1：自然沈着速度の算出には１回目のスプレイが使用される前の原子炉格納容器内の濃度を用いている。
*2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値
*3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

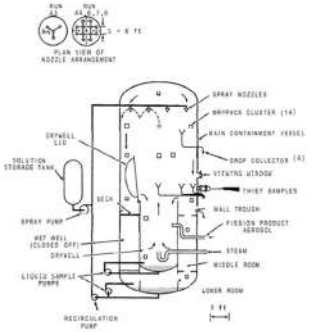


FIGURE 2. Schematic Diagram of Containment Arrangement Used in CSE Spray Tests

試験体系
容積：750m³，直径：7.6m，高さ：20m
(MAIN ROOM (DRY WELL を含むデッキ上方)：約 600m³，MIDDLE ROOM：約 60m³，LOWER ROOM：約 100m³)

第 1 図　CSE 実験の試験体系（スプレイ実施時）

相違理由
型式の相違
評価条件による相違

大飯発電所３／４号炉

自然沈着のみのケース（A-5,A-11）の容器内気相部濃度を以下に示す。

初期の沈着については、スプレイあり（A-6）の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後に沈着が緩やかになること（カットオフ）が認められる。

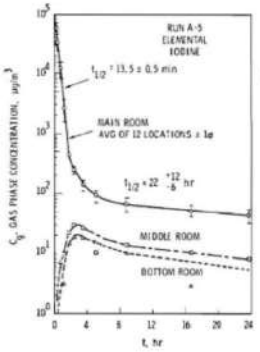


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

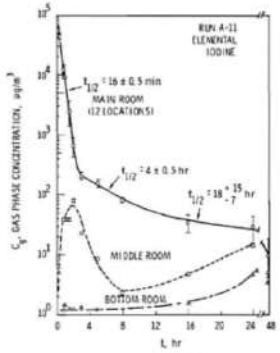


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第２表　CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6[2]	A-5[3]	A-11[3]
初期	12 分	13.5 分	16 分
カットオフ後（ノミナル値）	540 分（9 時間）*4	22 時間	18 時間
カットオフ後（誤差込）	――（記載なし）	34 時間	33 時間

＊4：スプレイが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第 3 表に、結果を第 4 表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度は格納容器外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第３表　感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期（初期）	12 分（沈着速度 9E-4 s^{-1}）	同左
等価半減期（カットオフ DF=200 後）	同上	40 時間（A-5 実験結果の 34 時間（誤差込み）に余裕を見た値）

第４表　感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の格納容器外への放出割合（炉心インベントリ比）	3.6E-4 (1.00) ※	3.7E-4 (1.03) ※

※　カッコ内はベース条件に対する割合

女川原子力発電所２号炉

CSE 実験でスプレイを使用しないA-5 及びA-11 における無機よう素の原子炉格納容器気相部濃度の時間変化を図2 に示す。

初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については，A-6 の場合と大きな差は認められず，初期濃度より数100 分の1 以上低下した後，沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

BNWL-1457

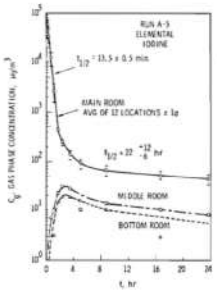


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

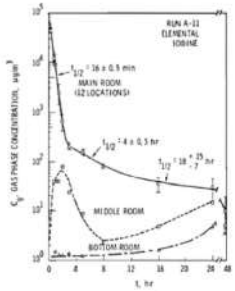


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

図２ CSE A-5 及びA-11 実験による無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

泊発電所３号炉

CSE 実験でスプレイを使用しないA-5 及びA-11 における無機よう素の原子炉格納容器気相部濃度の時間変化を第２図に示す。

初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については，A-6 の場合と大きな差は認められず，初期濃度より数 100 分の１以上低下した後，沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

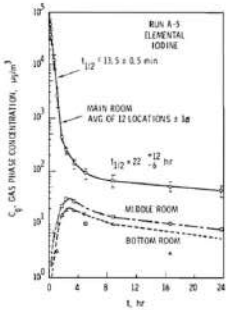


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

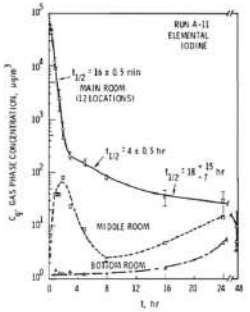


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第２図　CSE A-5 及びA-11 実験による無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

第２表　CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6[1]	A-5[2]	A-11[2]
初期	12 分	13.5 分	16 分
カットオフ後（ノミナル値）	540 分（9 時間）*1	22 時間	18 時間
カットオフ後（誤差込）	――（記載なし）	34 時間	33 時間

*1：スプレイが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として，感度解析を実施した。条件を第３表に，結果を第４表に示す。

これより，カットオフ後の沈着速度は原子炉格納容器外への無機よう素の放出割合に対して影響が小さいため，現行の評価条件は妥当と考える。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 1 とした場合の結果であるが，原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においても，同様な傾向となる。

第３表　感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期（初期）	12 分（沈着速度 9E-4 s^{-1}）	同左
等価半減期（カットオフ DF=200 後）	同上	40 時間（A-5 実験結果の 34 時間（誤差込み）に余裕を見た値）

第４表　感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の原子炉格納容器外への放出割合（炉心インベントリ比）	3.6E-4 (1.00) ※	3.7E-4 (1.03) ※

※　カッコ内はベース条件に対する割合

相違理由

【女川】
記載の方針の相違
・大飯実績の反映（大飯と比較）
・泊は等価半減期を表に記載

【大飯】記載内容の相違
・泊は原子炉格納容器の DF が変わった場合の影響について記載した。

大飯発電所３／４号炉

今回の評価では、CSE 実験における実験開始後 30 分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE 実験において、DF=200 に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

格納容器内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対して DF＝200 に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。

また、スプレイされない試験の結果として、同じく CSE の試験結果（A-5、A-11 試験）を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5 試験及び A-11 試験の格納容器内のよう素濃度は DF＝200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF＝200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考える。

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の格納容器外への放出割合について算出した結果を第 5 表に示す。評価結果は第 5 表に示す通り、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。

第 5 表　自然沈着率を変動させた場合のよう素の格納容器外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12 分	同左	16 分*2
等価半減期（DF200 到達後）	同上	40 時間*2	同左
よう素の格納容器外への放出割合	約 3.6E-04	約 3.7E-04	約 3.7E-4
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

*1：A-11 試験の結果より設定した値
*2：A-5 試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。

そこで、CSE の試験体系と大飯３，４号炉の比表面積について第 6 表に示す。第 6 表に示すとおり、CSE の試験体系と大飯３，４号炉は同等の比表面積となっており、CSE の試験で得られた沈着速度は大飯３，４号炉に適用可能である。

第 6 表　CSE 試験と大飯３，４号炉の比表面積の比較

	CSE 試験体系	大飯３，４号炉
体積（m^3）	約 600	約 73,000
表面積（m^2）	約 570	約 74,000
比表面積（m^{-1}）	約 0.96	約 1.01

女川原子力発電所２号炉

自然沈着率は評価する体系の体積と内面積の比である比表面積の影響を受け，比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられる。

CSE 実験における体系と女川2 号炉の比表面積について表2 に示す。CSE 実験と女川2 号炉の比表面積は同程度となっており，CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

表 2　CSE 実験と女川２号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	女川２号炉
体積（m^3）	約 600	約 13,000
表面積（m^2）	約 570	約 12,000
比表面積（m^{-1}）	約 0.96	約 0.93

泊発電所３号炉

今回の評価では，CSE 実験における実験開始後 30 分までの無機よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで，CSE 実験において，DF=200 に達する時間までの無機よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

原子炉格納容器内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については，スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため，初期濃度に対して DF=200 に達するまでの傾きは，現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく，除去効率は大きくなる。

また，スプレイされない試験の結果として，同じく CSE の試験結果（A-5，A-11 試験）を基に自然沈着率を用いた場合においては，前述のとおり，初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに，A-5 試験及び A-11 試験の原子炉格納容器内のよう素濃度は DF=200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって，DF=200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考える。

なお，仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の原子炉格納容器外への放出割合について算出した結果を第 5 表に示す。評価結果は第 5 表に示すとおり，他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいといえる。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 1 とした場合の結果であるが，原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対する DF を 10 とした場合においても，同様な傾向となる。

第 5 表　自然沈着率を変動させた場合のよう素の原子炉格納容器外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12 分	同左	16 分※1
等価半減期（DF=200 到達後）	同上	40 時間※2	同左
よう素の原子炉格納容器外への放出割合	約 3.6E-04	約 3.7E-04	約 3.7E-04
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

※1：A-11 試験の結果より設定した値
※2：A-5 試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また，自然沈着率は評価する体系の体積と内面積の比である比表面積の影響を受け，比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられる。

CSE 実験における体系と泊発電所３号炉の比表面積について第 6 表に示す。CSE 実験と泊発電所３号炉の比表面積は同程度となっており，CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

第 6 表　CSE 試験と泊発電所３号炉の比表面積の比較

	CSE 試験体系	泊発電所３号炉
体積（m^3）	約 600	約 65,500
表面積（m^2）	約 570	約 69,000
比表面積（m^{-1}）	約 0.96	約 1.05

相違理由

【女川】
記載の方針の相違
・大飯実績の反映（大飯と比較）
・泊は等価半減期を表に記載（大飯と同様）

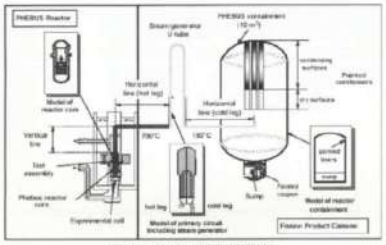
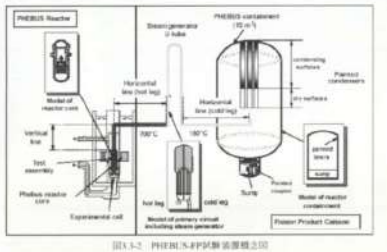
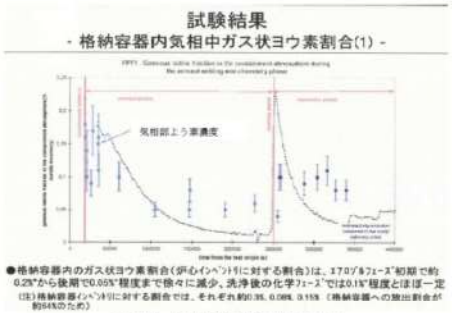
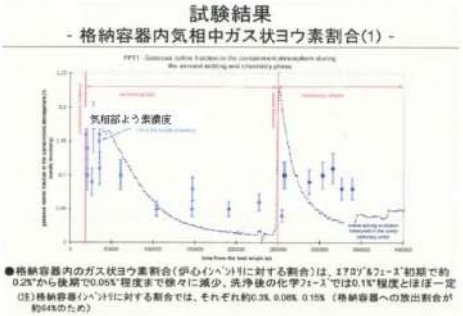
【大飯】記載内容の相違
・泊は原子炉格納容器の DF が変わった場合の影響について記載した。

【大飯】
記載の方針の相違
・女川実績の反映

評価条件の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
（参考）CSE 試験体系 TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments Volume above deck including drywell: 21 005 ft³ / 595 m³ Surface area above deck including drywell: 6 140 ft² / 569 m² Surface area/volume: 0.293/ft / 0.958/m Cross-section area, main vessel: 490 ft² / 45.5 m² Cross-section area, drywell: 95 ft² / 8.8 m² Volume, middle room: 2 089 ft³ / 59 m³ Surface area, middle room: 1 363 ft² / 127 m² Volume, lower room: 3 384 ft³ / 96 m³ Surface area, lower room: 2 057 ft² / 191 m² Total volume of all rooms: 26 477 ft³ / 751 m³ Total surface area, all rooms: 9 560 ft² / 888 m² Drop fall height to deck: 33.8 ft / 10.3 m Drop fall height to drywell bottom: 50.5 ft / 15.4 m Surface coating: All interior surfaces coated with phenolic paint[a] Thermal insulation: All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation[b] [a]Two coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri. [b]k = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.		参考：CSE 試験体系 TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments Volume above deck including drywell: 21 005 ft³ / 595 m³ Surface area above deck including drywell: 6 140 ft² / 569 m² Surface area/volume: 0.293/ft / 0.958/m Cross-section area, main vessel: 490 ft² / 45.5 m² Cross-section area, drywell: 95 ft² / 8.8 m² Volume, middle room: 2 089 ft³ / 59 m³ Surface area, middle room: 1 363 ft² / 127 m² Volume, lower room: 3 384 ft³ / 96 m³ Surface area, lower room: 2 057 ft² / 191 m² Total volume of all rooms: 26 477 ft³ / 751 m³ Total surface area, all rooms: 9 560 ft² / 888 m² Drop fall height to deck: 33.8 ft / 10.3 m Drop fall height to drywell bottom: 50.5 ft / 15.4 m Surface coating: All interior surfaces coated with phenolic paint[a] Thermal insulation: All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation[b] [a]Two coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri. [b]k = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.	記載方針の相違 大飯実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
参考：その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について PHEBUS－FP 計画は、カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて、炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。 試験は約 23GWd/t 燃焼した使用済み燃料を 18 本、未照射燃料棒 2 本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で 1996 年 7 月に実施された。 PHEBUS FP 試験装置の概念図を第１図に示す。 試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、１次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で２日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約 20 分の格納容器下部に沈積した FP を下部サンプに洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内の FP 濃度の測定が行われる。その後、２日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプ水を含めた FP 挙動が調べられる。 PHEBUS FP 試験の結果を第２図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約 0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP 放出後数時間経過していることから、この挙動は CSE 実験と同様の傾向である。 以上から、より新しい知見である PHEBUS FP 試験が CSE 実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1),(2)で整理された PHEBUS FP 試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されている CSE 実験を評価上適用することとしている。 (1) 原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成 15 年 (2) 原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）、平成 15 年		（参考2） その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について PHEBUS－FP 計画は，カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて，炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を，ホットレグ，コールドレグ配管，蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。 試験は約 23GWd/t 燃焼した使用済み燃料を 18本，未照射燃料棒2本等を使用し，十分な水蒸気雰囲気下で1996年７月に実施された。 PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。 試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後，１次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で２日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ，約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプに洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後，２日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ，サンプ水を含めたFP挙動が調べられる。 PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約 0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり，また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり，FP 放出後数時間経過していることから，この挙動はCSE実験と同様の傾向である。 以上から，より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの，参照資料(1),(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため，無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。 (1) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，平成 15 年 (2) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版），平成15年	【女川】 大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
 第 1 図　PHEBUS FP 試験装置[1]		 第 1 図　PHEBUS FP 試験装置[1]	【女川】 大飯審査実績の反映
 第 2 図　PHEBUS FP 試験結果[2]		 第 2 図　PHEBUS FP 試験結果[2]	

大飯発電所３／４号炉

添付1-2-6

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成９ 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10 年３ 月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈降速度をV_dとすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、大飯発電所３号機及び４号機の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 1.93\times10^{-6}\,(1/s) = 6.94\times10^{-3}\,(1/h)$$

λ_d　：自然沈着率（1/s）
V_d　：重力沈降速度（m/s）
A_f　：原子炉格納容器床面積（m^2）
（大飯発電所３号機及び４号機　1,452 m^2）
V_g　：原子炉格納容器自由体積（m^3）
（大飯発電所３号機及び４号機　72,900 m^3）

ここで、V_d の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p-\rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p　：エアロゾル半径(m)
ρ_p　：エアロゾル密度(kg/m^3)
ρ_g　：気体の密度(kg/m^3)
g　：重力加速度(m/s^2)
μ_g　：気体の粘度(Pa・s)

各パラメータの値を第1 表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC 報告書に記載されている値である。

第１表　評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径１μｍのエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^{3}	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

女川原子力発電所２号炉

泊発電所３号炉

2-8　原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価において，原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について，財団法人　原子力発電技術機構（以下，「NUPEC」とする。）による検討「平成９年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成 10 年３月）（以下，「NUPEC 報告書」とする。）において，エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈降速度をV_dとすると，原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は，原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし，以下の式から求められる。なお，泊発電所３号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65\times10^{-3}\ (1/h)$$

λ_d　：自然沈着率（1/s）
V_d　：重力沈降速度（m/s）
A_f　：原子炉格納容器床面積（m^2）
（泊発電所３号炉　1,250 m^2）
V_g　：原子炉格納容器自由体積（m^3）
（泊発電所３号炉　65,500 m^3）

ここで，V_dの算出については，エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し，以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p-\rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p　：エアロゾル半径(m)
ρ_p　：エアロゾル密度(kg/m^3)
ρ_g　：気体の密度(kg/m^3)
g　：重力加速度(m/s^2)
μ_g　：気体の粘度(Pa・s)

各パラメータの値を第 2-8-1 表にまとめる。なお，ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。

第 2-8-1 表　評価に用いたパラメータ

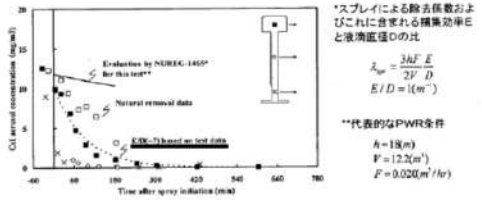
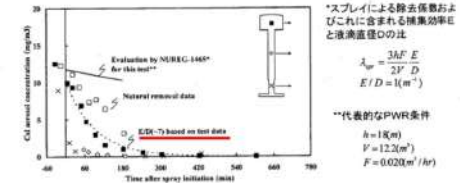
パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径１μｍのエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^{3}	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

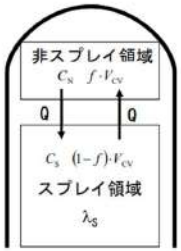
相違理由

【女川】
大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
（参考） NUPEC「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）」抜粋 (1) 自然沈着 ・希ガス　指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・有機ヨウ素（ガス）　指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・無機ヨウ素（ガス）　9.0×10^{-4}（1/s）：自然沈着率（λ_d） CSE A6実験[3]の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度10^5 $\mu g/m^3$であったものが、時刻30分で$1.995\times10^4\,\mu g/m^3$となる。 $\lambda_d=-\frac{1}{30\times60}\log\left(1.995\times10^4/10^5\right)=9.0\times10^{-4}(1/s)$ ・CsI(エアロゾル)　1.9×10^{-6}（1/s）：自然沈着率（λ_d） 1 μ mの大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d=\frac{2r_p^2(\rho_p-\rho_g)g}{9\mu_g}\approx\frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ $=\frac{2\times(1\times10^{-6}/2)^2\times3.2\times10^3\times9.8}{9\times1.8\times10^{-5}}=9.68\times10^{-5}(m/s)$ $\lambda_d=V_d\frac{A_F}{V_0}\approx9.68\times10^{-5}\times\frac{\pi\times21.5^2}{73700}=1.9\times10^{-6}(1/s)$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La　CsIと同じ扱いとする。		（参考） NUPEC「平成 9 年度　NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書　（平成 10 年 3 月）」抜粋 (1) 自然沈着 ・希ガス　指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・有機ヨウ素（ガス）　指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・無機ヨウ素（ガス）　9.0×10^{-4}（1/s）：自然沈着率（λ_d） CSE A6実験[3]の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度10^5 $\mu g/m^3$であったものが、時刻30分で$1.995\times10^4\,\mu g/m^3$となる。 $\lambda_d=-\frac{1}{30\times60}\log\left(1.995\times10^4/10^5\right)=9.0\times10^{-4}(1/s)$ ・CsI(エアロゾル)　1.9×10^{-6}（1/s）：自然沈着率（λ_d） 1 μ mの大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d=\frac{2r_p^2(\rho_p-\rho_g)g}{9\mu_g}\approx\frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ $=\frac{2\times(1\times10^{-6}/2)^2\times3.2\times10^3\times9.8}{9\times1.8\times10^{-5}}=9.68\times10^{-5}(m/s)$ $\lambda_d=V_d\frac{A_F}{V_0}\approx9.68\times10^{-5}\times\frac{\pi\times21.5^2}{73700}=1.9\times10^{-6}(1/s)$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La　CsIと同じ扱いとする。	【女川】 大飯審査実績の反映

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
添付1-2-7 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について 重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。 このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。 1.　SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式 米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。 この評価式は、米国新設プラント(US-APWR、AP-1000)の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。 $\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_SD}$ λ_S ： スプレイ除去速度 h ： スプレイ液滴落下高さ V_S ： スプレイ領域の体積 F ： スプレイ流量 E ： 捕集効率 D ： スプレイ液滴直径 2. スプレイ効率（E/D）の設定について 今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。 (1) NUPEC 試験 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成 15 年 3 月財団法人原子力発電技術機構」に		2-9　スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から格納容器へ放出されるガス状，粒子状の放射性物質は，沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても，原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。したがって，NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式，評価モデルあるいは実験に基づき設定された値等が示されており，審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。 このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について，本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ，SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。 1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式 米国 SRP6.5.2 では，スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。 この評価式は，米国新設プラント(US-APWR，AP-1000)の設計基準事象に対する評価においても用いられており，また，シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。 $\lambda_S = \frac{3\delta FE}{2V_SD}$ λ_S ：スプレイ除去速度 δ ：スプレイ液滴落下高さ V_S ：スプレイ領域の体積 F ：スプレイ流量 E ：捕集効率 D ：スプレイ液滴直径 また，米国 Regulatory Guide 1.195 でもエアロゾルのスプレイ効果として，下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから，本評価にも用いている。 2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP[1] (Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP. 2. スプレイ効率（E/D）の設定について 今回の評価では，E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。 (1) NUPEC 試験 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書　平成 15 年 3 月　財団法人 原子力発電技術機	【女川】 大飯審査実績の反映 【大飯】記載表現の相違 ・泊ではこれらはひらがなに統一している。 【大飯】 記載方針の相違 泊はエアロゾルのスプレイ効果に関する記載の充実化を行っている

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
おいて、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率（E/D）を７と設定する。 なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数（DF）がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ50と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 と設定した。 さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465[7]から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。  *スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比 $\lambda_{sp}=\frac{3hF}{2V}\frac{E}{D}$ $E/D=1(m^{-1})$ **代表的なPWR条件 $h=18(m)$ $V=12.2(m^3)$ $F=0.020(m^3/hr)$ 図3.2-12　PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較 (2) 大飯発電所３号炉及び４号炉への適用 大飯発電所３号炉及び４号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D＝7 としている。 NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mm の条件の下で、E/D＝7 との結果が得られている。 CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。 よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。 この試験では、実機条件でのスプレイノズル 1 個あたり約 $1m^3/h$ を模擬しており、このときのスプレイ液滴径が 1.5mm であった。大飯３号機及び４号機では代替低圧注水ポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッダに 120 個のスプレイノズルが設置されているため、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成する		構」において，シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し，本評価ではスプレイ効率（E/D）を７と設定する。 なお，エアロゾルに対するスプレイ効果については，エアロゾルの除染係数（DF）がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき，今回の評価では，除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し，SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降は，E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており，その考えに従い，カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については，E/D=0.7 と設定した。 さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465[7]から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。  *スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比 $\lambda_{sp}=\frac{3hF}{2V}\frac{E}{D}$ $E/D=1(m^{-1})$ **代表的なPWR条件 $h=18(m)$ $V=12.2(m^3)$ $F=0.020(m^3/hr)$ 図3.2-12　PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較 (2) 泊発電所３号炉への適用 泊発電所３号炉の今回の評価では，NUPEC 模擬試験に基づき，E/D=7 としている。 NUPEC 模擬試験では，PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し，スプレイによる除去効果を確認した結果，スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で，E/D=7 との結果が得られている。 PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊発電所３号炉では，重大事故時の温度や圧力について若干の差があるものと思われるが，CSE 実験での結果から，温度，圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し，スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（参考１参照）。 よって，NUPEC の試験結果である E/D=7 を適用するためには，スプレイ粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。 この試験では，実機条件でのスプレイノズル１個当たり約 $1m^3/h$ を模擬しており，このときのスプレイ液滴径が 1.5mm であった。泊発電所３号炉では代替格納容器スプレイポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッダに 100 個のスプレイノズルが設置されているため，スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成するために	【女川】 大飯審査実績の反映 【大飯】記載表現の相違 ・鋼製 CV である泊においても知見が活用できることを記載している。 【大飯】 設計等の相違

大飯発電所３／４号炉	女川原子力発電所２号炉	泊発電所３号炉	相違理由
ためには、スプレイポンプ流量 120 ㎥/h 以上（スプレイノズル１個あたり約 1m3/h 以上）が必要である。今回の評価で用いた大飯発電所３ 号炉及び４ 号炉の代替低圧注水ポンプスプレイ流量は 130 ㎥/h（〉 120 ㎥/h）であり、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、E/D=7 を適用することは妥当である。		は，スプレイポンプ流量 100㎥/h 以上（スプレイノズル１個当たり約１㎥/h）が必要である。今回の評価で用いた泊発電所３号炉の代替格納容器スプレイ流量は 140㎥/h(〉 100㎥/h)であり，スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成できているため，E/D=7 を適用することは妥当である。	【女川】 大飯審査実績の反映 【大飯】 設計等の相違
【伊方３号炉まとめ資料（平成25年９月規制庁公開版）より抜粋】 3. エアロゾル除去速度の算出 1.で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用いて、2.で示したスプレイ効率（E/D）及び伊方３号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積、スプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。 ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。 非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。 米国 Regulatory Guide 1.183 では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が１時間に２回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が１時間に２回循環することとする。 評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積Vに対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。  		3. エアロゾル除去速度の算出 1.で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い，2.で示したスプレイ効率（E/D），泊３号炉でのスプレイ液滴落下高さ，スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。 ここでの評価では，今回の評価事象を考慮し，スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合，代替格納容器スプレイは流量も小さく，そのカバー範囲も小さい。そのため，評価においては，原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して，エアロゾル除去速度を算出している。 非スプレイ領域においては，スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが，原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって，非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで，間接的に除去される。 米国 Regulatory Guide 1.183 では，スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること，スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が１時間に２回循環するとしていることから，今回の評価でも，非スプレイ領域を考慮し，混合割合は非スプレイ領域が１時間に２回循環することとする（参考２参照）。 評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積V_{CV}に対する非スプレイ領域の体積割合をfとし，非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度をC_iとし，非スプレイ領域とスプレイ領域の間には，流量Qの空気循環があり，スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。  	【大飯】 記載方針の相違 ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方３号炉のまとめ資料を掲載し比較した。