V-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計

1.	概	要	••	•••	• •	• •	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1
2.	設	計の	D基	本方	針。	•••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	2
3.	要	求榜	幾能	及び	性俞	ÊE	標	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	4
3	. 1	湝	益水	伝播	を	方止	:す	る	設	備	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	4
	3.1	.1	設	備・	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	4
	3.1	. 2	要	求機	能		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	4
	3.1	. 3	性	能目	標		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	4
3	. 2	쿻	蒸気	影響	を糸	爰利	す	ろ	設	備	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	8
	3.2	. 1	設	備・	•	• •	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	8
	3.2	. 2	要	求機	鮨		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	8
	3.2	. 3	性	能目	標		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	8
3	. 3	ŧ	非水	を期	待っ	トス	設	備	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	9
	3.3	. 1	設	備・	•	•••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	9
	3.3	. 2	要	求機	鮨		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	9
	3.3	. 3	作	能目	標		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	9
4.	機	能言	安計	• •	• •		•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	11
4	. 1	11-11 X	谷水	伝播	を	方ıŀ	す	ろ	設	備	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•					•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	11
-	4.1	. 1	7k	密面	この	没言	 十方	싊	••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	11
	4.1	. 2	溢	水伝	播	∬ 厉।	上堰	の	設	計	方	針	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•			13
	4.1	. 3	管	理区	「域	外传	云播	防	ilt	堰	の	設	計	方	针	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•		•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	27
	4.1	. 4	7水	密面	[付]		ト堰	の	設	計	ゟ	針	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	29
	4.1	. 5	床	ドレ	-13=	ラノ	ィン	/浸	水	防	IF.	治	具	の	迟	計	方	針	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	30
	4.1	. 6	貫	· 诵音	Bitz	水久	几置	ら い	設	計	方	싊	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•		• :	32
	4.1	. 7	7-	- 長機:	地下	ī-īk	上上 排7	∕k≣	没有	₽ - 旨0)) 討	₽₹	トナ	7金	- •			•	•	•	•	•		•	•	•	•	•		•		•	•		•	•	•	•	42
	4.1	. 8	循	環水	(系)	扇崗	推シ	(ス	テ	L	の	設	計	方	計	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•		•	•	•	•	•	•	•	•	•		•	44
	4.1	9	タ		ジンオ	捕樽	後冷	法	海	7k	系	區	離	シ	- '	テ	ム	ற	設	計	デ	싊	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•		•	•	• .	49
4	. 2		志気	影墾	な糸	爰利	 	ろ	設	備	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•		•	•	• !	54
1	4.9	2.1		気防	うぼう	~… カノ	、 、 、	-の	診	計	方	針	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•		•	•		•	•		•	•	•		•		•	• !	54
4	. 3	 ‡	非水	を斯	待つ	† Z	設	備	•	•	•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		•		•	•	•	58
1	4.3	. 1	床	ドレ	~ン*	ライ		́D	設	計	方	針	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	58
		-																																					-

1. 概要

本資料は、V-1-1-9-1 「溢水等による損傷防止の基本方針」に基づき、溢水防護に関する施設 (処置含む)の設備分類、要求機能及び性能目標を明確にし、各設備の機能設計に関する設計方 針について説明するものである。 2. 設計の基本方針

発電用原子炉施設内における溢水の発生により, V-1-1-9-2「防護すべき設備の設定」にて設 定している防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないようにするため, あるいは, 放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播するおそれがないようにするため, 溢水防護に関する 施設を設置する。

溢水防護に関する施設は、V-1-1-9-2「防護すべき設備の設定」で設定している溢水防護区画、 V-1-1-9-3「溢水評価条件の設定」で設定している溢水源、溢水量及び溢水経路、V-1-1-9-4「溢 水影響に関する評価」にて評価している溢水水位による静水圧、蒸気噴出荷重又は基準地震動S sによる地震力に対し、その機能を維持又は保持できる設計とする。

溢水防護に関する施設の設計にあたっては、V-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」 にて設定している、溢水防護対策を実施する目的や設備の分類を踏まえて設備ごとの要求機能を 整理するとともに、機能設計上の性能目標及び構造強度設計上の性能目標を設定する。

浸水防護施設の機能設計上の性能目標を達成するため,設備ごとの各機能の設計方針を示す。 溢水防護に関する施設の設計フローを第2-1図に示す。

溢水水位による荷重に対し,強度が要求される溢水防護に関する施設の強度計算の基本方針, 強度計算の方法及び結果を, V-3-別添3「津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説 明書」に示す。

基準地震動Ssによる地震力に対し、止水性の維持を期待する浸水防護施設のうち、工事計画の基本設計方針に示す浸水防護施設の主要設備リストに記載される耐震設計上の重要度分類がC-2クラスの機器及び津波防護に係わる耐震設計上の重要度分類がSクラスの施設と共通設計である床ドレンライン浸水防止治具及び貫通部止水処置の耐震計算については、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき実施し、耐震計算の方法及び結果については、V-2「耐震性に関する説明書」のうちV-2-10-2「浸水防護施設の耐震性に関する説明書」に示す。

基準地震動Ssによる地震力に対し、溢水伝播を防止する機能を維持するために必要な耐震C クラスの7号機地下水排水設備の耐震計算、循環水系隔離システム及びタービン補機冷却海水系 隔離システムについては、V-2-別添2-1「溢水防護に係る施設の耐震計算書の方針」に基づき実 施し、耐震計算の方法及び結果については、それぞれV-2-2-別添1「7号機地下水排水設備の耐震 性についての計算書」、V-2-別添2-4「循環水系隔離システムの耐震計算書」、V-2-別添2-5「復 水器水室出入口弁の耐震性についての計算書」、V-2-別添2-6「タービン補機冷却海水系隔離シ ステムの耐震計算書」及びV-2-別添2-7「タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の耐震性について の計算書」に示す。また、排水配管については、V-2-別添2-2「溢水源としない耐震B, Cクラス機 器の耐震計算書」に示す。



注: フロー中の番号は本資料での記載箇所の章を示す。

第2-1図 浸水防護施設の設計フロー

3. 要求機能及び性能目標

発生を想定する溢水の影響により,防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがないこと,放射性物質を含む液体が管理区域外へ伝播しないために設置する溢水防護に関する施設を, V-1-1-9-1「溢水等による損傷防止の基本方針」にて,設置目的別に溢水の伝播を防止する設備 及び蒸気影響を緩和する設備として分類する。これらを踏まえ,設備ごとに要求機能を整理する

とともに、機能設計上の性能目標と構造強度設計上の性能目標を設定する。

各設備が要求機能を達成するために必要となる機能設計,耐震設計及び強度設計の区分を第3 -1表に示す。

耐震及び強度以外の機能である,溢水伝播の防止及び蒸気影響の緩和の機能設計については, 「4.機能設計」に示し,耐震設計及び強度設計については,V-2「耐震性に関する説明書」及び V-3-別添3「津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書」に示す。

- 3.1 溢水伝播を防止する設備
 - 3.1.1 設備
 - (1) 水密扉
 - (2) 溢水伝播防止堰
 - (3) 管理区域外伝播防止堰(放射性廃棄物の廃棄施設と一部兼用)
 - (4) 水密扉付止水堰
 - (5) 床ドレンライン浸水防止治具
 - (6) 貫通部止水処置
 - (7) 7号機地下水排水設備
 - (8) 循環水系隔離システム
 - (9) タービン補機冷却海水系隔離システム

3.1.2 要求機能

溢水防護に関する施設は,発生を想定する溢水に対し,防護すべき設備が要求される 機能を損なうおそれがないよう溢水の伝播を防止すること,地下水を処理して溢水とし て伝播することを防止すること及び放射性物質を含む液体を内包する容器,配管その他 設備からあふれ出ることを想定する溢水が管理区域外へ伝播することを防止すること が要求される。

溢水伝播を防止する設備のうち,地震起因による溢水伝播を防止する設備は,地震時 及び地震後においても,上記機能を維持又は保持することが要求される。

3.1.3 性能目標

溢水伝播を防止する機能は,水密扉,溢水伝播防止堰,水密扉付止水堰,床ドレンラ イン浸水防止治具,貫通部止水処置,循環水系隔離システム及びタービン補機冷却海水 系隔離システムに対して期待する。

RI

地下水を処理して溢水として伝播することを防止する機能は、7号機地下水排水設備 に対して期待する。

放射性物質を含む液体を内包する容器,配管その他設備からあふれ出ることを想定す る溢水が管理区域外へ伝播することを防止する機能は,管理区域外伝播防止堰に対して 期待する。

上記要求を踏まえ,溢水防護に関する施設として期待する各設備の性能目標を以下に 示す。

(1) 水密扉

水密扉は,原子炉建屋,タービン建屋,コントロール建屋,廃棄物処理建屋及び建屋外 で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても,溢水防護区画へ の溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまで止水性を維持することを機能設計上の性能 目標とする。

水密扉は,発生を想定する溢水による静水圧荷重及び要求される地震動による地震力に 対し,主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上の性能目 標とする。

(2) 溢水伝播防止堰

溢水伝播防止堰は,原子炉建屋,タービン建屋及びコントロール建屋で発生を想定する 溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても,溢水防護区画への溢水伝播防止に 必要な高さを上回る高さまで止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

溢水伝播防止堰は,発生を想定する溢水による静水圧荷重及び要求される地震動による 地震力に対し,主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度設計上 の性能目標とする。

(3) 管理区域外伝播防止堰(放射性廃棄物の廃棄施設と一部兼用)

管理区域外伝播防止堰は、タービン建屋及び廃棄物処理建屋で発生を想定する溢水に対し、要求される地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

管理区域外伝播防止堰は,発生を想定する溢水による静水圧荷重及び要求される地震動 による地震力に対し,主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度 設計上の性能目標とする。

(4) 水密扉付止水堰

水密扉付止水堰は,原子炉建屋及びタービン建屋で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても,溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高さを上回る 高さまでの止水性を維持することを機能設計上の性能目標とする。

RI

水密扉付止水堰は,発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準地震動Ssによる地 震力に対し,止水性の維持を考慮して,主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とす ることを構造強度設計上の性能目標とする。

(5) 床ドレンライン浸水防止治具

床ドレンライン浸水防止治具は,原子炉建屋,タービン建屋,コントロール建屋及び廃 棄物処理建屋で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても,溢 水防護区画内への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを 機能設計上の性能目標とする。

床ドレンライン浸水防止治具は,発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準地震動 Ssによる地震力に対し,止水性の維持を考慮して,主要な構造部材が構造健全性を維持 する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

(6) 貫通部止水処置

貫通部止水処置は,原子炉建屋,タービン建屋,コントロール建屋,廃棄物処理建屋及 び建屋外で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても,溢水防 護区画内への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持することを機能 設計上の性能目標とする。

貫通部止水処置は,発生を想定する溢水による静水圧荷重及び基準地震動Ssによる地 震力に対し,止水性の維持を考慮して,モルタル及び閉止板による施工箇所については, 主要な構造部材が構造健全性を維持する設計とすることを構造強度上の性能目標とし,そ れ以外の施工については,有意な漏えいを生じない設計とすることを構造強度設計上の性 能目標とする。

(7) 7号機地下水排水設備

7号機地下水排水設備は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する地下水が溢 水となり、防護すべき設備が溢水に対する影響がないよう、地震時及び地震後においても、 サブドレンピットに集水された地下水を処理し、溢水伝播を防止する機能を保持する。ま た、7号機地下水排水設備は、溢水及び地震の影響を考慮した非常用電源設備にて構成する ことを機能設計上の性能目標とする。

7号機地下水排水設備は、基準地震動Ssによる地震力に対し、地下水の処理機能及び溢水伝播を防止する機能の保持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を保持する設計とすることを構造強度上の性能目標とする。

7号機地下水排水設備は、溢水起因の荷重は発生しないため、基準地震動Ssによる地震 力に対し、地下水を処理するための動的機能を維持する設計とすることを構造強度上の性 能目標とする。 (8) 循環水系隔離システム

循環水系隔離システムは、タービン建屋の復水器を設置するエリア内で発生を想定する 循環水系配管破断箇所からの溢水に対し、地震時及び地震後においても、配管破断時の溢 水量を低減する機能を維持することを機能設計上の性能目標とする。また、循環水系隔離 システムは、基準地震動Ssによる地震力に対し、主要な構成設備が構造健全性を維持す る設計とすることを構造強度設計上の性能目標とする。

(9) タービン補機冷却海水系隔離システム

タービン補機冷却海水系隔離システムは、タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアで発生を想定するタービン補機冷却海水系配管破断箇所からの溢水 に対し、地震時及び地震後においても、配管破断時の溢水量を低減する機能を維持するこ とを機能設計上の性能目標とする。また、タービン補機冷却海水系隔離システムは、基準 地震動Ssによる地震力に対し、主要な構成設備が構造健全性を維持する設計とすること を構造強度設計上の性能目標とする。

- 3.2 蒸気影響を緩和する設備
 - 3.2.1 設備
 - (1) 蒸気防護カバー
 - 3.2.2 要求機能

溢水防護に関する施設のうち蒸気影響を緩和する設備は,発生を想定する漏えい蒸気 に対し,防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれのないよう,蒸気影響を緩和 することが要求される。

- 3.2.3 性能目標
 - (1) 蒸気防護カバー

蒸気保護カバーは、溢水防護区画内で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、 防護すべき設備の健全性が確認されている環境条件以下に制限する機能を維持すること を機能性能上の性能目標とする。

- 3.3 排水を期待する設備
 - 3.3.1 設備
 - (1) 床ドレンライン
 - 3.3.2 要求機能

浸水防護に関する施設のうち排水を期待する設備は、溢水影響を評価するために想定 する機器の破損等により生じる溢水及び発電所内で生じる異常事態(火災を含む。)の拡 大防止のために設置される系統からの放水による溢水に対し、防護すべき設備が、要求さ れる機能を損なうおそれがないよう、排水することが要求される。

- 3.3.3 性能目標
 - (1) 床ドレンライン

床ドレンラインは、溢水防護区画内で溢水影響を評価するために想定する機器の破損等 により生じる溢水及び発電所内で生じる異常事態(火災を含む。)の拡大防止のために設 置される系統からの放水による溢水に対し、溢水量以上の排水機能を維持することを機能 設計上の性能目標とする。

西北接丝	温水防難佐乳 (加累)	評価						
安水機肥	<u> </u>	機能	強度	耐震				
	水密扉	0	0	0				
	溢水伝播防止堰	0	0	0				
	管理区域外伝播防止堰	0	0	0				
溢水伝播を防止	水密扉付止水堰	0	0	0				
する設備	床ドレンライン浸水防止治具	0	0	0				
(処置を含む。)	貫通部止水処置	0	0	0				
	7号機地下水排水設備	0	\bigcirc^*	0				
	循環水系隔離システム	0	_	0				
	タービン補機冷却海水系隔離システム	0	_	0				
蒸気影響を緩和	表与防難カバー	0						
する設備	※ 刈り 渡 ル / パ	0		_				
排水を期待する設	床ドレンライン	\bigcirc	_					
備								

第3-1表 浸水防護施設リスト

注記*: 7号機地下水排水設備の排水配管の強度評価については,安全重要度分類クラス3相当 として評価を行うため, V-3「強度に関する説明書」のうちV-3-2-7「クラス3管の強度 計算方法」に基づき評価する。 4. 機能設計

V-1-1-9-4「溢水影響に関する評価」にて評価される溢水影響に対し,「3. 要求機能及び性能目標」で設定している溢水伝播を防止する設備及び蒸気影響を防止する設備の機能設計上の方針を定める。

- 4.1 溢水伝播を防止する設備
 - 4.1.1 水密扉の設計方針

水密扉は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能 設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

水密扉は,原子炉建屋,タービン建屋,コントロール建屋,廃棄物処理建屋及び建屋外 で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても,溢水伝播防止に 必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために,溢水経路となる開口部に設置 する。

水密扉は発生を想定する溢水に対し、パッキンの密着性により止水性を維持すること とし、「(1) 水密扉の漏えい試験」により止水性を確認した水密扉を設置し、扉と周囲 の部材が密着する設計とする。

- (1) 水密扉の漏えい試験
 - a. 試験条件

漏えい試験は,実機を模擬した水密扉を試験用水槽に設置し,評価水位以上の水位を 想定した水頭圧により止水性を確認する。

漏えい試験の対象とする水密扉は,扉面積等の設備仕様や水頭圧等の設備仕様を踏ま え,試験条件が包絡される場合は代表の水密扉により実施する。

評価に当たっては、1時間当たりの漏えい量を求め、防護すべき設備への影響を確認する。

第4-1図に水密扉の漏えい試験概要図を示す。



第4-1 図 水密扉の漏えい試験概要図

b. 試験結果

試験の結果,設定している許容漏えい量以下であることを確認した。

4.1.2 溢水伝播防止堰の設計方針

溢水伝播防止堰は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定して いる機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

溢水伝播防止堰は,鋼製又は鉄筋コンクリートにて構成され,原子炉建屋,タービン建 屋及びコントロール建屋内で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後に おいても,溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために,溢水 経路となる開口部に設置する。

鋼製の溢水伝播防止堰は、部材同士の接合面をゴムパッキン又はシール材により止水 処置を実施する設計とし、鋼製の堰を構成する部材と建屋躯体の境界部は、「4.1.6 (1) 貫通部止水処置の漏えい試験」により止水性を確認したシール材による止水処置により止 水性を確認した施工方法(コーキングタイプ)により止水処置を実施する設計とする。

溢水伝播防止堰の概要図を第4-2図に示す。溢水水位及び堰高さを第4-1表に示す。



第4-2図 溢水伝播防止堰の概略図

- 弗4-1衣	第4-1表	区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高さ
---------	-------	---------------------

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
タービン建屋	4900mm	タービン建屋地下1階 (T7T8-TBTC) 原子 炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ 室 止水堰	800	800 以上	鋼製
タービン建屋	4900mm	タービン建屋地下1階 (T7T8-TCTD) 原子 炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ 室 止水堰	800	800 以上	鋼製
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T2T3-TATB) レイ ダウンスペース 止水堰	400	400 以上	鉄筋コンクリート
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T2T3-TBTC) 海水 熱交換器区域給気エアフィルタ室 止 水堰1	400	400 以上	鋼製
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T2T3-TBTC) 海水 熱交換器区域給気エアフィルタ室 止 水堰2	400	400 以上	鋼製
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T2T3-TBTC) 海水 熱交換器区域冷却加熱コイル室 止水 堰	400	400 以上	鋼製
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T3T4-TATB) レイ ダウンスペース 止水堰	400	400 以上	鉄筋コンクリート

第4-1表 溢水伝播区画の溢水	水位及び溢水伝播防止堰の高さ
------------------	----------------

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T3T4-TCTD) 南階 段室 止水堰	400	400 以上	鉄筋コンクリート
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階(T7T8-TATB)レイ ダウンスペース 止水堰	地震時水位*2:400 最大水位*3:600	400 以上*4	鉄筋コンクリート
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階(T7T9-TATB)レイ ダウンスペース 止水堰	600	600 以上	鉄筋コンクリート, 鋼 製
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T8T9-TATB) 北階 段室 止水堰	地震時水位*2:400 最大水位*3:600	400 以上*4	鉄筋コンクリート
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T1T2-TCTD) 南西 階段室 止水堰	400	400 以上	鋼製
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階 (T2T3-TCTD) 南西 階段室 止水堰	400	400 以上	鋼製
タービン建屋	20400mm	タービン建屋地上2階 (T7T8-TDTE) 北西 階段室 止水堰	300	300 以上	鋼製

第4-1表	溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高る	z
// I/X		-

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
タービン建屋	20400mm	タービン建屋地上2階 (T2T3-TCTD) 南西 階段室 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	— 1700mm	原子炉建屋地下2階(R1R2-RDRE)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	— 1700mm	原子炉建屋地下2階(R2R3-RERF)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	— 1700mm	原子炉建屋地下2階(R3R4-RERF)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	— 1700mm	原子炉建屋地下2階(R4R5-RERF)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	— 1700mm	原子炉建屋地下2階(R5R6-RERF)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	-1700mm	原子炉建屋地下2階(R6R7-RDRE)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製

第4-1表 溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝:	播防止堰の	高さ
---------------------------	-------	----

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
原子炉建屋	4800mm	原子炉建屋地下1階 (R1R2-RCRD) 原子炉 系(DIV-IV)計装ラック室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	4800mm	原子炉建屋地下1階 (R1R2-RDRE) 原子炉 系(DIV-Ⅱ)計装ラック室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	4800mm	原子炉建屋地下1階(R6R7-RBRC)残留熱 除去系(A)配管室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	4800mm	原子炉建屋地下1階 (R6R7-RCRD) 原子炉 系(DIV-I)計装ラック室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	4800mm	原子炉建屋地下1階 (R6R7-RDRE) 原子炉 系(DIV-Ⅲ)計装ラック室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	8500mm	原子炉建屋地下中1階(R5R6-RBRC)残留 熱除去系(A)配管室 止水堰	200	200 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階(R1R2-RARB)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製

第4-1表	溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高る	さ
-------	-------------------------	---

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上 ^{*1} (mm)	材料
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階 (R1R2-RBRC) ほう酸 水注入系ペネ, 電気ペネ室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階 (R3R4-RFRG) 電気ペ ネ室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階 (R4R5-RFRG) 可燃性 ガス濃度制御系再結合装置室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階(R5R6-RARB)通路 止水堰1	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階(R5R6-RARB)通路 止水堰2	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階 (R5R6-RBRC) 原子炉 補機冷却水系・不活性ガス系・電気ペネ 室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	12300mm	原子炉建屋地上1階(R5R6-RFRG)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製

第4-1表	溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高る	z
// I/X		-

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階(R2R3-RFRG)通路 止水堰1	700	700 以上	鋼製
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階(R2R3-RFRG)通路 止水堰2	700	700 以上	鋼製
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階 (R5R6-RARB) 主蒸気 系トンネル室,配管ペネ室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階(R5R6-RARB)通路 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階 (R5R6-RCRD) 電気ペ ネ室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階(R6R7-RBRC)通路 止水堰	900	900 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階(R6R7-RERF)通路 止水堰	900	900 以上	鉄筋コンクリート

	云播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の	溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の	高さ
--	---------------------	-----------------------	----

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階 (R2R3-RARB) 燃料プ ール冷却浄化系熱交換器室 止水堰	700	700 以上	鋼製
原子炉建屋	18100mm	原子炉建屋地上2階(R5R6-RCRD)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階 (R2R3-RBRC) 非常用 ガス処理系室 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階 (R2R3-RCRD) 非常用 ガス処理系室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階(R3R4-RARB)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階(R4R5-RARB)通路 止水堰	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階 (R5R6-RBRC) 主蒸気 隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室 止水堰1	300	300 以上	鉄筋コンクリート

第4-1表	溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高い	z
		\sim

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階 (R5R6-RERF) 主蒸気 隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階(R2R3-RARB)通路 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
原子炉建屋	23500mm	原子炉建屋地上3階 (R6R7-RERF) 非常用 ディーゼル発電機(C) 補機室 止水堰	500	500 以上	鋼製
原子炉建屋	27200mm	原子炉建屋地上中3階 (R6R7-RCRD) 北側 改良型制御棒駆動機構制御盤室 止水 堰1	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	27200mm	原子炉建屋地上中3階 (R6R7-RCRD) 北側 改良型制御棒駆動機構制御盤室 止水 堰2	300	300 以上	鋼製
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階 (R2R3-RARB) オペレ ーティングフロア 止水堰	1200	1500 以上*5	鋼製
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階 (R2R3-RDRE) オペレ ーティングフロア 止水堰	1200	1500 以上*5	鋼製

第4-1表 溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高さ

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階 (R2R3-RFRG) オペレ ーティングフロア 止水堰	1200	1500 以上*5	鋼製
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階 (R6R7-RFRG) 非常用 ディーゼル発電機(C)区域排風機室,給 気ルーバ室 止水堰	200	200 以上	鋼製
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰1	200	200 以上	鋼製
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰2	200	200 以上	鋼製
原子炉建屋	31700mm	原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰3	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	-2700mm	7号機コントロール建屋地下2階(C1C2- CCCD)常用電気品室 止水堰(6,7号機 共用)	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	1000mm	7号機コントロール建屋地下中2階 (C1C2-CACB)常用電気品区域送・排風 機室 止水堰1	400	400 以上	鋼製

第4-1表	溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高さ
///	

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
コントロール建屋	1000mm	7号機コントロール建屋地下中2階 (C1C2-CBCC)常用電気品区域送・排風 機室 止水堰	400	400 以上	鋼製
コントロール建屋	1000mm	7号機コントロール建屋地下中2階 (C2C3-CACB)計測制御電源盤区域(A) 送風機室 止水堰	500	500 以上	鋼製
コントロール建屋	1000mm	7号機コントロール建屋地下中2階 (C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(A) 送風機室 止水堰	500	500 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C1C2- CACB) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰1	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C1C2- CACB) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰2	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階(C1C2- CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰1	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C1C2- CBCC) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰2	200	200 以上	鋼製

第4-1表 溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高さ

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C1C2- CBCC) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰3	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C2C3- CACB) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C2C3- CBCC) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰1	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C2C3- CBCC) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰2	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階 (C2C3- CBCC) 計測制御電源盤区域(C)送・排風 機室 止水堰3	200	200 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階(C2C3- CCCD)区分I計測制御用電源盤室 止 水堰	100	100 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階(C2C3- CDCE)区分Ⅳ計測制御用電源盤室 止 水堰	100	100 以上	鋼製

第4-1表 溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高さ

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階(C2C3- CECF)区分Ⅱ計測制御用電源盤室 止 水堰	100	100 以上	鋼製
コントロール建屋	6500mm	7号機コントロール建屋地下1階(C2C3- CFCG)区分Ⅲ計測制御用電源盤室 止 水堰	100	100 以上	鋼製
コントロール建屋	12300mm	7号機コントロール建屋地上1階 (C1C2- CACB) 計測制御電源盤区域(B)送・排風 機室 止水堰	300	300 以上	鋼製
コントロール建屋	12300mm	7号機コントロール建屋地上1階 (C1C2- CBCC) 計測制御電源盤区域(B)送・排風 機室 止水堰1	300	300 以上	鋼製
コントロール建屋	12300mm	7号機コントロール建屋地上1階 (C1C2- CBCC) 計測制御電源盤区域(B)送・排風 機室 止水堰2	300	300 以上	鋼製
コントロール建屋	12300mm	7号機コントロール建屋地上1階 (C1C2- CBCC) 計測制御電源盤区域(B)送・排風 機室 止水堰3	300	300 以上	鋼製
コントロール建屋	12300mm	7号機コントロール建屋地上1階 (C1C2- CBCC) 計測制御電源盤区域(B)送・排風 機室 止水堰4	300	300 以上	鉄筋コンクリート

第4-1表 溢水伝播区画の溢水水位及び溢水伝播防止堰の高さ

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
コントロール建屋	11600mm	7号機コントロール建屋地上1階脇トレ ンチ(C1-CACB) 止水堰	800	800 以上	鋼製

注記*1: 基準床からの高さを表す。

*2: 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水(使用済燃料貯蔵プール等のスロッシングにより生じる溢水を含む。)を表す。

*3: 溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水,発電所内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のため に設置される系統からの放水による溢水並びに地震に起因する機器の破損等により生じる溢水(使用済燃料貯蔵プール等のスロッシ ングにより生じる溢水を含む。)における最大の溢水水位を表す。

*4: 溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水の,安全区分(一区分)のみが機能喪失する場合は,越流を許容 する。

*5: 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水に対する対策高さを1.5mとしている。

4.1.3 管理区域外伝播防止堰の設計方針

管理区域外伝播防止堰は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設 定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

管理区域外伝播防止堰は,鋼製又は鉄筋コンクリートにて構成され,タービン建屋及び 廃棄物処理建屋で発生を想定する溢水に対し,要求される地震時及び地震後においても, 管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水性を維持するために, 溢水経路となる開口部に設置する。

鋼製の管理区域外伝播防止堰は、「4.1.2 溢水伝播防止堰の設計方針」にて示した止 水性を確認した施工方法により止水処置を実施する設計とする。

管理区域外伝播防止堰の概略図を第4-3図に示す。また、溢水水位及び堰高さを第4-2表に示す。





第4-3図 管理区域外伝播防止堰の概略図

設置建屋	設置床高さ (T.M.S.L.)	設備名称	溢水水位床上 ^{*1} (mm)	堰高さ床上*1 (mm)	材料
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階(T1T2-TATB)大 物搬出入口 止水堰	300	300 以上	鉄筋コンクリート
タービン建屋	12300mm	タービン建屋地上1階(T8T9-TBTC)レ イダウンスペース 止水堰	600	600 以上	鋼製
廃棄物処理建屋	12300mm	廃棄物処理建屋1階トラック室出入口*2	400	400 以上	鉄筋コンクリート

第4-2表 溢水伝播区画の溢水水位及び管理区域外伝播防止堰の高さ

注記*1: 基準床からの高さを表す。

*2: 放射性廃棄物の廃棄施設と兼用する堰

4.1.4 水密扉付止水堰の設計方針

水密扉付止水堰は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定して いる機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

水密扉付止水堰は,原子炉建屋及びタービン建屋で発生を想定する溢水に対し,要求さ れる地震時及び地震後においても,溢水伝播防止に必要な高さを上回る高さまでの止水 性を維持するために,溢水経路となる開口部に設置する。

水密扉付止水堰は,発生を想定する溢水に対し,「4.1.1(1)水密扉の漏えい試験」に より止水性を確認した水密扉,シール材及びゴムパッキンにより止水性を維持すること とし扉,止水堰及び周囲の部材が密着する設計とする。

水密扉付止水堰の概略図を第4-4図に示す。また,溢水水位及び堰高さを第4-3表に示 す。



第4-4図 水密扉付止水堰の概略図

設置建屋	設置床高さ	乳供力粉	溢水水位床上*1	堰高さ床上*1	++*1	
	(T.M.S.L.)		(mm)	(mm)	竹科	
タービン建屋		タービン建屋地上1階	400	400 以上	鋼製	
	12300mm	(T4-TBTC)				
		水密扉付止水堰				
タービン建屋		タービン建屋地上1階	600	600 以上	鋼製	
	12300mm	(T7-TBTC)				
		水密扉付止水堰				
原子炉建屋		原子炉建屋地上4階		1500 以上*2	鋼製	
	31700mm	(R5R6-RFRG)	1200			
		水密扉付止水堰				

第4-3表 溢水伝播区画の溢水水位及び水密扉付止水堰の高さ

注記*1: 基準床からの高さを表す。

^{*2:} 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水に対する,対策高さを 1.5m としている。

4.1.5 床ドレンライン浸水防止治具の設計方針

床ドレンライン浸水防止治具は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」 で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

床ドレンライン浸水防止治具は、原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋、廃棄 物処理建屋及び屋外で発生を想定する溢水に対し、要求される地震時及び地震後におい ても、溢水防護区画への溢水伝播を防止する止水性を維持するために、浸水高さを上回る 可能性のある各建屋床面の目皿若しくは機器ドレンラインのうち、溢水防護区画へ接続 される箇所に「(1) 床ドレンライン浸水防止治具の漏えい試験」により止水性を確認し たものを設置する。

床ドレンライン浸水防止治具の概略図を第4-5図に示す。



閉止キャップ

閉止栓

フロート式治具

スプリング式治具

第4—5図 床ドレンライン浸水防止治具の概略図

- (1) 床ドレンライン浸水防止治具の漏えい試験
 - a. 試験条件

漏えい試験は,実機で使用している形状,寸法の試験体を用いて実施し,評価水位以 上の水位を想定した水圧を作用させた場合に閉止キャップ,閉止栓,フロート式及びス プリング式治具の閉止部からの漏えいが許容漏えい量以下であることを確認する。

第4-6図に漏えい試験概要図を示す。



閉止キャップの漏えい試験

閉止栓の漏えい試験



スプリング式及びフロート式治具の漏えい試験

第4-6図 床ドレンライン浸水防止治具の試験概要図

b. 試験結果

試験の結果、設定している許容漏えい量以下であることを確認した。

4.1.6 貫通部止水処置の設計方針

貫通部止水処置は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定して いる機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

貫通部止水処置は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する溢水及び溢水防 護区画を内包する建屋内で発生を想定する溢水に対し、要求される地震時及び地震後に おいても、溢水防護区画を内包する建屋及び溢水防護区画への溢水伝播防止に必要な高 さまでの止水性を維持するため、及び管理区域内で発生を想定する溢水に対し要求され る地震時及び地震後においても、管理区域外への溢水伝播防止に必要な高さまでの止水 性を維持するために、発生を想定する溢水高さまでの壁及び床面の貫通部に貫通部止水 処置を実施する。貫通部止水処置については、「(1) 貫通部止水処置の漏えい試験」に より止水性を確認した施工方法による止水処置を実施する設計とする。貫通部止水処置 を実施する箇所を第4-7図に示す。



原子炉建屋 T.M.S.L. -8200

原子炉建屋 T.M.S.L. -1700

- : 貫通部止水処置を実施する範囲を示す。

第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所(1/8)









原子炉建屋 T.M.S.L.+23500

原子炉建屋 T.M.S.L.+27200



原子炉建屋 T.M.S.L.+31700

第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所(3/8)


第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所(4/8)



: 貫通部止水処置を実施する範囲を示す。第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所(5/8)



第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所(6/8)



第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所 (7/8)





廃棄物処理建屋 T.M.S.L. 20400

----: 貫通部止水処置を実施する範囲を示す。

第4-7図 貫通部止水処置を実施する箇所(8/8)

- (1) 貫通部止水処置の漏えい試験
 - a. 試験条件

漏えい試験は,実機で使用する形状,寸法及び施工方法を模擬した試験体を用いて実施し,評価水位以上の水位を想定した水圧を作用させた場合にシール材と貫通口及び貫通物との境界部若しくはブーツ取付部より漏えいが生じないことを確認する。

第4-8図及び第4-9図に漏えい試験概要図を示す。







第4-9図 貫通部止水処置の漏えい試験概要図 (ブーツ)

b. 試験結果

有意な漏えいは認められないことから、溢水への影響はない。

4.1.7 7号機地下水排水設備の設計方針

7号機地下水排水設備は、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設 定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

7号機地下水排水設備は、溢水防護区画を内包する建屋外で発生を想定する地下水が溢水となり、防護すべき設備が没水するおそれがないよう、要求される地震時及び地震後においても、サブドレンピットに集水された地下水を処置し、溢水伝播を防止する機能を保持する設計とする。

また,7号機地下水排水設備のうちサブドレンポンプについては,溢水及び地震の影響 を考慮した非常用電源設備にて構成し,容量は,想定される地下水の集水量を上回る設計 とする。

7号機地下水排水設備のうちサブドレンポンプを構成するポンプ及び原動機の基準地震動Ssによる地震力に対する動的及び電気的機能維持の方針は、V-2-1-9「機能維持の基本方針」に示す。

7号機地下水排水設備の概要図を第4-10図に示し、仕様を第4-4表に示す。

名称		サブドレンポンプ
ポンプ	種類	渦巻ポンプ
	定格容量(m³/h/個)	45
	定格揚程(m)	44.0
	材料	FC200
	個数	4
モータ	種類	三相誘導電動機
	出力(kw)	15
	個数	4
吐出ライン	材料	SUS

第4-4表 7号機地下水排水設備の仕様



第4-10図 7号機地下水排水設備の概要図

4.1.8 循環水系隔離システムの設計方針

循環水系隔離システムは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設 定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

循環水系隔離システムは、タービン建屋内の復水器を設置するエリア内で発生を想定 する循環水系配管破断時の溢水に対し、要求される地震時及び地震後においても、循環水 系配管破断時の溢水量を低減する機能を維持するため、循環水系配管破断箇所からの溢 水を自動検知し、自動隔離する設計とする。

循環水系隔離システムの機能設計を以下に示す。

循環水系配管破断箇所からの溢水の自動検知及び自動隔離を行うため,循環水系隔離 システムを構築する。システムを構成するものとして,漏えい検出器,復水器水室出入口 弁及び漏えい検出制御盤を設置する。

配管破断箇所からの溢水を検知するため、漏えい検出器を設置し、配管破断の発生が想 定される区画における水位上昇を検知し、制御盤へ漏えい検知信号を送信する。地震を起 因とする循環水系配管破断箇所からの溢水に対しては、漏えい検知信号及び地震加速度 大(原子炉スクラム信号)を受け、循環水ポンプの停止及び復水器水室出入口弁を自動閉 止させ、タービン建屋内の復水器を設置するエリアにおける溢水を停止する。漏えい検知 から配管破断箇所の隔離までの時間は、溢水影響評価で設定している約3分となる設計と する。

- (1) 自動検知・自動隔離に対する設備の概要
 - a. 漏えい検出器

タービン建屋内の復水器を設置するエリアにおける漏えいの自動検知のため,漏えい 検出器を配管破損想定箇所近傍の床面に設置する。

- b. 復水器水室出入口弁
 漏えいが検知された際に自動閉止するよう復水器水室出入口弁を改造する。
- c. 漏えい検出制御盤
 漏えい検出器から漏えい検知信号による警報発信(水位高/水位異常高)及び隔離
 (自動)を行うため、検知制御・監視盤を設置する。
- (2) 循環水系隔離システムについて
 - a. 溢水の漏えい検知及び隔離について

漏えい検出器については、タービン建屋内の復水器を設置するエリアの溢水量を低減 することを目的として、配管破損想定箇所近傍の床面に海側に3台山側に3台を設置し、 それぞれの漏えい検出器が2 out of 3の信号にて復水器海側溢水循環水ポンプトリップ 水位信号及び復水器山側溢水循環水ポンプトリップ信号を発するものとする。

復水器水室出入口弁は、実作動時間を考慮し、トリップ信号発信後 よう既設弁12弁の改造を行う。 トリップ信号発信後の隔離時間を第4-5表,漏えい検出器及び復水器水室出入口弁の 配置を第4-11図,循環水系隔離システムの概要を第4-12図に示す。

b. 設備の仕様及び精度,応答について

(a) 漏えい検出器の仕様



(b) 計測設備の精度

漏えい検出器から検知制御・監視盤までの精度を よい検出器から検知制御・監視盤までの精度を よい内の誤差範囲に収める設 計とする。

起因 事象	隔離	漏えい箇所特定	漏えい箇所隔離操作	合計
地震	自動	「タービン溢水CWPト リップ水位」警報にて循 環水系からの漏えいを判 断	循環水ポンプ自動停止 復水器水室出入口弁閉 止	水位異常 検知時間 2
注記*1:弁の閉時間 +時間遅れを考慮した隔離時間) =				

表4-5表 警報発信後の隔離時間の設定

*2: V-1-1-9-3 「溢水評価条件の設定」においては,水位異常高検知時間を 0.34 分として溢水量を算出



第4-11図 漏えい検出器及び復水器水室出入口弁の配置図



第4-12図 循環水系隔離システムの概要

(3) 設備の特徴及び機能維持について

各設備は以下のとおり信頼性を確保可能であり,加えて適切な保全計画を策定・実施す ることにより,長期の機能維持を図る。

a. 漏えい検出器及び検出回路

漏えい検出器	は単純構造の静的機器であり、故障は起こりにくい。
漏えい検出器の構造	 既要を第4-13図に示す。
注記*:	

b. 監視制御回路

監視制御機能の主要回路はデジタル設備で構成されており、演算回路の信頼性は高い ものとなっている。また、本設備は自己診断機能を有しており、故障を検知した場合は 検知監視盤(中央制御室に設置)に警報を発信させるため、早期の保守対応が可能であ る。

c. 出力リレー回路及び復水器水室出入口弁

出力リレー回路は,検出回路や監視制御回路のような状態監視機能は設けてないが, 配線設備を含め広く一般的に用いられる機器で構成されており,通常使用において故障 頻度は少なく,基本的に設備固有の信頼性は高いものである。

復水器水室出入口弁については,摩擦等の劣化要因を考慮した設計のため故障頻度は 少ないと考えられる。また,定期的な動作により設備の健全性を確保する。なお,作動 試験の実施については,系統外乱を回避する観点から施設定期検査期間中に実施する。



第4-13図 漏えい検出器の構造概要

4.1.9 タービン補機冷却海水系隔離システムの設計方針

タービン補機冷却海水系隔離システムは、「3.要求機能及び性能目標」の「3.1.3 性能目標」で設定している機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

タービン補機冷却海水系隔離システムは,タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱 交換器を設置するエリア内で発生を想定するタービン補機冷却海水系配管破断時の溢水 に対し,要求される地震時及び地震後においても,タービン補機冷却海水系配管破断時の 溢水量を低減する機能を維持するため,タービン補機冷却海水系配管破断箇所からの溢 水を自動検知し,自動隔離する設計とする。

タービン補機冷却海水系隔離システムの機能設計を以下に示す。

タービン補機冷却海水系配管破断箇所からの溢水の自動検知及び自動隔離を行うため, タービン補機冷却海水系隔離システムを構築する。システムを構成するものとして,漏え い検出器,タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁及び漏えい検出制御盤を設置する。

配管破断箇所からの溢水を検知するため、漏えい検出器を設置し、配管破断の発生が想 定される区画における水位上昇を検知し、制御盤へ漏えい検知信号を送信する。地震を起 因とするタービン補機冷却海水系配管破断箇所からの溢水に対しては、漏えい検知信号 及び地震加速度大(原子炉スクラム信号)を受け、タービン補機冷却海水ポンプの停止及 びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を自動閉止させ、タービン建屋内のタービン補機 冷却水系熱交換器を設置するエリアにおける溢水を停止する。漏えい検知から配管破断 箇所の隔離までの時間は、溢水影響評価で設定している約30秒となる設計とする。

- (1) 自動検知・自動隔離に対する設備の概要
 - a. 漏えい検出器

タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置するエリアにおける漏えいの 自動検知のため、漏えい検出器を配管破損想定箇所近傍の床面に設置する。

b. タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁

漏えいが検知された際に自動閉止するようタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁を改造 する。

c. 漏えい検出制御盤

漏えい検出器から漏えい検知信号による警報発信(水位高/水位異常高)及び隔離 (自動)を行うため、検知制御・監視盤を設置する。

- (2) タービン補機冷却海水系隔離システムについて
 - a. 溢水の漏えい検知及び隔離について 漏えい検出器については、タービン建屋内のタービン補機冷却水系熱交換器を設置す るエリアの溢水量を低減することを目的として、配管破損想定箇所近傍の床面に3台を 設置し、それぞれの漏えい検出器が2 out of 3の信号にてタービン補機冷却海水ポンプ

トリップ信号及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁閉止信号を発するものとする。 タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁は,実作動時間を考慮し,トリップ信号発信後約 で閉止するよう既設弁の改造を行う。

トリップ信号発信後の隔離時間を第4-6表,漏えい検出器及びタービン補機冷却海水 ポンプ吐出弁の配置を第4-14図,循環水系隔離システムの概要を第4-15図に示す。

- b. 設備の仕様及び精度,応答について
 - (a) 漏えい検出器の仕様
 - ・検出方法:
 ・耐圧:
 ・要求精度:セットポイントより

(b) 計測設備の精度

漏えい検出器から検知制御・監視盤までの精度を______以内の誤差範囲に収める設 計とする。

起因 事象	隔離	漏えい箇所特定	漏えい箇所隔離操作	合計		
地震	自動	「タービン熱交換器エ リア溢水TSWトリッ プ水位」警報にてター ビン補機冷却水系から の漏えいを判断	タービン補機冷却水ポ ンプ自動停止 タービン補機冷却海水 ポンプ吐出弁閉止	水位異常 検知時間		

第4-6表 警報発信後の隔離時間の設定

注記*1:弁の閉時間

*2: V-1-1-9-3 「溢水評価条件の設定」においては,水位異常高検知時間 を 0.05 分として溢水量を算出



 ● タービン補機冷却 海水ポンプ吐出弁
 ★ 漏えい検出器

タービン建屋 T.M.S.L. -5100





第4-14図 漏えい検出器及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁の配置図



第4-15図 タービン補機冷却海水系隔離システムの概要

(1) 設備の特徴及び機能維持について

各設備は以下のとおり信頼性を確保可能であり,加えて適切な保全計画を策定・実施す ることにより,長期の機能維持を図る。

a. 漏えい検出器及び検出回路
 漏えい検出器
 は単純構造の静的機器であり、故障は起こりにくい。
 漏えい検出器の構造概要を第4-16図に示す。
 注記*:

b. 監視制御回路

監視制御機能の主要回路はデジタル設備で構成されており、演算回路の信頼性は高い ものとなっている。また、本設備は自己診断機能を有しており、故障を検知した場合は 検知監視盤(中央制御室に設置)に警報を発信させるため、早期の保守対応が可能であ る。 c. 出力リレー回路及びタービン補機冷却海水ポンプ吐出弁

出力リレー回路は,検出回路や監視制御回路のような状態監視機能は設けてないが, 配線設備を含め広く一般的に用いられる機器で構成されており,通常使用において故障 頻度は少なく,基本的に設備固有の信頼性は高いものである。

タービン補機冷却海水ポンプ吐出弁については,摩擦等の劣化要因を考慮した設計の ため故障頻度は少ないと考えられる。定期的な作動により設備の健全性を確保する。な お,作動試験の実施については,系統外乱を回避する観点から施設定期検査期間中に実 施する。



第4-16図 漏えい検出器の概要図

- 4.2 蒸気影響を緩和する設備
 - 4.2.1 蒸気防護カバーの設計方針

蒸気防護カバーは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定して いる機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

蒸気防護カバーは、タービン建屋で発生を想定する配管破断時の漏えい蒸気に対し、蒸 気による環境条件を緩和するため、「(1) 蒸気防護カバーの蒸気暴露試験」により気体 廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタが要求される機能を損なうおそれのない環境 温度以下となり、止水性を維持できることを確認したものを設置する。

蒸気防護カバーの設計方針としては溢水防護対象設備を覆うように防護カバー(断熱材)を設置することで、被水に対する影響の防止及び蒸気に対する影響を緩和する設計とする。

蒸気防護カバーの概要図を第4-17図,設置する区画を第4-7表に示す。

なお、蒸気防護カバーの周辺に存在する高エネルギー配管は最も近傍なもので約4mの 離隔を有し、高エネルギー配管と蒸気防護カバーの間には保温材等の障害物となる物も 存在することから、蒸気防護カバーに対して当該配管の破損に伴う直接的な蒸気の噴流 による有意な圧力は発生しない。蒸気防護カバーと高エネルギー配管の配置を第4-18図 に示す。



第4-17図 蒸気防護カバーの概要図

第4-7表 蒸気防護カバーを設置する区画

建屋	区画
ね、ビン母号	T-1F-3
クーレン建全	T-B1-3



第4-18図 蒸気防護カバーと高エネルギー配管の配置

- (1) 蒸気防護カバーの防水試験
 - a. 試験条件

防水試験は、実機で使用する形状、寸法及び施工方法を模擬した蒸気防護カバーを用 いて実施し、被水を想定した場合に蒸気防護カバー内に漏えいがないことを確認する。 第4-19図に蒸気防護カバーの試験概要図を示す。



第4-19図 蒸気防護カバー試験概要図

b. 試験結果 蒸気防護カバー内への漏えいがないことを確認したことから,被水への影響はない。

(2) 蒸気防護カバーの蒸気暴露試験

a. 試験条件

蒸気暴露試験は、実機で使用する形状、寸法及び施工方法を模擬した蒸気防護カバー と検出器を用いて実施し、配管破断時の漏えい蒸気を想定した蒸気を作用させた場合に、 蒸気防護カバー内部の温度が、気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタが要求さ れる機能を損なうおそれのない温度(60度)を3時間保持できることを確認する。

試験時間は、破断を想定する系統温度164度を3時間と設定し、漏えい量の計測結果を 踏まえ防護すべき設備への影響を確認する。

第4-20図に蒸気暴露試験概要図を示す。



第4-20図 蒸気暴露試験概要図

b. 試験結果

蒸気防護カバー内部の温度は気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタが要求される機能を損なうおそれのない温度(60度)以下となることから、蒸気防護カバーで囲われる気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタに対する蒸気への影響はない。

4.3 排水を期待する設備

4.3.1 床ドレンラインの設計方針

床ドレンラインは、「3. 要求機能及び性能目標」の「3.2.3 性能目標」で設定して いる機能設計上の性能目標を達成するために、以下の設計方針としている。

床ドレンラインは溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 及び発電所内で生じる異常事態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統から の放水による溢水が定められた区画へ排水される設計とする。

床ドレンラインに期待する区画を第4-8表に示す。

建屋	区画	
	R-4F-2A	
	R-4F-2B	
	R-M4F-4A	
	R-M4F-4C	
	R-M4F-5B	
	R-3F-1A	
	R-3F-2	
	R-3F-3	
原子炉建屋	R-3F-5	
	R-2F-2 共 2	
	R-2F-6	
	R-2F-7	
	R-2F-8	
	R-2F-9 下	
	R-2F-10 下	
	R-1F-2 共	
	R-1F-4	
	C-1F-1	
	C-1F-4B	
	С-В1-1	
	C-B1-6	
	C-MB2-2①	
	C-MB2-22	

第4-8表 床ドレンラインに期待する区画

V-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛 散物による損傷防護に関する説明書

目 次

1.	概要	•••••	••••••	1
2.	基本ナ	う針 ・・・・・	••••••	1
3.	評価	•••••	••••••	2
3.	1 内音	邪発生エネル	レギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物 ・・・・・・・・・・	2
	3.1.1	評価方針	••••••	2
	3.1.2	評価内容	••••••	2
	3.1.3	評価結果	••••••	4
3.	2 高速	も回転機器の)損壊による飛散物 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
	3.2.1	評価方針	••••••	4
	3.2.2	評価内容	••••••	4
	3.2.3	評価結果		7

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規則」という。)第15条第4項及びその「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」(以下「解釈」という。)に基づき、機器の損壊又は配管 の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることにつ いて説明するとともに、技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈に基づき、悪 影響防止として高速回転機器が飛散物とならないことについて説明するものである。

配管の破損に関しては,設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧カバウ ンダリの拡大範囲となる弁 E11-F010A, B, C (残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁(A),(B), (C))から弁 E11-F011A, B, C (残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A),(B),(C))まで, 弁 G31-F018 (原子炉冷却材浄化系 RPV ヘッドスプレイ逆止弁)から弁 G31-F017 (原子炉 冷却材浄化系 RPV ヘッドスプレイ隔離弁)まで及び弁 C41-F008 (ほう酸水注入系 PCV 内 側逆止弁)から弁 C41-F007 (ほう酸水注入系 PCV 外側逆止弁)までの主配管(以下「RCPB 拡大範囲」という。)が今回の申請範囲となることから,RCPB 拡大範囲の破損に伴う飛 散物により,発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

また,機器の損壊に関しては,高速回転機器のうち新たな設計基準対象施設及び重大 事故等対処設備が今回の申請範囲となることより,これらの高速回転機器がオーバース ピードに起因する損壊に伴う飛散物とならないことを説明する。

なお,重大事故等対処設備のうち,原子炉隔離時冷却系ポンプ,高圧炉心注水系ポン プ,非常用ディーゼル発電機等については,設計基準事故時と使用する系統設備及び使 用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に 変更がないため,今回の申請において変更は行わない。

2. 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の 破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については,材料選定,強度設計に十 分な考慮を払うとともに,「STANDARD REVIEW PLAN 3.6.2 DETERMINATION OF RUPTURE LOCATIONS AND DYNAMIC EFFECTS ASSOCIATED WITH THE POSTULATED RUPTURE OF PIPING(SRP3.6.2 R3)」(U.S.NUCLEAR REGULATORY COMMISSION)(以下「SRP3.6.2」とい う。)に基づき配管破損を想定し,その結果生じる可能性のある動的影響により,発電用 原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

また,新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備については,高速回転機器が 損壊し,飛散物とならないように保護装置を設けること等により,オーバースピードと ならない設計とするとともに,ガスタービン駆動補機については,定格回転速度が非常 に高速であることを踏まえ,仮想的にタービンが損壊することも想定し影響を評価する。 3. 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される配管の破損又は機器の損壊には, 以下の要因が考えられる。内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については破 損に伴う飛散物により,発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを,また,高速回 転機器については損壊に伴う飛散物とならないことを評価する。

- (1) 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損
 - RCPB 拡大範囲
- (2) 高速回転機器の損壊
 - ・高圧代替注水系ポンプ,第一ガスタービン発電機(6,7号機共用),電動機駆動 消火ポンプ(5号機設備,6,7号機共用)等,今回の申請範囲となる高速回転機 器である新たな設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を表 1「主要回転機 器一覧」に示す。
- 3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物
 - 3.1.1 評価方針

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうちRCPB拡大範囲について、SRP3.6.2に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、LBB概念は適用しない。

ただし, SRP3.6.2が参照している「STANDARD REVIEW PLAN BRANCH TECHNICAL POSITION 3-4 POSTULATED RUPTURE LOCATIONS IN FLUID SYSTEM PIPING INSIDE AND OUTSIDE CONTAINMENT(SRP BTP3-4 R2)」(U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION) に記載されているoperating basis earthquakeについては,弾性設計用地震動S d の1/3と読み替える。

また、「2013 ASME Boiler and Pressure Vessel Code」(The American Society of Mechanical Engineers)に関する内容については、「発電用原子力設備規格設 計・建設規格(2005年版(2007追補版含む。))<第 I 編 軽水炉規格>JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)(以下「JSME S NC1」と いう。)に従うものとする。

3.1.2 評価内容

評価においては、配管破損想定位置を考慮したうえで、防護対象を防護する。

(1) 防護対象

防護対象は,原子炉施設の異常状態において,この拡大を防止し,又は緩和す る機能を有するもののうち,次のとおりとする。

a. 原子炉停止系

R1

- b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり,かつ,放射性物質の放散に対する障 壁を形成するよう設計された範囲の施設
- (2) 配管破損想定位置

RCPB拡大範囲について, SRP3.6.2に基づき, ターミナル・エンド及び発生応力 又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

- a. ターミナル・エンド
- b. 供用状態A, B及び(1/3)Sd 地震荷重*に対して次のいずれかの条件を満た す点
 - (a) Sn > 2.4Sm, かつ, Se > 2.4Sm
 - (b) Sn > 2.4Sm, かつ, Sn' > 2.4Sm
 - ただし, Sn : JSME S NC1 PPB-3531の計算式に準じて計算 した一次+二次応力。
 - Se : J SME S NC1 PPB-3536(6)の計算式に準じて計 算した熱膨張応力。
 - Sn': JSME S NC1 PPB-3536(3)のSnの計算式に準 じて計算した一次+二次応力。
 - Sm : JSME S NC1 付録材料図表Part5表1に規定さ れる材料の設計応力強さ。
 - (c) 疲労累積係数>0.1

ただし、上述する疲労累積係数は供用状態A, Bにおける疲労累積係数に (1/3)Sd (Sd-1, Sd-2, Sd-3, Sd-4, Sd-5, Sd-6, Sd-7及びSd-8) 地震のみ による疲労累積係数を加算したものとする。

注記*: S d (Sd-1, Sd-2, Sd-3, Sd-4, Sd-5, Sd-6, Sd-7及びSd-8) 地震とは, V-2「耐震性に関する説明書」のうち, V-2-1-1「耐震設計の基本方針」 に示す弾性設計用地震動Sd-1, Sd-2, Sd-3, Sd-4, Sd-5, Sd-6, Sd-7及 びSd-8による動的地震力をいう。なお,弾性設計用地震動S d の概要は, V-2「耐震性に関する説明書」のうち, V-2-1-2「基準地震動S s 及び 弾性設計用地震動S d の策定概要」に示す。

ただし, RCCV貫通部については次の条件を満たすことで配管破損を想定しない。 c. 供用状態A, B及び(1/3)Sd地震荷重に対して次の条件を満たすこと。

- (a) Sn \leq 2.4Sm, $\pm \hbar$ t, Se \leq 2.4Sm
- (b) Sn ≤ 2.4 Sm, \ddagger \hbar c, Sn' ≤ 2.4 Sm

- (c) 疲労累積係数≦0.1
- d. RCCV貫通部について,破損想定位置における破断荷重によって, RCCV貫通部 の健全性維持範囲の配管に生ずる応力はJSME S NC1 PPB-3520の 計算式により計算した応力が2.25Sm及び1.8Sy以下であること。
 - ただし、Sy : JSME S NC1 付録材料図表Part5表8に規定さ れる材料の設計降伏点。
- (3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器 が損傷しないように、必要に応じて以下の対策を講じる設計とする。

- 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。 a.
- 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。 b.
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合,配管破損による動的影響に十分耐え るパイプホイップレストレイント等を設ける。
- 3.1.3 評価結果

RCPB拡大範囲における配管破損に関し,SRP3.6.2に基づき評価した結果,発生 応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所はなく、配管破損想定位置は弁 G31-F018(原子炉冷却材浄化系RPVヘッドスプレイ逆止弁)から弁G31-F017(原子 炉冷却材浄化系RPVヘッドスプレイ隔離弁)までの配管におけるターミナル・エン ドの2箇所であることを確認した。また,当該配管破損想定位置と防護対象機器は, 十分な離隔距離がとられていることを確認した。したがって、配管の破損に伴う 飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

- 3.2 高速回転機器の損壊による飛散物
 - 3.2.1 評価方針

ポンプ、ファン等の回転機器は、使用材料の検査、製品の品質管理、規格等に 基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること並びにディーゼル駆動補 機,蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機については,調速装置及び 非常調速装置等を設けることにより損壊防止対策が十分実施される。具体的な回 転機器のオーバースピードに起因する損壊防止対策については,「3.2.2 評価内 容」により評価し、必要に応じ設計上考慮する。

3.2.2 評価内容

高速回転機器については、機器毎に駆動源が異なるため、それぞれオーバース ピードに対する損壊防止について必要に応じ設計上考慮する。

R1

(1) 電動補機

誘導電動機を駆動源とする機器は,供給側の電源周波数が一定であることより, 負荷(インペラ側の水等)が喪失しても,電流が変動するのみで回転速度は一定 を維持し,オーバースピードとならないため,設計上考慮する必要はない。

また,各機器については運転状態を考慮し,構造上十分な機械的強度を有する 設計とし,通常運転時及び定期検査時等においても健全性を確認することにより, 機器の損壊を防止する。

(2) ディーゼル駆動補機

ディーゼル機関を駆動源とする機器には,各々調速装置及び保護装置として非 常調速装置等を設けオーバースピードに起因する機器の損壊を防止する設計とす る。

調速装置は,通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び負荷変動時 等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており,負荷変動時等において回転速度 が定格回転速度以上に上昇しても,調速装置の機能により非常調速装置が作動す る回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は,万一,調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場 合においても,「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用 火力設備の技術基準の解釈」並びに「可搬形発電設備技術基準(NEGA C 3 31:2005)」に適合する定格回転速度の1.16倍を超えない範囲で作動し機器を自 動停止させることにより,本設定値以上のオーバースピードとならない設計とし, オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

非常調速装置がない機器については,異常な過回転に伴う異常振動等が確認さ れた場合,手動での非常停止が可能な設計とし,オーバースピードに起因する機 器の損壊を防止する。

また,各機器については非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とし,非常調速装置については,作動確認を行い,装置の健全性を確認することにより,機器の損壊を防止する。

(3) 蒸気タービン駆動補機

蒸気タービンを駆動源とする高圧代替注水系ポンプは,調速装置及び保護装置 として非常調速装置を設け,オーバースピードに起因する機器の損傷を防止する 設計とする。

調速装置は,通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び負荷変動時 等の回転速度上昇を抑制する機能を有しており,負荷変動時等において回転速度

RI

が定格回転速度以上に上昇しても,調速装置の機能により非常調速装置が作動す る回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は,万一,異常な過回転が生じた場合においても,設定値を超え ない範囲で作動し機器を自動停止させることにより,オーバースピードにならな い設計とし,オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また,高圧代替注水系ポンプの駆動用タービンは,単段式のタービンであり, タービン翼は一体型のものを適用することで,タービンが破損により飛散するこ とがない設計とするとともに非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード 状態においても構造上十分な機械的強度を有する設計とする。

さらに,非常調速装置については,作動確認を行い,装置の健全性を確認する ことにより,機器の損壊を防止する。

(4) ガスタービン駆動補機

ガスタービンを駆動源とする第一ガスタービン発電機(6,7号機共用)は、調速 装置及び保護装置として非常調速装置を設け、オーバースピードに起因する機器 の損傷を防止する設計とする。

調速装置は,通常運転時の定格回転速度を一定に制御する機能及び負荷変動時 の回転速度上昇を抑制する機能を有しており,負荷変動時等において回転速度が 定格回転速度以上に上昇しても,調速装置の機能により非常調速装置が作動する 回転速度未満に制御できるように設計する。

非常調速装置は,万一,調速装置が機能することなく異常な過回転が生じた場 合においても,「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」及び「発電用 火力設備の技術基準の解釈」に適合する定格回転速度の1.11倍を超えない範囲で 作動し機器を自動停止させることにより,設定値以上のオーバースピードとなら ない設計とし,オーバースピードに起因する機器の損壊を防止する。

また,非常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造 上十分な機械的強度を有する設計とし,非常調速装置については,各機器をオー バースピード状態にして非常調速装置の作動確認を行うとともに,非常調速装置 が実作動するまでのオーバースピード状態の健全性を確認することにより,機器 の損壊を防止する。

非常調速装置を設けることによりタービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられる。しかしながら,ガスタービン駆動補機については,定格回転速度が ______ min⁻¹と非常に高速であることを踏まえ,仮想的に圧縮機ディスク及びタービンディスクが損壊することを想定し,昭和52年7月20日付け原子力委員会原子炉安全専門審査会報告書「タービンミサイル評価について」 に基づき影響を評価する。

6

3.2.3 評価結果

高速回転機器のオーバースピードに起因する損壊に関して「3.2.2 評価内容」 により評価した結果,電動補機については,オーバースピードとならないため, 設計上考慮する必要はない。

また、ディーゼル駆動補機、蒸気タービン駆動補機及びガスタービン駆動補機 については、調速装置及び保護装置として非常調速装置を設けること、並びに非 常調速装置が実作動するまでのオーバースピード状態においても構造上十分な機 械的強度を有する設計とすること並びに非常調速装置がない機器については、手 動での非常停止が可能な設計とすることにより、オーバースピードに起因する機 器の損壊を防止している。非常調速装置については、各機器共に非常調速装置の 作動確認を行い、装置の健全性を確認するため、機器が損壊することはなく、損 壊による飛散物は発生しない。

なお,ガスタービン駆動補機(第一ガスタービン発電機(6,7号機共用))につ いては,仮想的に損壊することを想定しても,エンジンガード内部に留まるため, タービンミサイルは発生しない。仮想的損壊時のミサイル評価結果を表2「ガスタ ービン駆動補機(第一ガスタービン発電機(6,7号機共用))のミサイル評価結果」 に示す。

		手も	テ゛ィーセ゛ル	蒸気タービン	カ゛スターヒ゛ン
機		電動	駆動	駆動	駆動
	可燃性ガス濃度制御系再結合装	\bigcirc			
設	置ブロワ	U			
計基	燃料移送ポンプ	\bigcirc			
準 対	電動機駆動消火ポンプ(5 号機設	\bigcirc			
象 施	備, 6,7号機共用)	\bigcirc			
設	ディーゼル駆動消火ポンプ(5 号		\bigcirc		
	機設備, 6,7号機共用)				
	可搬型代替注水ポンプ(A-1級)		 *		
	(6,7号機共用)				
	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)		 *		
	(6,7号機共用)				
	残留熱除去系ポンプ	0			
	高圧代替注水系ポンプ			\bigcirc	
	大容量送水車(海水取水用)(6,7		 *		
	号機共用)				
	復水移送ポンプ	0			
<i>-</i> T -1	熱交換器ユニット 代替原子炉	\bigcirc			
里 大	補機冷却水ポンプ(6,7号機共用)				
事 故	大容量送水車 (熱交換器ユニット		○*		
等対	用) (6,7号機共用)				
処	ほう酸水注入系ポンプ	0			
設備	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所				
	(対策本部) 可搬型陽圧化空調機	\bigcirc			
	(ファン)(6,7号機共用)				
	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所				
	(待機場所)可搬型陽圧化空調機	\bigcirc			
	(ファン)(6,7号機共用)				
	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所				
	(対策本部) 可搬型外気取入送風	\bigcirc			
	機(6,7号機共用)				
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	\cap			
	(ファン)(6,7号機共用)	\cup			

表1 主要回転機器一覧(1/2)

機器(回転機器)		電動	ディーセッル	蒸気タービン	カ゛スターヒ゛ン	
			駆動	駆動	駆動	
	大容量送水車(原子炉建屋放水設		\sim			
	備用) (6,7号機共用)		0			
	ドレン移送ポンプ	0				
	可搬型窒素供給装置	0				
	非常用ガス処理系排風機	\bigcirc				
重	第一ガスタービン発電機用燃料	\bigcirc				
大車	移送ポンプ(6,7号機共用)	0				
故笠	第一ガスタービン発電機(6,7号				\bigcirc	
· ·	機共用)				0	
処設	電源車(6,7号機共用)		0			
備	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所		\bigcirc			
	用可搬型電源設備(6,7号機共用)		0			
	モニタリングポスト用発電機		\bigcirc			
	(6,7号機共用)		0			
	可搬型窒素供給装置用可搬型電		\bigcirc			
	源設備(6,7号機共用)		0			

表1 主要回転機器一覧(2/2)

注記*:これらのポンプについては、非常調速装置がないため、異常な過回転に伴う異常 振動等が確認された場合、手動での非常停止が可能な設計とする。

表2 ガスタービン駆動補機(第一ガスタービン発電機(6,7号機共用))のミサイル評価結果

想定飛散物	鋼板貫通厚さ (mm)	エンジンガード厚さ (mm)	
*			

注記*:ミサイル評価のうち、最も評価結果が厳しい対象を記載
V-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書

1.		概要		1
2.		基本方法	針	1
	2.	1 通信	言連絡設備(発電所内)	1
	2.	2 通信	言連絡設備(発電所外)	1
3.		施設の	詳細設計方針	1
	3.	1 通信	雪連絡設備(発電所内)	1
		3.1.1	送受話器(ページング)(警報装置)及び送受話器(ページング)	3
		3.1.2	電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及び FAX)	3
		3.1.3	衛星電話設備(常設)及び衛星電話設備(可搬型)	4
		3.1.4	無線連絡設備(常設)及び無線連絡設備(可搬型)	4
		3.1.5	携带型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)	5
		3.1.6	5 号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)	5
		3.1.7	安全パラメータ表示システム (SPDS)	5
	3.	2 通信	言連絡設備(発電所外)	6
		3.2.1	テレビ会議システム(テレビ会議システム(社内向))	8
		3.2.2	専用電話設備(専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向))	8
		3.2.3	衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機)	8
		3.2.4	衛星電話設備(常設)及び衛星電話設備(可搬型)	8
		3.2.5	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話	機
			及び IP-FAX)	9
		3.2.6	データ伝送設備	9

1. 概要

本資料は、「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」第46条,第47条第 4項及び第5項,第76条,第77条並びにそれらの「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」に基づく通信連絡設備について説明するものである。

- 2. 基本方針
 - 2.1 通信連絡設備(発電所内)

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室 等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋、作業場所等の建屋内外各所の 人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動又は音声若しく はその両方により行うことができるよう、警報装置、多様性を確保した所内通信連絡設備及 び緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システ ム(SPDS)を設置又は保管する。

通信連絡設備(発電所内)は,非常用所内電源又は無停電電源に接続し,外部電源が期待 できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故(以下「重大事故等」という。)が発生した 場合において,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ために必要な設 備を設けるとともに,当該設備に代替電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2 通信連絡設備(発電所外)

設計基準事故が発生した場合において,発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信 連絡ができるよう,所外通信連絡設備及び発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム (ERSS)等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備を設置又は保管する。

通信連絡設備(発電所外)は、通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。テ レビ会議システム(テレビ会議システム(社内向))、専用電話設備(専用電話設備(ホット ライン)(地方公共団体他向))、衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及 び衛星社内電話機)、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システ ム、IP-電話機及び IP-FAX)及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続する設計とする。

通信連絡設備(発電所外)は,非常用所内電源又は無停電電源に接続し,外部電源が期待 できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において,発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連 絡を行うために必要な設備を設けるとともに,当該設備に代替電源設備から給電が可能な設 計とする。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 通信連絡設備(発電所内)

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室 及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)から人が立ち入る可能性のあ る原子炉建屋、タービン建屋、作業場所等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示、 事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動又は音声若しくはその両方により行うことがで きる設備並びに音声及び FAX により行うことができる設備として,表1に示す警報装置及び 多様性を確保した所内通信連絡設備を設置又は保管する。

警報装置として送受話器(ページング)(警報装置)及び多様性を確保した所内通信連絡設備として送受話器(ページング),電力保安通信用電話設備(固定電話機,PHS端末及び FAX),衛星電話設備(常設),衛星電話設備(可搬型),無線連絡設備(常設),無線連絡設備

(可搬型)及び携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)を設置又は保管する。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ事故状態等の把握に必要な データを伝送できる設備として,データ伝送装置,緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する。

警報装置,所内通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム(SPDS)については,図1 に示すとおり非常用所内電源又は無停電電源に接続又は充電式電池若しくは乾電池を使用 し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において,発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連 絡を行うために必要な所内通信連絡設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所 内の必要な場所で共有するために必要な所内通信連絡設備として,表1に示す必要な数量の 衛星電話設備(常設),無線連絡設備(常設)及び携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出 電話機)を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設置 又は保管し,衛星電話設備(可搬型)及び無線連絡設備(可搬型)は,5号機原子炉建屋内 緊急時対策所(対策本部・高気密室)に保管する。また,5号機屋外緊急連絡用インター フォン(インターフォン)を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室),5号 機中央制御室及び5号機原子炉建屋屋外に設置する。なお,可搬型については必要な数量に 加え,故障を考慮した数量の予備を保管する。

中央制御室に設置する衛星電話設備(常設)及び無線連絡設備(常設)は,中央制御室待 避室においても使用できる設計とする。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ重大事故等に対処するために 必要なデータを伝送できる設備として,安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ 伝送装置をコントロール建屋内に設置し,緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装 置を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な所内通信連絡設備及び安全パラメータ表示シ ステム(SPDS)については、図1に示すとおり代替電源設備である第一ガスタービン発電 機、電源車又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計と する。充電式電池を使用する所内通信連絡設備については、予備の充電式電池と交換するこ と又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代 替電源設備からの給電が可能な5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の 電源から充電器を用いて充電することができる設計とする。乾電池を使用する所内通信連絡 設備については、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設 計とする。

また,基準地震動Ssによる地震力に対し,地震時及び地震後においても,通信連絡に係

2

る機能を保持するため、表2に示す固縛又は固定による転倒、横滑り、飛び跳ね及び落下の 防止措置(以下「転倒防止措置等」という。)を実施するとともに、信号ケーブル及び電源 ケーブルは、耐震性を有する電線管、トレイ及びダクト(以下「電線管等」という。)に敷設 する設計とする。

転倒防止措置等については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、V-2「耐震性に関する説明書」のうち V-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設置又は保管する送受話器 (ページング)(警報装置),送受話器(ページング),電力保安通信用電話設備(固定電話 機,PHS端末及びFAX),衛星電話設備(常設),衛星電話設備(可搬型),無線連絡設備(常 設),無線連絡設備(可搬型),携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機),5号機屋 外緊急連絡用インターフォン(インターフォン),緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS表示装置並びに5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)に設置する送受話器

(ページング)(警報装置),送受話器(ページング)は、計測制御系統施設の設備を緊急時 対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備(発電所内)の一部は,6号機及び7号機で共用する設計とし,各設備の共 用の区分を表1に示す。

3.1.1 送受話器 (ページング) (警報装置) 及び送受話器 (ページング)

発電所内の建屋内外各所の人に操作,作業,退避の指示,事故対策のための集合等の 連絡を行うために,送受話器(ページング)(警報装置)及び送受話器(ページング)を 設置する。送受話器(ページング)(警報装置)及び送受話器(ページング)は,ハンド セット及びスピーカから構成される。

指示は,発電所各所に設置するハンドセットを使用し,スピーカにて行うことができ る設計とする。また,中央制御室又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高 気密室)から発電所内へブザー鳴動及び音声による警報を行うことができる設計とす る。

発電所の運転及び保守業務に必要なパトロール経路,並びに機器の操作監視に必要な 場所で,目につき易く利便性の高い位置にハンドセットを設け,発電所内の建屋内外各 所との通信連絡ができる設計とする。

スピーカは、ハンドセットの近傍に設置するが、設置場所の暗騒音レベル及び設置環 境を考慮して設置する。

送受話器(ページング)(警報装置)及び送受話器(ページング)は,送受話器(ペー ジング)用 48V 蓄電池に接続し,外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とす る。

3.1.2 電力保安通信用電話設備(固定電話機, PHS 端末及び FAX)

中央制御室,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)及び屋内外の 作業場所との間で相互に通信連絡を行うために,電力保安通信用電話設備(固定電話

機,PHS端末及びFAX)のうち固定電話機及びPHS端末を設置又は保管する。また,中央 制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)との間で相互に通 信連絡を行うために,電力保安通信用電話設備(固定電話機,PHS端末及びFAX)のうち FAXを設置する。

電力保安通信用電話設備(固定電話機,PHS端末及びFAX)のうち固定電話機及びFAX は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可 能な設計とする。また、PHS端末の電源は、充電式電池(本体内蔵)を使用し、外部電 源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.1.3 衛星電話設備(常設)及び衛星電話設備(可搬型)

中央制御室,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)及び屋外の作 業場所との間で相互に通信連絡を行うために,衛星電話設備(常設)及び衛星電話設備 (可搬型)を設置又は保管する。

衛星電話設備(常設)は、図2に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続すること により、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備(常設)は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待 できない場合でも動作可能な設計とする。また、衛星電話設備(可搬型)の電源は充電 式電池(本体内蔵)を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とす る。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備(常設) は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流 電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から 給電が可能な設計とし、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設 置する衛星電話設備(常設)は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発 電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 から給電が可能な設計とする。また、衛星電話設備(可搬型)の電源は、充電式電池 (本体内蔵)を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用するこ とにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可 能な5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の電源から充電器を用い て充電することができる設計とする。

3.1.4 無線連絡設備(常設)及び無線連絡設備(可搬型)

中央制御室,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)及び屋外の作 業場所との間で相互に通信連絡を行うために,無線連絡設備(常設)及び無線連絡設備 (可搬型)を設置又は保管する。

無線連絡設備(常設)は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待 できない場合でも動作可能な設計とする。また、無線連絡設備(可搬型)の電源は、充 電式電池(本体内蔵)を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とす る。 重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する無線連絡設備(常設) は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流 電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から 給電が可能な設計とし、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設 置する無線連絡設備(常設)は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発 電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 から給電が可能な設計とする。また、無線連絡設備(可搬型)の電源は、充電式電池 (本体内蔵)を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用するこ とにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備からの給電が可 能な5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の電源から充電器を用い て充電することができる設計とする。

3.1.5 携带型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)

中央制御室と屋内の作業場所との間又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本 部・高気密室)と5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)との間で相互に通信連 絡を行うために,携帯型音声呼出電話機を保管する。

携帯型音声呼出電話設備は,端末である携帯型音声呼出電話機,中継用ケーブルドラ ム及び専用接続箱の端子を容易に接続できる端子とすることで,確実に使用できる設計 とする。

携帯型音声呼出電話機の電源は, 乾電池を使用し, 外部電源が期待できない場合でも 動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する携帯型音声呼出電話機の電源は、乾電池を使用 し、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とす る。

3.1.6 5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)と5号機屋外,又は5号機中 央制御室と5号機屋外の間で相互に通信連絡を行うために,5号機屋外緊急連絡用イン ターフォン(インターフォン)を設置する。

5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)は,非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し,外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する5号機屋外緊急連絡用インターフォン(イン ターフォン)は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、代 替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な 設計とする。

3.1.7 安全パラメータ表示システム (SPDS)

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等

が発生した場合において、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ 表4に示す事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、図3に示すとお りデータ伝送装置,緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全 パラメータ表示システム(SPDS)を設置する。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、 外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち データ伝送装置は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加え て、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備である第一ガス タービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な設計とす る。また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設置する緊急時 対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は、非常用ディーゼル発電設備である非常 用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設 備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とす る。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援シス テム伝送装置は、常時伝送を行う設計とする。

表4に示す5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ伝送してい る,原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故 等の対処に必要なパラメータは,通常のデータ伝送ラインが使用できない場合に,耐震 性のある無線通信装置(伝送路)で構成するバックアップ伝送ラインによりデータを収 集できる設計とする。

3.2 通信連絡設備(発電所外)

設計基準事故が発生した場合において,発電所外の本社,国,地方公共団体その他関係機関の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声,FAX及びテレビ会議により行うことができる所外通信連絡設備として,表1に示すテレビ会議システム(テレビ会議システム(社内向)),専用電話設備(専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向)),衛星電話設備

(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機),衛星電話設備(常設),衛 星電話設備(可搬型)及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議 システム, IP-電話機及び IP-FAX)を設置又は保管する。

また,発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送 できる設備として,データ伝送設備を設置する。

所外通信連絡設備及びデータ伝送設備については、表3に示すとおり有線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。テレビ会議システム(テレビ会議システム(社内向)),専用電話設備(専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向)),衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機),統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム,IP-電話機及びIP-FAX)及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳による使用制限又は通信事業者に

よる通信制限を受けることなく常時使用できる設計とする。また,これらの専用通信回線の 容量は通話及びデータ伝送に必要な容量に対し十分な余裕を確保した設計とする。

所外通信連絡設備及びデータ伝送設備については,図1に示すとおり非常用所内電源又は 無停電電源に接続又は充電式電池若しくは乾電池を使用し,外部電源が期待できない場合で も動作可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合にお いて、データ伝送設備は、基準地震動Ssによる地震力に対し、地震時及び地震後において も、緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、 表2に示す固縛又は固定による転倒防止処置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源 ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、V-2「耐震性に関する説明書」のうち V-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

重大事故等が発生した場合において,発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場 所と通信連絡を行うために必要な所外通信連絡設備及び計測等を行った特に重要なパラメー タを発電所外(社内外)の必要な場所で共有するために必要な所外通信連絡設備として, 表1に示す必要な数量の衛星電話設備(常設)を中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時 対策所(対策本部・高気密室)に設置し,衛星電話設備(可搬型)及び統合原子力防災ネッ トワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX)を5号機原 子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設置又は保管する。なお,可搬型につい ては必要な数量に加え,故障を考慮した数量の予備を保管する。

また,発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ重大事故等に対処す るために必要なデータを伝送できる設備として,緊急時対策支援システム伝送装置で構成す るデータ伝送設備を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設置する。

これらの重大事故等が発生した場合に必要な所外通信連絡設備及びデータ伝送設備につい ては、図1に示すとおり代替電源設備である第一ガスタービン発電機、電源車又は5号機原 子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。充電式電池を使用 する所外通信連絡設備については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用 することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備から給電が可 能な5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の電源から充電器を用いて充 電することができる設計とする。

重大事故等が発生した場合に必要な所外通信連絡設備及びデータ伝送設備については、基 準地震動Ssによる地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持 するため、表2に示す固縛又は固定による転倒防止処置等を実施するとともに、信号ケーブ ル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。

転倒防止措置等については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に、耐震性に関する詳細は、V-2「耐震性に関する説明書」のうち V-2-1「耐震設計の基本方針」に示す。

5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に設置又は保管するテレビ会議

システム(テレビ会議システム(社内向)),専用電話設備(専用電話設備(ホットライン) (地方公共団体他向)),衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社 内電話機),衛星電話設備(常設),衛星電話設備(可搬型),統合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX)及びデータ伝送設備 は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。

通信連絡設備(発電所外)の一部は,6号機及び7号機で共用する設計とし,各設備の共 用の区分を表1に示す。

3.2.1 テレビ会議システム (テレビ会議システム (社内向))

発電所と本社等との間で通信連絡を行うために,当社が構築する専用の電力保安通信 用回線(有線系回線)によるテレビ会議システム(社内向)を設置する。

テレビ会議システム(社内向)は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼ ル発電機に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.2.2 専用電話設備(専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向))

発電所と地方公共団体その他関係機関との間で通信連絡を行うために,通信事業者が 提供する専用通信回線(有線系回線)による専用電話設備(ホットライン)(地方公共団 体他向)を設置する。

専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向)の電源は、乾電池を使用し、外部 電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

3.2.3 衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機) 発電所と本社との間で通信連絡を行うために,通信事業者が提供する衛星無線通信回線(衛星系回線)による衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機)を設置する。

衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機)は、非 常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し、外部電源が期待でき ない場合でも動作可能な設計とする。

3.2.4 衛星電話設備(常設)及び衛星電話設備(可搬型)

発電所と本社,国,地方公共団体その他関係機関との間で通信連絡を行うために,通 信事業者が提供する回線(衛星系回線)による衛星電話設備(常設)及び衛星電話設備 (可搬型)を設置又は保管する。また,発電所と発電所外でモニタリングを行う場所と の間で通信連絡を行うために,衛星電話設備(可搬型)を保管する。

衛星電話設備(常設)は、図2に示すとおり屋外に設置したアンテナと接続すること により、屋内で使用できる設計とする。

衛星電話設備(常設)は、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待 できない場合でも動作可能な設計とする。また、衛星電話設備(可搬型)の電源は充電 式電池(本体内蔵)を使用し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とす

る。

重大事故等が発生した場合に使用する中央制御室に設置する衛星電話設備(常設) は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流 電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から 給電が可能な設計とする。また、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密 室)に設置する衛星電話設備(常設)の電源は、非常用ディーゼル発電設備である非常 用ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。また、衛星電話設備(可搬型)の電源 は、充電式電池(本体内蔵)を使用し、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端 末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、代替電源設備 からの給電が可能な5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)の電源か ら充電器を用いて充電することができる設計とする。

3.2.5 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機 及び IP-FAX)

発電所と本社,国,地方公共団体へ通信連絡を行うために,図4に示すとおり通信事 業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク回線(有線系及び衛星系回 線)による統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX)を設置する。

IP-電話機(有線系)及びIP-FAX(有線系)は有線系回線を使用し,IP-電話機(衛星系)及びIP-FAX(衛星系)は衛星系回線を使用できる設計とする。また,テレビ会議システムについては,有線系又は衛星系回線を使用できる設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機 及び IP-FAX)は、非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続し、 外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡 設備(テレビ会議システム, IP-電話機及び IP-FAX)は,非常用ディーゼル発電設備で ある非常用ディーゼル発電機に加えて,代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。

3.2.6 データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ表4に示す必要なデー タを伝送できる設備として、図3に示すとおり通信事業者が提供する特定顧客専用の統 合原子力防災ネットワーク回線(有線系及び衛星系回線),当社が構築する専用の電力保 安通信用回線(有線系回線)による緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ 伝送設備を設置する。

データ伝送設備は,非常用ディーゼル発電設備である非常用ディーゼル発電機に接続 し,外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合に使用するデータ伝送設備は、非常用ディーゼル発電設備

である非常用ディーゼル発電機に加えて,代替電源設備である5号機原子炉建屋内緊急 時対策所用可搬型電源設備から給電が可能な設計とする。

また、データ伝送設備は、常時伝送を行う設計とする。

表4に示す緊急時対策支援システム(ERSS)等へ伝送している原子炉冷却系統に係る 発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常及び重大事故等に対処に必要なパラメー タは,通常のデータ伝送ラインが使用できない場合に,耐震性のある無線通信装置(伝 送路)で構成するバックアップ伝送ラインによりデータを収集できる設計とする。



図1 通信連絡設備の電源概略構成図(1/2)



K7 ① V-1-1-11 R1





図2 衛星電話設備(常設)概略構成図



図3 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概略構成図



図4 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX)の概略構成図

表1 通信連絡設備の主要設備一覧(1/6)

圣母廷可	十		数量			
地佔裡別	主要設備		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	区分*4
飲知壮平	送受話器	ハンドセット*3	 259 台 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2 台*1 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所):2 台*1 中央制御室:22 台 ・原子炉建屋,タービン建屋:119 台 ・コントロール建屋他:90 台*2 ・屋外:24 台*2 	_	_	
言邗衣匣	(ペーシング) (警報装置)	スピーカ ^{*3}	 671 台 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2台*1 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所):2台*1 中央制御室:47台 原子炉建屋,タービン建屋:362台 コントロール建屋他:221台*2 屋外:37台*2 	_	_	注記*1: 6,7号機共 用,5号機 に設置。
所内通信 連絡設備	送受話器 (ページング)	ハンドセット*3	 259 台 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2 台*1 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所):2 台*1 中央制御室:22 台 原子炉建屋,タービン建屋:119 台 コントロール建屋他:90 台*2 屋外:24 台*2 		_	注記*2: 6,7号機共 用,6号機 に設置。
		スピーカ*3	 671 台 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2台*1 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所):2台*1 中央制御室:47台 ・原子炉建屋,タービン建屋:362台 ・コントロール建屋他:221台*2 ・屋外:37台*2 	_	_	

注記*3:数量及び設置場所(又は保管場所)は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

注記*4:本文中全て共用の区分は同じ。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧(2/6)

送台港町	主要設備		数量			
迪信悝別	主要設備		設計基準対象施設 重大事故等対処設備		備考	区分*5
		固定電話機*4	 74台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):17台*1 ・中央制御室:4台 ・原子炉建屋,タービン建屋:47台 ・コントロール建屋他:6台*2 	_	_	
	電力保安通信 用電話設備	PHS端末*4	 215台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室): 30 台*1 ・中央制御室:11 台 ・発電所員他配備分: 174台*1 	_	_	
		FAX* ⁴	 2台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1台*1 ・中央制御室:1台 	_		注記*1: 6,7号機共 用,5号機 に設置
所内通信 連絡設備	衛星電話設備 *7	衛星電話設備 (常設)	 6台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):5台*1 ・中央制御室:1台 その他:1式 (5号機原子炉建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架 	 6台*3 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):5台*1 ・中央制御室:1台(中央制御室待避室を含む) その他:1式*3 (5号機原子炉建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架 		注記*2: 6,7号機共 用,6号機に 設置。
		衛星電話設備 (可搬型)*4	4台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1	 4:1^{**}(丁傭4台を除く) •5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1 (予備4台を除く) (可搬型用充電器:8台) (可搬型用充電式電池予備:8台) 	主体数重 :39台* ⁶	

注記*3:設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記*4:数量及び設置場所(又は保管場所)は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

注記*5:本文中全て共用の区分は同じ。

注記*6:内訳は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):15台(予備4台、自主7台を含む)、参集地点(刈羽寮、柏崎エネルギーホール):自主24台。

注記*7:発電所内と発電所外で共用。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧(3/6)

圣侍廷司	主亜設備		数量			
迪信悝別	主要設備		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	区分*4
	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	 5台 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1 ・中央制御室:1台 その他:1式 (5号機原子炉建屋) ・無線連絡設備(常設)用アンテナ*1 ・無線連絡設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・無線連絡設備(常設)用アンテナ ・無線連絡設備(常設)用アンテナ ・無線連絡設備(常設)用アンテナ ・無線連絡設備(常設)通信収容架 	 5 台*2 • 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4 台*1 • 中央制御室:1台(中央制御室待避室を含む) その他:1式*2 (5 号機原子炉建屋) • 無線連絡設備(常設)用アンテナ*1 • 無線連絡設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) • 無線連絡設備(常設)用アンテナ • 無線連絡設備(常設)用アンテナ • 無線連絡設備(常設)用アンテナ • 無線連絡設備(常設)通信収容架 	(備考 高気密室):4台*1 [を含む) 	
所内通信 連絡設備		無線連絡設備 (可搬型)* ³	 29 台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室): 29 台*1 	 29 台*² (予備 29 台を除く) ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室): 29 台*¹ (予備 29 台を除く) (可搬型用充電器: 58 台) (可搬型用充電式電池予備: 58 台) 	全体数量 :180 台 * ⁵	注記*1: 6,7号機共 用,5号機 に設置。
	携帯型音声 呼出電話設備	携帯型音声 呼出電話機* ³	5 台 •5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2 台*1 •中央制御室:3 台	 5 台*2(予備5台を除く) • 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2 台*1 (予備2台を除く) • 中央制御室:3 台(予備3台を除く) 	全体数量 :16 台* ⁶	
	5 号機屋外緊 急連絡用イン ターフォン	5 号機屋外緊急 連絡用インター フォン(インタ ーフォン)		 10 台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):2 台*1 ・5 号機中央制御室:2 台*1 ・5 号機原子炉建屋屋外:6 台*1 		

注記*2:設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記*3:数量及び設置場所(又は保管場所)は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

注記*4:本文中全て共用の区分は同じ。

注記*5:内訳は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):90台(予備29台、自主32台を含む),事務建屋他:自主90台。

注記*6:内訳は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室): 6台(予備2台、自主2台を含む)、中央制御室:10台(予備3台、自主4台を含む)。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧(4/6)

圣侍廷司	<u></u>	数量				
迪信悝別	土安設備	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	区分*4	
	データ伝送装置	1式 ・コントロール建屋 : 1 式	同左*3	_		
安全 パラメー タ表示シ ステム (SPDS)	緊急時対策支援システム 伝送装置 ^{*5}	 1式 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1式*1 その他:1式 (コントロール建屋) ・無線通信装置用メッシュ型アンテナ*2 ・無線通信装置収容架*2 (5号機原子炉建屋) ・無線通信装置用メッシュ型アンテナ*1 ・無線通信装置収容架*1 	同左*3	l	注記*1: 6,7号機共 用,5号機 に設置。 注記*2: 6,7号機共 用	
	SPDS 表示装置	 1 台 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1 台*1 	同左*3	_		

注記*3:設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記*4:本文中全て共用の区分は同じ。

注記*5:発電所内と発電所外で共用。

表1 通信連絡設備の主要設備一覧(5/6)

诺信種則			数量				
地行性別	主要設備		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	区分*3	
	テレビ会議 システム	テレビ会議 システム (社内向)	1 台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1 台*1	_	_		
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) ^(地方公共団体他向)	 7 台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):7 台*1 		_		
	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議 システム (社内向)	 1 台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1 台*1 		_		
		衛星社内電話機	 4 台 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4 台*1 	_			
所外通信 連絡設備	統合原子力 防災ネットワ ークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議 システム	 1台(有線系・衛星系共用) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1台*1 その他:1式 (5号機原子炉建屋) ・衛星無線通信装置用アンテナ*1 ・統合原子力防災ネットワーク用通信装置収容架*1 	同左*2	_	注記*1: 6,7号機共 用,5号機 に設置。	
		IP-電話機	 6 台(有線系:4台,衛星系:2台) 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(有線系) :4 台*1 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(衛星系) :2 台*1 	同左*2	_		
		IP—FAX	 2 台(有線系:1台,衛星系1台) 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(有線系) :1 台*1 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(衛星系) :1 台*1 	同左*2	_		

注記*2:設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記*3:本文中全て共用の区分は同じ。

20

表1	通信連絡設備の主要設備-	-覧	(6/)	6))
			· ·		

诸侍廷可	主要設備		数量			
1111百个里万门			設計基準対象施設	設計基準対象施設 重大事故等対処設備		区分*4
所外通信 連絡設備	衛星電話設備 *6	衛星電話設備 (常設)	 6台 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):5台*1 中央制御室:1台 その他:1式 (5号機原子炉建屋) 衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 ・衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) ・衛星電話設備(常設)用アンテナ ・衛星電話設備(常設)通信収容架 	 6台*2 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):5台*1 中央制御室:1台(中央制御室待避室を含む) その他:1式 (5号機原子炉建屋) 衛星電話設備(常設)用アンテナ*1 衛星電話設備(常設)通信収容架*1 (コントロール建屋) 衛星電話設備(常設)用アンテナ 衛星電話設備(常設)通信収容架 4台*2(予備4台を除く) 		注記*1: 6,7号機共 用,5号機 に設置。
		衛星電話設備 (可搬型)* ³	・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4 台*1	 ・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):4台*1 (予備4台を除く) (可搬型用充電器:8台) (可搬型用充電式電池予備:8台) 	:39台*5	
データ 伝送設備	緊急時対策支援システム 伝送装置 ^{*6}		 1 式 ・5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室):1 式*1 	同左*2		

注記*2:設計基準対象施設及び重大事故時等対処設備として使用する設備。

注記*3:数量及び設置場所(又は保管場所)は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

注記*4:本文中全て共用の区分は同じ。

注記*5:内訳は、5号機原子炉建屋内緊急時対策所:15台(予備4台、自主7台を含む)、参集地点(刈羽寮、柏崎エネルギーホール):自主24台。

注記*6:発電所内と発電所外で共用。

表 2 通信連絡設備の耐震性(1/2)

K7 ① V-1-1-11 R1

所内通信連絡設備及び所外通信連絡設備に係る耐震性

通信種別	場所	主要設備		耐震措置		
発電所内外	コントロール建屋, 5 号機原子炉建屋	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設)	 ・衛星電話設備(常設)の衛星電話用アンテナ,端末装置は,耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建 屋に設置し,転倒防止措置等を施すとともに,加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失 しないことを確認する。 ・衛星電話設備(常設)の端末装置から衛星電話用アンテナまでのケーブルは,耐震性を有する電線管等に敷設す る。 		
			衛星電話設備 (可搬型)	・衛星電話設備(可搬型)は、耐震性を有する5号機原子炉建屋に保管し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試 験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。		
	コントロール建屋, 5 号機原子炉建屋	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	 ・無線連絡設備(常設)の無線連絡用アンテナ,端末装置は,耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建 屋に設置し,転倒防止措置等を施すとともに,加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失 しないことを確認する。 ・無線連絡設備(常設)の端末装置から無線連絡用アンテナまでのケーブルは,耐震性を有する電線管等に敷設す る。 		
			無線連絡設備 (可搬型)	・無線連絡設備(可搬型)は、耐震性を有する5号機原子炉建屋に保管し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試 験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。		
発電所内	コントロール建屋, 5 号機原子炉建屋	携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声 呼出電話機	・携帯型音声呼出電話機は、耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建屋に保管し、転倒防止措置等を施 すと共に、加振試験等により、基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。		
	5 号機原子炉建屋	5 号機屋外緊急 連絡用インター フォン	5 号機屋外緊 急連絡用イン ターフォン (インターフ ォン)	 ・5号機屋外緊急連絡用インターフォンは、耐震性を有する5号機原子炉建屋に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・5号機屋外緊急連絡用インターフォンの端末装置から屋外装置までのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。 		
発電所外	5 号機原子炉建屋	統合原子力防災 ネットワーク を用いた 通信連絡設備	テレビ会議 システム IP-電話機 IP-FAX	 ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX 及び通信装置) は, 耐震性を有する5号機原子炉建屋に設置し,転倒防止措置等を施すと共に,加振試験等により基準地震動Ss による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 		

K7 ① V-1-1-11 R1

表 2 通信連絡設備の耐震性(2/2)

必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))及びデータ伝送設備に係る耐震性

場所	主要設備		耐震措置			
	データ伝送装置		・データ伝送装置は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動Ss による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。			
コントロール建屋	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地 震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。			
	無線通信装置		 ・無線通信装置は、耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信装置用メッシュ型アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。 			
建屋間	建屋間 伝送	無線系	・無線通信装置用メッシュ型アンテナは、耐震性を有するコントロール建屋及び5号機原子炉建屋に設置し、転倒防止措置等を施すとと もに、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。			
	ルート	有線系	 ・有線系のケーブルについては、可とう性を有するとともに余長を確保する。 			
	光ファイバ 通信伝送装置 無線通信装置		 ・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する5号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地 震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 			
5 号機原子炉建屋			無線通信装置機原子炉建屋		 ・無線通信装置は、耐震性を有する5号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信装置用メッシュ型アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する。 	
	緊急時対策支援 ・緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する5号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置 システム伝送装置 り基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。		・緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する5号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動Ssによる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。			
	SPDS 表示装置		・SPDS 表示装置は、耐震性を有する5号機原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すとともに、加振試験等により基準地震動Ssに よる地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。			

通信回	副線種別	主	機能	専 用	通信の制限*1	
電力保安	有線系回線	テレビ会議 システム	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	0	0
通信用回線*2	(光ファイバ)	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	0	Ô
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設,可搬型)	電話		0
	衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	0	0
通信事業者 回線	衛星系回線	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	0	Ô
			衛星社内電話機	電話	0	Ø
	有線系回線	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)	電話	0	Ø
			IP-電話機	電話	0	Ô
	月緑糸回緑 (光ファイバ)	統合原子力防災	IP-FAX	FAX	0	O
通信事業者		ネットワークを	テレビ会議システム	テレビ会議	0	O
回線		用いた	IP-電話機	電話	0	O
(統合原子力	衛星系回線	通信連絡設備	IP-FAX	FAX	0	O
防災ネット ワーク)			テレビ会議システム	テレビ会議	0	O
	有線系回線(光ファイバ)衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	0	Ø

表3 多様性を確保した通信	回線
---------------	----

注記*1:通信の制限とは, 輻輳のほか, 災害発生時の通信事業者による通信規制を想定。 *2:電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は, 一般送配電事業会社所掌となる。

【凡例】

・専用 ○:専用回線 —:非専用回線
 ・輻輳 ◎:制限なし ○:制限のおそれが少ない ×:制限のおそれがある

	衣 4 SPDS 衣示装直 C 唯認 C さく	シノフントハン	$\gamma \neq - \neq (1/$	11)	
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	APRM (平均値)	0	0		0
	APRM (A)	0	_	0	0
	APRM (B)	0	—	0	0
	APRM (C)	0	_	0	0
	APRM (D)	0	—	0	0
	SRNM (A) 計数率	0	0	0	0
	SRNM (B) 計数率	0	0	0	0
	SRNM (C) 計数率	0	0	0	0
	SRNM (D) 計数率	0	0	0	0
	SRNM (E) 計数率	0	0	0	0
	SRNM (F) 計数率	0	0	0	0
后心后亡庙	SRNM (G) 計数率	0	0	0	0
炉心及応度	SRNM (H) 計数率	0	0	0	0
0747.恶唯祕	SRNM (J) 計数率	0	0	0	0
	SRNM (L) 計数率	0	0	0	0
	SRNM A 計数率高高	0	0	_	0
	SRNM B 計数率高高	0	0	_	0
	SRNM C 計数率高高	0	0		0
	SRNM D 計数率高高	0	0	_	0
	SRNM E 計数率高高	0	0	_	0
	SRNM F 計数率高高	0	0	—	0
	SRNM G 計数率高高	0	0	—	0
	SRNM H 計数率高高	0	0	—	0
	SRNM J 計数率高高	0	0	—	0
	SRNM L 計数率高高	0	0	—	0
	原子炉圧力 A	0	0		0
伝心冷却の	原子炉圧力(A)	0		0	0
水市和の	原子炉圧力(B)	0	—	0	0
小人口公开重单心	原子炉圧力(C)	0		0	0
	原子炉圧力 (SA)	0		0	0

H (1/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

-							
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ		
	原子炉水位(W)A	0	0		0		
	原子炉水位(広帯域) (A)	0	—	0	0		
	原子炉水位(広帯域)(C)	0	_	0	0		
	原子炉水位(広帯域)(F)	0	—	0	0		
	原子炉水位(F)	0	0	—	0		
	原子炉水位(燃料域)(A)	0	—	0	0		
	原子炉水位(燃料域)(B)	0	—	0	0		
	原子炉水位(SA)(ワイド)	0	—	0	0		
	原子炉水位 (SA) (ナロー)	0	—	0	0		
	CUW 再生熱交換器入口温度	0	0	—	0		
	SRV 開(CRT)	0	0		0		
	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(気相部)	0			0		
炉心冷却の	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(液相部)	0			0		
状態確認	原子炉水位計凝縮槽(A)温度(計装配管)	0			0		
	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(気相部)	0	_	_	0		
	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(液相部)	0	_	_	0		
	原子炉水位計凝縮槽(B)温度(計装配管)	0	—	_	0		
	HPCF (B)系統流量	0	0	0	0		
	HPCF(C)系統流量	0	0	0	0		
	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力	0	—	0	0		
	高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力	0	—	0	0		
	RCIC 系統流量	0	0	0	0		
	高圧代替注水系系統流量	0	0	0	0		
	RHR(A)系統流量	0	0	0	0		
	RHR(B)系統流量	0	0	0	0		
	RHR(C)系統流量	0	0	0	0		

表 1 SPDS 表示拡置で確認できるプラントパラメ. h (9/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

	<u> </u>			11/	-
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度	0	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器(B)入口温度	0	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器(C)入口温度	0	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器(A)出口温度	0	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器(B)出口温度	0	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器(C)出口温度	0	0	0	0
	残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量	0	_	0	0
	残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量	0	—	0	0
	残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量	0	—	0	0
	原子炉補機冷却水系(A)系統流量	0	—	0	0
	原子炉補機冷却水系(B)系統流量	0	—	0	0
	原子炉補機冷却水系(C)系統流量	0	—	0	0
	6.9kV 7A1 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 7A2 母線電圧	0	0	—	0
炉心冷却の	6.9kV 7B1 母線電圧	0	0	—	0
状態確認	6.9kV 7B2 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 6SA1 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 6SA2 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 6SB1 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 6SB2 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 7C 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 7D 母線電圧	0	0	—	0
	6.9kV 7E 母線電圧	0	0	—	0
	M/C 7C D/G 受電遮断器閉	0	0	—	0
	M/C 7D D/G 受電遮断器閉	0	0	—	0
	M/C 7E D/G 受電遮断器閉	0	0	—	0
	原子炉圧力容器温度(RPV 下鏡上部温度)	0	—	0	0
	原子炉圧力容器温度(RPV 下鏡下部温度)	0	—	0	0
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	0	0	0	0
	復水貯蔵槽水位 (SA)	0	_	0	0

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (3/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

			///////////////////////////////////////	11/	
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(A)D/W	0	0	0	0
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(B)D/W	0	0	0	0
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(A)S/C	0	0	0	0
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(B)S/C	0	0	0	0
	ドライウェル圧力(W)	0	0	—	0
	格納容器内圧力 (D/W)	0	—	0	0
	S/C 圧力(最大値)	0	0	—	0
	格納容器内圧力(S/C)	0	—	0	0
	D/W 温度 (最大値)	0	0	—	0
	S/P 水温度最大值	0	0	—	0
	S/P 水位(W) (最大値)	0	0	—	0
	サプレッション・チェンバ・プール水位	0	—	0	0
	サプレッション・チェンバ気体温度	0	—	0	0
格納容器内 の状態確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	0	—	0	0
	サプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	0	—	0	0
	サプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	0	_	0	0
	格納容器内水素濃度(A)	0	0	0	0
	格納容器内水素濃度(B)	0	0	0	0
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)	0	—	0	0
	格納容器内水素濃度(SA) (S/C)	0	—	0	0
	格納容器内酸素濃度(A)	0	0	0	0
	格納容器内酸素濃度(B)	0	0	0	0
	CAMS(A)D/W 測定中	0	0	—	0
	CAMS(B)D/W 測定中	0	0	_	0
	CAMS (A) S/C 測定中	0	0		0
	CAMS (B) S/C 測定中	0	0		0

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ(4/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ * ²	バック アップ対象 パラメータ		
	RHR(A)系統流量	0	0	0	0		
	RHR(B)系統流量	0	0	0	0		
	RHR(C)系統流量	0	0	0	0		
	PCV スプレイ弁(B) 全閉	0	0	_	0		
	PCV スプレイ弁(C) 全閉	0	0	—	0		
	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力	0	—	0	0		
格納容器内の単能確認	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力	0	—	0	0		
	残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力	0	—	0	0		
	ドライウェル雰囲気温度 (上部 D/W 内雰囲気温度)	0		0	0		
	ドライウェル雰囲気温度 (下部 D/W 内雰囲気温度)	0	—	0	0		
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0	0	0	0		
	復水移送ポンプ(A)吐出圧力	0	—	0	0		
	復水移送ポンプ(B)吐出圧力	0	—	0	0		
	復水移送ポンプ(C)吐出圧力	0	—	0	0		
	復水補給水系温度(代替循環冷却)	0	—	0	0		
	格納容器下部水位(D/W 下部水位(3m))	0	—	0	0		
	格納容器下部水位(D/W 下部水位(2m))	0	—	0	0		
	格納容器下部水位(D/W 下部水位(1m))	0	—	0	0		
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	0	0	0	0		
放射能隔離	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値	0	0	_	0		
の状態確認	排気筒放射線モニタ(SCIN)A	0	0	_	0		

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (5/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

	衣 4 SPDS 衣小装直で確認しる	きるノノイトハ.	/ = 2 (6)	(11)	
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ * ²	バック アップ対象 パラメータ
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B	0	0	_	0
	区分I主蒸気管放射能高高	0	0	_	0
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高	0	0	_	0
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高	0	0	_	0
放射能隔離	区分IV主蒸気管放射能高高	0	0	_	0
	PCIS 隔離 内側	0	0	_	0
	PCIS 隔離 外側	0	0	_	0
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉	0	0	_	0
	主蒸気内側隔離弁(A)全閉	0	0	_	0
の状態確認	主蒸気内側隔離弁(B)全閉	0	0	_	0
	主蒸気内側隔離弁(C)全閉	0	0	_	0
	主蒸気内側隔離弁(D)全閉	0	0	_	0
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉	0	0	_	0
	主蒸気外側隔離弁(A)全閉	0	0	-	0
	主蒸気外側隔離弁(B)全閉	0	0	_	0
	主蒸気外側隔離弁(C)全閉	0	0	_	0
	主蒸気外側隔離弁(D)全閉	0	0	_	0
	SGTS (A) 作動	0	0	_	0
	SGTS (B) 作動	0	0	_	0
	SGTS 放射線モニタ(IC)最大値	0	0	_	0
	SGTS 排ガス放射線モニタ(SCIN)A	0	0	_	0
	SGTS 排ガス放射線モニタ (SCIN) B	0	0	_	0
環境の情報	非常用ガス処理系(A)排気流量	0	_	_	0
唯認	非常用ガス処理系(B)排気流量	0	_	_	0
	原子炉建屋外気差圧(A)	0	_	_	0
	原子炉建屋外気差圧(B)	0	_	_	0
	原子炉建屋外気差圧(C)	0	_	_	0
	原子炉建屋外気差圧(D)	0			0

- 表 4 SPDS 表示装置で確認でさるノフントハフメータ(6/1	表4 SPDS 表示装置で確	解認できるフ	パラントパ	ラメータ	(6/11
------------------------------------	----------------	--------	-------	------	-------

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2:選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

表 4 SPDS 表示装直で確認でさるノフントハフメータ (7/11)					
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ * ²	バック アップ対象 パラメータ
	7 号機 海水モニタ(指数タイプ)	0	0	_	*3
	モニタリングポスト No.1 高線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.2 高線量率	0	0	_	*3
	モニタリングポスト No.3 高線量率	0	0	_	*3
	モニタリングポスト No.4 高線量率	0	0	_	*3
	モニタリングポスト No.5 高線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.6 高線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.7 高線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.8 高線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.9 高線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.1 低線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.2 低線量率	0	0	—	*3
環境の情報	モニタリングポスト No.3 低線量率	0	0	—	*3
確認	モニタリングポスト No.4 低線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.5 低線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.6 低線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.7 低線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.8 低線量率	0	0	—	*3
	モニタリングポスト No.9 低線量率	0	0	—	*3
	風向 20m	0	0	—	*3
	風向 85m	0	0	—	*3
	風向 160m	0	0	—	*3
	風速 20m	0	0	_	*3
	風速 85m	0	0	—	*3
	風速 160m	0	0	—	*3
	大気安定度	0	0	—	*3

. . . , H (7/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備) 「実用発電用原子炉に関わる発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要

な技術的能力に関わる審査基準」に係る適合状況説明資料, 1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等), 1.15 (事故等の計装に関する手順等),1.17(監視測定等に関する手順等)

*3:バックアップ伝送ラインを経由せず、衛星回線により5号機原子炉建屋内緊急時対策所へ伝送し、緊急時対策支援シス テム伝送装置及びデータ伝送装置へ接続される。測定値は SPDS 表示装置で監視できる。

衣 4 SPDS 衣示装直 ご帷認 じさるノフントハフメータ (8/11)					
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	可搬型モニタリングポスト No.1 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.2 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.3 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.4 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.5 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.6 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.7 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.8 高線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.9 高線量率	0	0	0	*3
増盛の桂却	可搬型モニタリングポスト No.1 低線量率	0	0	0	*3
坂見♥/ 和 100:10	可搬型モニタリングポスト No.2 低線量率	0	0	0	*3
作生市公	可搬型モニタリングポスト No.3 低線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.4 低線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.5 低線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.6 低線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.7 低線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.8 低線量率	0	0	0	*3
	可搬型モニタリングポスト No.9 低線量率	0	0	0	*3
	風向 (可搬型)	0	0	0	*3
	風速 (可搬型)	0	0	0	*3
	大気安定度(可搬型)	0	0	0	*3

も / CDDC 主三壮墨で破羽できて プラントパラノ h = (0/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

「実用発電用原子炉に関わる発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要 な技術的能力に関わる審査基準」に係る適合状況説明資料, 1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等), 1.15 (事故等の計装に関する手順等),1.17(監視測定等に関する手順等)

*3:バックアップ伝送ラインを経由せず、衛星回線により5号機原子炉建屋内緊急時対策所へ伝送し、緊急時対策支援シス テム伝送装置及びデータ伝送装置へ接続される。測定値は SPDS 表示装置で監視できる。

	私 F 51 D5 私小表直く確認くで、			11/	1
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	ADS A 作動	0	0	_	0
	ADS B 作動	0	0	_	0
	RCIC 起動状態(CRT)	0	0	_	0
	HPCF ポンプ (B) 起動	0	0	_	0
	HPCF ポンプ (C) 起動	0	0	—	0
非常用炉心	RHR ポンプ (A) 起動	0	0	_	0
冷却系	RHR ポンプ (B) 起動	0	0	—	0
(ECCS)の	RHR ポンプ (C) 起動	0	0	—	0
状態等	RHR 注入弁 (A) 全閉	0	0	_	0
	RHR 注入弁 (B) 全閉	0	0	_	0
	RHR 注入弁 (C) 全閉	0	0	_	0
	全制御棒全挿入	0	0	_	0
	全給水流量	0	0	_	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	0	—	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	0	_	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	0	_	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	0	_	0	0
使用済燃料 貯蔵プール	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	0	_	0	0
の状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	0	_	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	0	_	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	0		0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	0	0	0	0

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (9/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2:選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

	A F OLDO A 小衣臣 C 唯 m C C 。		/ / (10)	(11)	
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	0	0	0	0
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	0	0	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +7202mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	0	\bigcirc^{*_3}	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	0	\bigcirc^{*3}	0	0
使用済燃料 貯蔵プール の状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	0	○*₃	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラックト端 +5000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	0	○*₃	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	0	○*₃	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -4193mm))	0	○*3	0	0
	使用済燃料プール水位(超音波式)	0	0		0

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ(10/11)

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等 のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

「実用発電用原子炉に関わる発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要 な技術的能力に関わる審査基準」に係る適合状況説明資料,1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等),1.15 (事故等の計装に関する手順等),1.17(監視測定等に関する手順等)

*3:水位判定結果のみ。
	衣 4 SFDS 衣小表直(唯祕(さ	3772 111	$\gamma \rightarrow -\gamma (\Pi)$	/11)	
目的	対象パラメータ	緊急時対策所 への パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ *1	基準規則等 への適合に 必要な主要 パラメータ ^{*2}	バック アップ対象 パラメータ
	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	0	_	0	0
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	0	_	0	0
	フィルタ装置出口放射線モニタ(A)	0	0	0	0
	フィルタ装置出口放射線モニタ(B)	0	0	0	0
水素爆発に	フィルタ装置入口圧力	0	_	0	0
よる格納谷	フィルタ装置水位(A)	0	_	0	0
おの破損防	フィルタ装置水位(B)	0	_	0	0
止唯認	フィルタ装置スクラバ水 pH	0	_	0	0
	フィルタ装置金属フィルタ差圧(A)	0	_	0	0
	フィルタ装置金属フィルタ差圧(B)	0	_	0	0
	耐圧強化ベント系放射線モニタ(A)	0	_	0	0
	耐圧強化ベント系放射線チニタ(B)	0		0	0
	原子炉建屋水素濃度	0		0	0
	(R/B オペフロ水素濃度 A)	0		0	0
	原于炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	0	_	0	0
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 C)	0	_	0	0
	原子炉建屋水素濃度				
	(上部ドライウェル所員用エアロック)	0	—	0	0
	原子炉建屋水素濃度	0	_	0	0
水素爆発に	(上部ドフイワエル機器搬入用ハッナ) 原子恒建屋水素濃度				
よる原子炉	(サプレッション・チェンバ出入口)	0	_	0	0
まるが1 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウェル所員用エアロック)	0	_	0	0
	原子炉建屋水素濃度			0	0
	(下部ドライウェル機器搬入用ハッチ)	0		0	0
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 PAR 吸気口温度)	0	_	0	0
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 PAR 排気口温度)	0	_	0	0
	(市田 DAD WAS LIVE C)	0	_	0	0
	(用限) FAK 级 3 口 值及) 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 PAR 排気口 温 度)	0	_	0	0
津波監視	RSW ポンプ取水槽 (A) 水位	○*3	0		0

表 4 SPDS 表示装置で確認できるプラントパラメータ (11/11)

注記*1: ERSS 伝送パラメータは既設 SPDS の ERSS 伝送パラメータ及び既設 SPDS から追加したパラメータのうち,プラント状態 を把握する主要なパラメータを ERSS へ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条(使用済貯蔵槽の冷却等のための設備),第五十八条(計装設備),第六十条(監視測定設備)

「実用発電用原子炉に関わる発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要 な技術的能力に関わる審査基準」に係る適合状況説明資料,1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等),1.15 (事故等の計装に関する手順等),1.17(監視測定等に関する手順等)

*3:自主対策として5号機原子炉建屋内緊急時対策所でも監視可能な設計としている。

V-1-1-12 安全避難通路に関する説明書

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	施設の詳細設計方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1

次

目

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第13条第1項第1号に基づき、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより 容易に識別できる安全避難通路(「7号機設備」、「6,7号機共用、6号機に設置」、「6,7号機共用、 5号機に設置」(以下同じ。))を設置することについて説明するものである。

2. 基本方針

災害時に,原子炉施設内従事者等が使用する部屋及び区画から屋外への安全な避難のため,そ の位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できるよう非常灯(「7号機設備」,「6,7 号機共用,6号機に設置」,「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))及び誘導灯(「7号機設 備」,「6,7号機共用,6号機に設置」,「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))を配置した安 全避難通路を設置する。

3. 施設の詳細設計方針

発電用原子炉施設には、「建築基準法」(制定昭和25年5月24日法律第201号)及び「建築基 準法施行令」(制定昭和25年11月16日政令第338号)に準拠し、安全避難通路を構成する避難 階段及び地上へ通じる通路を設ける設計とする。

安全避難通路には,建築基準法及び建築基準法施行令に準拠した,非常用の照明装置である非 常灯並びに「消防法」(制定昭和23年7月24日法律第186号)及び「消防法施行令」(制定昭和36 年3月25日政令第37号)に準拠した,誘導灯を設置する。

非常灯は、中央制御室(6,7号機共用)等の原子炉施設内従事者等が常時滞在する居室、居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設置する設計とし、誘導灯は、避難口である旨及び 避難の方向を明示する設計とする。

非常灯及び誘導灯の取付箇所をV-1-1-13「非常用照明に関する説明書」表2に示し、安全避難 通路の設置状況を第1-7-1図から第1-7-32図「安全避難通路を明示した図面」に記載する。

なお、非常灯及び誘導灯に関する事項のうち、技術基準規則第13条第1項第2号の要求である照 明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない設計として、電源、照度等に関する事項 について、V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。 V-1-1-13 非常用照明に関する説明書

目

次

1.	,	概要				••••					 	 	 	1
2.	-	基本方	針			••••	• • • • •			• • • •	 	 	 	1
2	. 1	避難	用照明			••••				• • • •	 	 	 	2
2	. 2	設計	·基準事故	女が発生	した場	易合に	用い	る作	業用月	照明	 	 	 	2
	2.	. 2. 1	常設の作	乍業用照	明・	••••				• • • •	 	 	 	2
	2.	. 2. 2	可搬型0	つ作業用	照明	•••				• • • •	 	 	 	2
2	. 3	重大	事故等新	隆生時の	照明	•••				• • • •	 	 	 	3
3.	-	施設の	詳細設計	+方針		••••					 	 	 	3
3	. 1	避難	用照明			••••					 	 	 	3
3	. 2	設計	·基準事故	女が発生	した場	易合に	用い	る作	業用月	照明	 	 	 	4
	3.	. 2. 1	常設の作	業用照	明・	••••					 	 	 	4
	3.	. 2. 2	可搬型0	つ作業用	照明	•••					 	 	 	5
3	. 3	重大	事故等新	隆生時の	照明	•••					 	 	 	10

1. 概要

本資料は、以下について説明するものである。

- ・「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」(以下「技術基準規 則」という。)第13条第1項第2号に基づき照明用の電源が喪失した場合において も機能を損なわない避難用の照明
- ・技術基準規則第13条第1項第3号及びその「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」(以下「解釈」という。)に基づき発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる照明(避難用の照明を除く。)及びその専用の電源
- ・技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号に基づき,想定される重大事故 等が発生した場合に確実に操作するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬する ため並びに被害状況を把握するための照明
- ・技術基準規則第74条及びその解釈に基づき重大事故等が発生した場合においても
 中央制御室(「6,7号機共用」(以下同じ。))に運転員がとどまるために必要な設備としての照明及びその照明への代替交流電源設備からの給電

2. 基本方針

表1に示す各照明設備の基本方針について以下に記載する。

照明の種類	常設	可搬	設備名
避難用照明	0	_	非常灯
	0	—	誘導灯
設計基準事故が発生した場	0	_	非常用照明
合に用いる作業用照明	0	_	直流非常灯
	0	—	蓄電池内蔵型照明
		\bigcirc	乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)
重大事故等発生時の照明		0	可搬型蓄電池内蔵型照明
		\bigcirc	中央制御室用乾電池内蔵型照明(ラン
	_	0	タンタイプ)
		\bigcirc	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾
		0	電池内蔵型照明(ランタンタイプ)
	_	0	可搬型照明

表1 照明の種類と設備名

2.1 避難用照明

安全避難通路(「7号機設備」,「6,7号機共用,6号機に設置」,「6,7号機共用,5号 機に設置」(以下同じ。))には,位置を明確かつ恒久的に表示し,照明用の電源が喪失 した場合においても機能を損なわないよう,避難用の照明として非常灯(「7号機設備」, 「6,7号機共用,6号機に設置」,「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))を設け るとともに,避難口及び避難の方向を明示するため誘導灯(「7号機設備」,「6,7号機 共用,6号機に設置」,「6,7号機共用,5号機に設置」(以下同じ。))を設ける設計と する。非常灯及び誘導灯は蓄電池を内蔵する設計とする。

- 2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明
 - 2.2.1 常設の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として, 避難用の照明とは別に,非常用照明,直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置す る。

非常用照明は,発電用原子炉の停止,停止後の冷却及び監視等の操作が必要と なる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器 室に設置する。また,外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるように,非常 用低圧母線に接続し,非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給する設計とす る。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は,全交流動力電源喪失時から重大事故等に 対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで に必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置する。直流非常灯は, 非常用直流電源設備に接続し,非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給する 設計とするほか,全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な 電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間,点灯可能な設計 とする。

蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時においても重大事故等に対処する ために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前までの間、点 灯できるように内蔵蓄電池を備える設計とする。

非常用照明,直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は,設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるように,避難用照明である非常灯と同等以上の照度(1 1x 以上(蛍光灯使用時は 2 1x以上))を有する設計とする。

2.2.2 可搬型の作業用照明

発電用原子炉施設内で設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として, 避難用の照明とは別に,乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)(「6,7号機共用,5号 機及び7号機に保管」(以下同じ。))を配備する。

乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)は,全交流動力電源喪失時に現場機器室までの移動,非常用ガス処理系配管補修時及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所用 可搬型電源設備における必要な照明として配備する。

2.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等が発生した場合には、以下の照明設備を配備する。

- ・中央制御室及び中央制御室待避室(「6,7号機共用」(以下同じ。))に運転員が とどまるために必要な照明設備として常設代替交流電源設備からの給電が可能な 可搬型蓄電池内蔵型照明(「6,7号機共用,7号機に保管」(以下同じ。))を配備 する。
- ・中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明設備として中央制御室用乾 電池内蔵型照明(ランタンタイプ)(「6,7号機共用,7号機に保管」(以下同じ。)) を配備する。
- ・緊急時対策所入口に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査 及び作業服の着替え等に必要な照明設備として5号機原子炉建屋内緊急時対策所 用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)(「6,7号機共用,5号機に保管」(以下 同じ。))を配備する。
- ・重大事故等が発生した場合に、確実に操作を実施するため及び可搬型重大事故等 対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況を把握するために必要な照明 設備として可搬型照明を配備する。

3. 施設の詳細設計方針

3.1 避難用照明

V-1-1-12 「安全避難通路に関する説明書」に示す安全避難通路には、位置を明確 かつ恒久的に表示し、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難 用の照明として、非常灯並びに避難口及び避難の方向を明示するための誘導灯を設置 する設計とする。

非常灯は、「建築基準法」(制定昭和25年5月24日法律第201号)及び「建築基準法施 行令」(制定昭和25年11月16日政令第338号)に準拠し、中央制御室等の原子炉施設内 従事者等が常時滞在する居室、居室から地上へ通じる廊下及び階段その他の通路に設 置し、直接照明として床面において1 1x以上(蛍光灯使用時は2 1x以上)の照度を確 保する設計とする。また、全交流動力電源喪失により非常灯への電力の供給が停止し た場合においても、原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難するために必要な 照明の確保が可能となるよう、昭和45年建設省告示第1830号に準拠し、30分間有効に 点灯できる容量を有した内蔵電池を備える設計とする。

誘導灯は、「消防法」(制定昭和23年7月24日法律第186号)、「消防法施行令」 (制定昭和36年3月25日政令第37号)及び「消防法施行規則」(制定昭和36年4月1日 自治省令第6号)に準拠し、屋内から直接地上へ通じる通路、出入口、避難階段に設 置する。また、外部電源喪失により誘導灯への電力の供給が停止した場合において も、原子炉施設内従事者等が建屋内から地上へ避難できるように避難口及び避難の方 向を明示するため、誘導灯は消防法施行規則第28条の三に準拠し、20分間有効に点灯 できる容量を有した内蔵電池を備える設計とする。

避難用照明の電源系統を図 1, 図 2 及び図 3 に,非常灯及び誘導灯の取付箇所を, 表 2 及び第 1-8-1 図から第 1-8-33 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示 す。

建屋名称
7号機原子炉建屋
7号機タービン建屋
6,7号機コントロール建屋*1
6,7号機廃棄物処理建屋
6,7号機サービス建屋
5号機原子炉建屋*2
5号機タービン建屋
5号機サービス建屋
大湊側洗濯設備建屋

表2 非常灯及び誘導灯の取付箇所

注記*1 : 中央制御室及び中央制御室待避室を含む

*2:5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)及び
 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)(6,7号機共用,
 5号機に設置)を含む

- 3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明
 - 3.2.1 常設の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として, 避難用の照明とは別 に非常用照明, 直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する。

非常用照明は,発電用原子炉の停止,停止後の冷却及び監視等の操作が必要と なる中央制御室及び中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器 室に設置する。また,外部電源喪失時にも必要な照明が確保できるように,非常 用低圧母線(モータコントロールセンタ7C系,7D系及び7E系)に接続し,非常用 ディーゼル発電設備からも電力を供給する設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は,全交流動力電源喪失時から重大事故等に 対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで に必要な操作を実施する中央制御室及び現場機器室に設置する。

直流非常灯は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な 電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで(約70分間)において も点灯できるように非常用直流電源設備から電力を供給できる設計とする。

蓄電池内蔵型照明は,全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために 必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで(約70分間)に おいても点灯できるように内蔵蓄電池から電力を供給できる設計とする。

非常用照明は,発電用原子炉の停止,停止後の冷却及び監視等の操作が必要と なる中央制御室,中央制御室で操作が困難な場合に必要な操作を行う現場機器室 において,操作に必要な照明を確保できる設計とする。

直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明は,全交流動力電源喪失時から重大事故等に 対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始される前まで に必要な操作を実施する中央制御室,現場機器室において,操作に必要な照明を 確保できる設計とする。

作業用照明の電源系統を図1に,作業用照明の取付箇所を,表3及び第1-8-1 図から第1-8-33図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。

3.2.2 可搬型の作業用照明

設計基準事故が発生した場合に作業に用いる乾電池内蔵型照明(ヘッドライト) は、昼夜場所を問わず作業を可能となるよう以下のとおり配備する。

- ・現場機器室までの移動に必要な照明として乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)
 を用い、中央制御室から作業現場に向うまで必要となる時間までに準備可能なように運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。
- ・非常用ガス処理系配管補修を実施時,狭隘部については,必要な照明として乾 電池内蔵型照明(ヘッドライト)を用い,補修が必要となる時間までに準備可 能なように5号機サービス建屋及び大湊高台宿直棟に配備する。
- ・5号機東側保管場所に設置する5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源 設備における夜間に必要な照明として乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)を用い、作業が必要となる時間までに準備可能なように5号機サービス建屋及び大 湊高台宿直棟に配備する。

作業用照明のうち乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)の使用箇所を表3に,保 管場所を第1-8-1 図から第1-8-33図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」 に示す。

設備名		給電元	設置場所 (使用箇所)
作業用照明	非常用照明	非常用低圧母線	中央制御室
			現場機器室*
	直流非常灯	非常用直流電源設	中央制御室
		備	現場機器室*
	蓄電池内蔵型照	内蔵蓄電池	中央制御室
	明	(非常用低圧母線)	現場機器室*
		(共通用低圧母線)	
	乾電池内蔵型照		(現場機器室*までの移動)
	明(ヘッドライ		(非常用ガス処理系配管(狭隘
	F)	—	部))
			(5 号機原子炉建屋内緊急時対
			策所用可搬型電源設備)

表3 設備名,給電元及び設置場所について

注記*:設計基準事故が発生した場合に操作が必要な現場機器室は,以下のとおり。

非常用電気品(A), (B), (C)室(原子炉建屋地下1階)

- ・ 残留熱除去系(A),(B),(C)ポンプ室(原子炉建屋地下3階)
- ・原子炉補機冷却水系(A),(D)ポンプ室(タービン建屋地下1階)
- ・原子炉補機冷却水系(B),(E)ポンプ室(タービン建屋地下1階)
- ・原子炉補機冷却水系(C),(F)ポンプ室(タービン建屋地下2階)
- ・原子炉補機冷却海水系(C),(F)ポンプ室(タービン建屋地下1階)
- ・高圧炉心注水系(B),(C)ポンプ室(原子炉建屋地下3階)
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室(原子炉建屋地下3階)
- ・制御棒駆動水系(A),(B)ポンプ室(原子炉建屋地下3階)
- 非常用ディーゼル発電機(A),(B),(C)室(原子炉建屋1階)
- 非常用ガス処理系排風機(A),(B)室(原子炉建屋3階)
- ・ 中央制御室再循環装置室(コントロール建屋1階)
- ・可燃性ガス濃度制御系室(原子炉建屋1階)
- ・ 弁室(A),(B),(C)(原子炉建屋1階)
- ・燃料プール冷却浄化系弁室(原子炉建屋2階)
- ・ 計測制御用電源盤(Ⅱ)室空調機室(コントロール建屋1階)
- ・区分Ⅱ, IVケーブル処理室(コントロール建屋1階)
- ・ 区分 I, Ⅲケーブル処理室(コントロール建屋 1 階)
 - ・計測制御用電源盤(I),(Ⅱ),(Ⅲ),(Ⅳ)室
 - 中央制御室外原子炉停止装置室



図1 作業用照明及び避難用照明電源系統図(7号機)









K7 ① V-1-1-13 R1

3.3 重大事故等発生時の照明

重大事故等発生時に,中央制御室及び中央制御室待避室での監視操作に必要な照度 を確保するため,可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。また,中央制御室バウンダリ に隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリア及び緊急時対策所入口に設け る緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要 な照度を確保するため,乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)を配備する。

可搬型蓄電池内蔵型照明は,常設代替交流電源設備から電力の供給を可能とするた め非常用低圧母線に接続された中央制御室内のコンセントに接続可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の電源系統を図4に示す。

中央制御室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明は,重大事故等に中央制御室の制御 盤での操作に必要な照度及び中央制御室待避室の居住性確保に必要な照度として,照 明全消灯状態にて監視操作が可能なことを確認している,大型表示盤面で201x以上 を確保する設計とする。また,中央制御室待避室に設置する可搬型蓄電池内蔵型照明 は,監視及び陽圧化バルブ操作のため201x以上を確保する設計とする。

中央制御室バウンダリに隣接した場所に設ける中央制御室チェンジングエリアでの 身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照明として、中央制御室用乾電池内蔵 型照明(ランタンタイプ)はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及 び除染エリアの中央床面において51x以上の照度を確保する設計とする。また、緊急 時対策所入口に設ける緊急時対策所チェンジングエリアでの身体の汚染検査及び作業 服の着替え等に必要な照明として、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型 照明(ランタンタイプ)はチェンジングエリア内の脱衣エリア、サーベイエリア及び 除染エリアの中央床面において51x以上の照度を確保する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の必要数は、中央制御室の制御盤での監視及び操作に必要 な照度を有するものを各号機1個、中央制御室待避室での監視及び陽圧化バルブ操作 に必要な照度を有するものを1個、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1 個の合計4個を中央制御室及び中央制御室待避室に保管する設計とする。

中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)の必要数は,身体の汚染検査及 び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個とし,故障時及び保守点検時の バックアップ用として1個の合計5個を中央制御室待避室に保管する設計とする。

5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)の必要数 は、身体の汚染検査及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個とし、故 障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計5個を5号機原子炉建屋内緊 急時対策所(対策本部・高気密室)に保管する設計とする。

また,技術基準規則第54条第1項第2号及び第3項第6号に基づき想定される重 大事故等発生時において,重大事故等対処設備を停電時及び夜間時に確実に操作を実 施するため及び可搬型重大事故等対処設備を運搬するため並びに他の設備の被害状況

10

を把握するために必要な照明設備として,可搬型照明を重大事故等時に迅速に使用で きる場所に配備する。

可搬型照明に関しては,保安規定にて資機材としての取扱いについて定め管理する。 可搬型蓄電池内蔵型照明,中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)の保管場所 を第1-8-1 図から第1-8-33 図「非常用照明の取付箇所を明示した図面」に示す。



【凡例】]
0	: 遮断器
Ĵ	: 遮断器
0 0)	: 配線用遮断器
8	: 接続装置

図 4 可搬型蓄電池内蔵型照明電源系統図

V-1-2 原子炉本体の説明書

V-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第5条及び第50条並びにそれらの「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」に基づき、原子炉本体の基礎が設計上定める条件において要求される 強度を確保していることを説明するものである。

- (1) 原子炉本体の基礎の耐震性についての計算書
- (2) 原子炉本体の基礎の強度計算書

(1) 原子炉本体の基礎の耐震性についての計算書

1. 概要 ······	1
2. 一般事項 ······	1
2.1 構造計画 ·····	1
2.2 評価方針 ·····	3
2.3 適用規格・基準等 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
2.4 記号の説明 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
3. 評価部位	6
4. 構造強度評価	8
4.1 構造強度評価方法	8
4.2 荷重の組合せ及び許容値	8
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	8
4.2.2 許容値	8
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	8
4.2.4 設計荷重	12
4.3 設計用地震力	19
4.4 計算方法 ······	19
4.4.1 応力評価点	19
4.4.2 解析モデル及び諸元 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	23
4.4.3 荷重及び応力度計算方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26
4.5 計算条件	28
4.6 荷重及び応力度の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	28
5. 評価結果	29
5.1 設計基準対象施設としての評価結果	29
5.2 重大事故等対処設備としての評価結果	45
6. 参照図書	56

1. 概要

本計算書は、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及びV-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度の設計方針に準じて、原子炉本体の基礎が設計用地 震力に対して十分な構造強度を有していることを説明するものである。

原子炉本体の基礎は設計基準対象施設においてはSクラス相当施設に,重大事故等対処設備 においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備相当に分類される。以 下,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての構造強度評価を示す。

なお、本計算書においては、新規制対応工認対象となる設計用地震力及び重大事故等時に対 する評価について記載するものとし、前述の荷重を除く荷重による原子炉本体の基礎の評価 は、平成3年8月23日付け3資庁第6675号にて認可された工事計画の添付書類(参照図書 (1))による(以下「既工認」という。)。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 構造計画



 \sim

2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」 及びV-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに「2.3 適用 規格・基準等」にて設定される許容限界に基づき、「3. 評価部位」にて設定する箇所に作 用する設計用地震力による応力度等が許容限界内に収まることを、「4. 構造強度評価」に て示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「5. 評価結果」に示す。

原子炉本体の基礎の耐震評価フローを図 2-1 に示す。



図 2-1 原子炉本体の基礎の耐震評価フロー

2.3 適用規格·基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- ・原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984 ((社)日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 ((社)日本電気協会)
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版 ((社)日本電気協会)
- ・鋼構造設計規準(日本建築学会 2005 改定)
- ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(日本建築学会 1999 改定)

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A i	断面積 (i=0, 1)	mm ² /本
A e	有効せん断断面積	mm^2
D	死荷重	—
E	縦弾性係数	N/mm^2
fь	許容曲げ応力度	N/mm^2
f c	許容圧縮応力度	N/mm^2
f s	許容せん断応力度	N/mm^2
f t	許容引張応力度	N/mm^2
F	許容応力度の基準値、アンカボルトの引抜き力	N/mm ² , N/4.5°
Н	水平方向荷重	MN, MN•m
тo	質量	kg
М	機械的荷重	—
$M{\tt L}$	地震と組み合わせる機械的荷重	—
$M{\tt SAL}$	機械的荷重(SA後長期機械的荷重)	
$M {\tt S} {\tt A} {\tt L} {\tt L}$	機械的荷重(SA後長々期機械的荷重)	
Р	圧力	—
ΡL	地震と組み合わせる圧力	—
PSAL	压力 (SA後長期圧力)	
PSALL	压力 (SA後長々期圧力)	—
R	半径方向荷重	kN/m^2
S d	弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力	—
S d *	弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力又は静的地震力	—
S s	基準地震動Ssにより定まる地震力	—
S u	設計引張強さ	N/mm^2
Sу	設計降伏点	N/mm^2
Т	温度	°C
V	鉛直方向荷重, 鉛直震度	kN, kN/m ² , —
Z	断面係数	mm^3
ν	ポアソン比	—
σt	アンカボルトに生ずる最大引張応力度	N/mm^2
σta	ねじ部有効断面でのアンカボルトの引張応力度	N/mm^2
σti	内筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2
σto	外筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2

3. 評価部位

原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法を図 3-1 に,使用材料及び使用部位を表 3-1 に示す。



図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法(その1)(単位:mm)









図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法(その2)(単位:mm)

双JI 仅 用竹杆4	3-1 使月	同材料表
-------------------	--------	------

使用部位	使用材料	備考
構造用鋼材		
(円筒部,たてリブ,		
ベアリングプレート,		
ブラケット部)		
原子炉本体基礎		
アンカボルト		

- 4. 構造強度評価
- 4.1 構造強度評価方法
 - (1) 原子炉本体の基礎の地震荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤフラムフロアを介して 原子炉建屋に伝達される。原子炉本体の基礎の耐震評価として、V-2-2-4「原子炉本体の 基礎の地震応答計算書」において計算された荷重を用いて、参照図書(1)に示す既工認の手 法に従い構造強度評価を行う。また、重大事故等対処設備としての評価においては、重大 事故等時の下部ドライウェル及びサプレッションチェンバの水の影響を考慮する。
 - (2) 構造強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。
 - (3) 概略構造図を表 2-1 に示す。
- 4.2 荷重の組合せ及び許容値
 - 4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉本体の基礎の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち,設計基準対象施設の評価 に用いるものを表 4-1 に,重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-2 に示す。

詳細な荷重の組合せは、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い、対象機器の設置位置等を考慮し決定する。なお、考慮する荷重の組合せは、組み合わせる荷重の大きさを踏まえ、評価上厳しくなる組合せを選定する。

4.2.2 許容値

原子炉本体の基礎の許容応力度及び許容荷重は「2.3 適用規格・基準等」に基づき算 出する。構造用鋼材及び原子炉本体基礎アンカボルトに対する許容応力度を表 4-3 に示 す。

4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件 原子炉本体の基礎の使用材料の許容応力度評価条件を表 4-4 に示す。

施設	区分	機器名称	耐震重要度 分類	機器等 の区分	荷重の組合せ*2		許容応力状態
					$D + P + M + S d^{**3}$	(10) (11) (14)	短期
原子炉本体	原子炉 圧力容器	² 炉 容器 の基礎	*1	建物・ 構築物	$D + P_{L} + M_{L} + S d^{**3}$	(16)	機能維持の検討
	文杅博宣物				$D + P + M + S s^{*3}$	(12) (13) (15)	機能維持の検討

表4-1 荷重の組合せ及び許容応力状態(設計基準対象施設)

注記*1:Sクラス相当として評価する。

9

*2: ()内はV-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3の荷重の組合せのNo.を示す。

*3: V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3に従い、温度荷重を組み合わせる。

K7 ① V-1-2-1(1) R1

				- III A 4 7 7 7 7			
施設	区分	機器名称	設備分類	機器等 の区分	荷重の組合せ*2		許容応力状態
原子炉本体	原子炉	原子炉本体の		建物·	$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S d^{*3}$	(V(L)-1)	機能維持の検討
	上力容器 支持構造物 基礎	*1	構築物	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S s^{*3}$	(V(LL)-1)	機能維持の検討	

表 4-2 荷重の組合せ及び許容応力状態(重大事故等対処設備)

注記*1:常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備相当として評価する。

*2: ()内はV-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

*3: V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4に従い、重大事故等時の温度荷重は組み合わせない。

		アンカボルト				
許容応力状態	引張/ 組合せ	せん断	圧縮	曲げ	引張	
短期	1.5 • f t	1.5 • f s	1.5 • f c	1.5 • f ь	1.5 • f t	
機能維持の 検討	1.5 • f t	1.5 • f s	1.5 • f c	1.5 • f b	1.5 • f t	

表 4-3 許容応力度

表4-4 使用材料の許容応力度評価条件

(設計基準対象施設及び重大事故等対処設備)

評価部材	材料	F (N/mm²)	S y (N/mm ²)	S u (N/mm²)
構造用鋼材 (円筒部,たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部)			<u>.</u>	
原子炉本体基礎 アンカボルト			i	
注記*:				

- 4.2.4 設計荷重
 - (1) 設計基準対象施設としての設計荷重
 設計基準対象施設としての設計荷重を表 4-5 に示す。
 また,設計基準対象施設の評価に用いる水荷重として、下記の水位による水頭圧を考慮する。

サプレッションチェンバ 水位 T.M.S.L. -1100mm

(2) 重大事故等対処設備としての設計荷重
 重大事故等対処設備としての設計荷重を表 4-6 に示す。

また,重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重として,没水時における下記の水位 による水頭圧を考慮する。

ドライウェル	水位	T.M.S.L.	7400mm				
サプレッションチェンバ	水位	T.M.S.L.	8950mm				
	荷重	荷重 記号*1	原子炉本体の基礎に 直接作用する荷重	ダイヤフラム フロアに作用 する荷重	アクセストンネル に作用する荷重	その他より作用する 荷重	
----------------------	--------------------------	------------	---	--------------------------	---------------------	-------------------------------	--
通常荷重	死荷重 (自重及び機器支持 荷重等)	D	V: (円筒部表面より加わる荷重 kN及びベント管内包水 () kNを含む)	$V : \square kN/m^2$	V : kN	$V : k N^{*2}$ $V : k N^{*3}$	
医枯叶	運転時圧力	Р	R : kN/m² (差圧*4:14kPa)	差圧 ^{*4} :14kPa	差圧*4:14kPa		
理転吁 荷重	逃がし安全弁作動時		R : kN/m² (正圧 : kPa)		正圧 : kPa	_	
	水力学的動荷重	101	R : kN/m² (負圧 : kPa)		負圧: kPa		
異常時 荷重	異常時圧力*5	P l	R :□ kN/m² (内圧:34kPa)	内圧:34kPa	内圧:34kPa		
山山市市	S d * 地震時配管荷重	- M		$V : kN^{*6}$		V : kN*2	
1 地 晨 守 二 二	S s 地震時配管荷重	M	_	$V : kN^{*6}$		V : kN*2	
何里	S d * 地震時配管荷重	ML	_	$V : kN^{*6}$	_	V : kN*2	

注: Vは鉛直方向, Rは半径方向を示す。(Vは下向きを正, Rは外向きを正とする。)

注記*1:表4-1の荷重の組合せの記号を示す。

*2:原子炉圧力容器からの荷重を示す。

*3:原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

*4:ドライウェル 14kPa とサプレッションチェンバ 0kPa の差圧を示す。

*5:地震と組合わせる異常時圧力を示す。

*6:逃がし安全弁排気管貫通部1箇所当たりの荷重を示す。

表 4-5	設計荷重	(設計基準対象施設)	(その 2))
			· - /	

荷重		荷重	原子炉本体の基礎に			
		記号*1	直接作用する荷重			
	弹性設計用地震動 S d		H:図4-1参照			
	により定まる地震荷重	S d *	V:設計用最大応答加速度より得られる震度 0.43*2または			
地震荷重	又は静的地震荷重		静的震度 0.24*2			
	基準地震動Ssにより	<u>S</u>	H:図4-1参照			
	定まる地震荷重	5 s	V:設計用最大応答加速度より得られる震度 0.87*2			

注:Vは鉛直方向,Hは水平方向を示す。

注記*1:表4-1の荷重の組合せの記号を示す。

*2: V-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に基づき設定する。

14



表 4-5 設計荷重(設計基準対象施設) (その3)

注記*1:たてリブの温度は平均値を示す。

*2:地震荷重と組合わせる異常時温度を示す。

注:単位は℃である。

¢

内筒─>

	表 4-6	設計荷重	(重大事故等対処設備)	(その1
--	-------	------	-------------	------

古		荷重	原子炉本体の基礎に	ダイヤフラムフロ	アクセストンネルに作用す	その他より作用する
	何里	記号*1	直接作用する荷重	アに作用する荷重	る荷重	荷重
	SA時長期,長々期		V: kN			
	死荷重	D	(円筒部表面より加わる荷重	T 1 1 1 1 1 1 2	V : kN	V: kN ^{*2}
重	(自重及び機器支持	D	kN 及びベント管内包水	$V : KN/m^2$	(水荷重 kN を含む)	V : kN*3
大	荷重等)		kN を含む)			
事		5	R :□ kN/m² (内圧:620kPa)	内圧:620kPa	内圧:620kPa	—
故	SA時長期圧力	PSAL	R : kN/m² (差圧*4:173kPa)	差圧*4:173kPa	差圧*4:173kPa	—
等		D	R : kN/m² (内圧:150kPa)	内圧:150kPa	内圧:150kPa	
時	SA時長々期圧刀	PSALL	R : kN/m² (差圧*5:100kPa)	差圧*5:100kPa	差圧*5:100kPa	
荷	S d 地震時配管荷重	MSAL		$V: kN^{*6}$		V : kN^{*2}
重	S s 地震時配管荷重	MSALL	_	$V: kN^{*6}$	_	V : kN^{*2}
	イ・ドンドナチ		R : kN/m² (正圧 : kPa)	_	正圧 : kPa	
	ナヤキンク何里	MSAL	R : kN/m² (負圧 : kPa)	_	負圧: kPa	_

16

注: Vは鉛直方向, Rは半径方向を示す。(Vは下向きを正, Rは外向きを正とする。)

注記*1:表4-2の荷重の組合せの記号を示す。

*2:原子炉圧力容器からの荷重を示す。

*3:原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

*4:ドライウェル 620kPa とサプレッションチェンバ 447kPa の差圧を示す。

*5:ドライウェル 150kPa とサプレッションチェンバ 50kPa の差圧を示す。

*6:逃がし安全弁排気管貫通部1箇所当たりの荷重を示す。

表 4-6	設計荷重	(重大事故笔対処設備)	(その2)
<u>X</u> T U			

荷重		荷重	原子炉本体の基礎に		
		記号*1	直接作用する荷重		
地震荷重	磁性乳乳 田地震動の 1	S d	H:図4-1参照		
	弾性設計用地震動Sd により定まる地震荷重		V:設計用最大応答加速度より得られる震度 0.43*2または		
			静的震度 0.24*2		
	基準地震動Ssにより		H:図4-1参照		
	定まる地震荷重	Ъs	V:設計用最大応答加速度より得られる震度 0.87*2		

注:Vは鉛直方向,Hは水平方向を示す。

注記*1:表4-2の荷重の組合せの記号を示す。

*2: V-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に基づき設定する。

包絡値とする。

注:設計用地震力はV-2-2-4 「原子炉本体の基礎の地 震応答計算書」に基づき 設定し,既工認の値との

4.3 設計用地震力

原子炉本体の基礎の設計用地震力を、「4.2.4 設計荷重」に示す。水平地震力と鉛直地震力を組み合わせるにあたっては組合せ係数法を適用する。水平地震力に対する係数 1.0 と組み合わせる鉛直地震力に静的震度を使用する場合には、鉛直地震力に対する係数は 1.0 を用いる。なお、設計用地震力はV-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」及びV-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」に基づき設定し、既工認の値との包絡値とする。

- 4.4 計算方法
 - 4.4.1 応力評価点

原子炉本体の基礎の応力評価点は,原子炉本体の基礎を構成する部材の形状及び荷重 伝達経路を考慮し,発生応力度が大きくなる部位を選定する。

選定した応力評価点を表 4-7 及び図 4-2 に示す。

応力評価点番号	応力評価点
P 1 *1	円筒部(内筒,外筒)
P 2 *2	たてリブ
Р 3	アンカボルト
P 4	ベアリングプレート
P 5	ブラケット部

表 4-7 応力評価点

- 注記*1:内筒及び外筒の評価点は,最大組合せ応力度発生箇所を含むよう 選定するとともに,地震方向に対して応力度の大きくなる 90 度及 び 180 度位置の代表的な高さから選定する。代表的な高さは,応 カレベルを考慮して,基部,水平吐出管,アクセストンネル,連 通孔及びダイヤフラムフロア支持位置付近とする。
 - *2:たてリブの評価点については,最大応力度発生箇所を含むよう選 定するとともに,最大応力度発生箇所を含むたてリブの代表的な 高さとする。代表的な高さは内筒及び外筒と同様とする。



図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置(その1)(設計基準対象施設)(単位:mm)



図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置(その2)(重大事故等対処設備)(単位:mm)



図 4-2 原子炉本体の基礎の応力評価位置(その3)(単位:mm)

4.4.2 解析モデル及び諸元

b.

(1) 設計基準対象施設としての解析モデル 設計基準対象施設としての評価は,既工認からの変更はなく,参照図書(1)に示すとお りである。

解析モデルの概要を以下に示す。

- a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは、3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適 用する。構造的にほぼ対称であるため、既工認と同様に、解析は 1/2 モデルを用い て行う。解析モデルを図 4-3 に、解析モデルの諸元について表 4-8 に示す。
- c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し、荷重及び応力度を求める。 なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙 「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。



図 4-3 解析モデル

表 4-8 解析モデル諸元(設計基準対象施設)

項目	記号	単位		入力値	
材質		_			
質量	m o	kg			
温度条件	Т	°C		104	
縦弾性係数	Е	N/mm^2			
ポアソン比	ν				
要素数					
節点数					

(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル

b.

重大事故等対処設備としての評価における,原子炉本体の基礎の解析モデルの概要を 以下に示す。

- a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは、3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適用する。解析モデルは「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」と同じとし、図 4-3 に示す。また、重大事故等時の影響を確認する目的で、縦弾性係数は重大事故等時の最高温度である 200℃の値を使用する。解析モデルの諸元について表4-9 に示す。
- c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し、荷重及び応力度を求める。 なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙

項目	記号	単位		入力値	
材質					
質量	m o	kg			
温度条件	Т	$^{\circ}\mathrm{C}$	200		
縦弾性係数	Е	N/mm^2			
ポアソン比	ν				
要素数					
節点数					

表 4-9 解析モデル諸元(重大事故等対処設備)

「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

4.4.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉本体の基礎の荷重及び応力度計算方法について以下に示す。

- (1) 設計基準対象施設としての荷重及び応力度計算
 - a. 円筒部及びたてリブの検討

円筒部及びたてリブの応力度計算方法は,既工認(参照図書(1))から変更はなく, 原子炉本体の基礎に作用する圧力,死荷重及び地震荷重等による応力度を, 「4.4.2(1) 設計基準対象施設としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析 モデルにより算出する。

- b. 原子炉本体基礎アンカボルトの検討
- (a) アンカボルトの最大引張応力度

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルト軸断面の最大引張応力度 σ t より, ねじ部有効断面でのアンカボルトの引張応力度 σ t a を以下の式で求める。

$$\sigma$$
 t a = σ t $\cdot \frac{A_0}{A_1}$

 A_0 :アンカボルトの断面積 (mm²/本)

- A1 : アンカボルトのねじ部分有効断面積 (mm²/本)
- (b) アンカボルトの定着

「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルトの引張応力度より,アンカボルトの引抜き力Fを求める。

計算は、内筒側のアンカボルトの引張応力度 σ tiと外筒側のアンカボルトの引張応力度 σ toより、4.5°の範囲におけるアンカボルトの引抜き力Fを以下の式で求める。

 $\mathbf{F} = (\mathbf{4} \cdot \boldsymbol{\sigma} \mathbf{t} \mathbf{o} + \mathbf{2} \cdot \boldsymbol{\sigma} \mathbf{t} \mathbf{i}) \cdot \mathbf{A}_{\mathbf{0}}$

c. ベアリングプレートの検討

ベアリングプレートの応力度計算方法は,既工認(参照図書(1))から変更はなく, 「4.4.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルに より算出したベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度から,ベアリングプレート の曲げ応力度を求める。 d. ブラケット部の検討

応力度計算方法は既工認(参照図書(1))から変更はなく,荷重と各評価断面の断面 性能により評価する。

ブラケット部の断面積及び断面係数は図 4-2 のC~C断面で示す 18°分の部材の 3 枚のリブを考慮し以下の値を用いる。



(2) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算

原子炉本体の基礎に作用する圧力,死荷重及び地震荷重等による荷重及び応力度は, 「4.4.2(2) 重大事故等対処設備としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解 析モデルにより算出する。荷重及び応力度計算方法は「4.4.3(1) 設計基準対象施設 としての荷重及び応力度計算」と同様である。

4.5 計算条件

応力解析に用いる荷重を,「4.2 荷重の組合せ及び許容値」及び「4.3 設計用地震力」 に示す。

4.6 荷重及び応力度の評価

「4.4 計算方法」で求めた荷重及び応力度が許容値以下であること。

- 5. 評価結果
- 5.1 設計基準対象施設としての評価結果

原子炉本体の基礎の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容 限界を満足しており,設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果
 構造強度評価の結果を表 5-1~表 5-3 に示す。
 表中の「荷重の組合せ」欄には、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」
 における表 5-3の荷重の組合せの No. を記載する。

表 5-1(1) 許容応力状態短期に対する評価結果(D+P+M+Sd*)(その1)									
	汞压基布				短		世毛の		
	評恤 对家 	評価	西部位		応力分類	算出応力度	許容応力	度 判定	何里の
i k (B)	 					N/mm^2	N/mm^2		和百世
内筒→ → 外筒					面内せん断応力度	0.1		0	(14)
				(A)	組合せ応力度	101.9		0	(14)
				D	面内せん断応力度	78.2		0	(14)
				В	組合せ応力度	184.0		0	(14)
			古答		面内せん断応力度	0.3		0	(14)
			[1][1]	U	組合せ応力度	100.8		0	(14)
	原子炉本体 P1:円 の基礎 â			D E	面内せん断応力度	0.6		0	(14)
		P1:円筒部 @部			組合せ応力度	103.4		0	(14)
					面内せん断応力度	0.6		0	(14)
					組合せ応力度	124.8		0	(14)
JOL .				A	面内せん断応力度	6.7		0	(14)
i					組合せ応力度	117.0		0	(14)
応力表示箇所				B	面内せん断応力度	4.4		0	(14)
					組合せ応力度	82.6		0	(14)
			从答	\bigcirc	面内せん断応力度	11.8		0	(14)
			>「□]	C	組合せ応力度	100.0		0	(14)
				\square	面内せん断応力度	65.6		0	(14)
				Û	組合せ応力度	172.2		0	(14)
				(F)	面内せん断応力度	29.6		0	(14)
				Ē	組合せ応力度	308.0		0	(14)

		表 5-1(1)	許容応力物	犬態短期	に対する評価結果(D-	P+M+S d	*)(その	2)	
	汞压出布					短	期		共手の
	計1加刈家 型借	評価			応力分類	算出応力度	許容応力	度判	ド 何里の ド 知今社
(B)	1又1用					N/mm^2	N/mm^2		
内筒→ ←外筒					面内せん断応力度	6.4		С	(14)
				(A)	組合せ応力度	151.7		С	(14)
				D	面内せん断応力度	95.0		С	(14)
				(D)	組合せ応力度	172.6		С	(14)
			内筒		面内せん断応力度	62.9		С	(14)
				U	組合せ応力度	179.1		С	(14)
				D E	面内せん断応力度	54.9		С	(14)
					組合せ応力度	106.5		С	(14)
+					面内せん断応力度	18.3		С	(14)
	原子炉本体	P1:円筒部		(E)	組合せ応力度	126.4		С	(14)
IOL	の基礎	③部			面内せん断応力度	2.5		С	(14)
b 部				A	組合せ応力度	69.6		С	(14)
応力表示箇所				Þ	面内せん断応力度	0.3		С	(14)
				Ū	組合せ応力度	105.9		С	(14)
			从答	\bigcirc	面内せん断応力度	36.3		С	(14)
			クト同	U	組合せ応力度	159.6		С	(14)
				\square	面内せん断応力度	55.2		С	(14)
				U	組合せ応力度	115.4		С	(14)
					面内せん断応力度	44.4		С	(14)
				Ē	組合せ応力度	181.8		С	(14)

		表 5-1(1)	許容応力者	犬態短期	に対する評価結果(D-	-P+M+S d	*) (その)	3)	
	汞伍基布					短	期		世手の
	計個対象	評価	師部位		応力分類	算出応力度	許容応力	度 判定	何里の 組合社
I I I I I I I I I I I I I I I I I I I	1又7用					N/mm^2	N/mm^2		旭日で
内筒→ ←外筒					面内せん断応力度	6.2		0	(14)
				(A)	組合せ応力度	139.9		0	(14)
				Þ	面内せん断応力度	21.2		0	(14)
				(D)	組合せ応力度	218.3		0	(14)
- ·			内筒		面内せん断応力度	62.8		0	(14)
」 〇部				U	組合せ応力度	179.9		0	(14)
Here and a second secon				D E	面内せん断応力度	55.1		0	(14)
		P1:円筒部			組合せ応力度	107.1		0	(14)
+	原子炉本体				面内せん断応力度	18.4		0	(14)
					組合せ応力度	129.5		0	(14)
JOL .	の基礎	②部			面内せん断応力度	2.6		0	(14)
i					組合せ応力度	61.6		0	(14)
応力表示箇所				Þ	面内せん断応力度	0.4		0	(14)
				Ū	組合せ応力度	104.4		0	(14)
			丛 答	\bigcirc	面内せん断応力度	36.5		0	(14)
			クト同	U	組合せ応力度	167.5		0	(14)
				\square	面内せん断応力度	55.7		0	(14)
				U	組合せ応力度	116.1		0	(14)
					面内せん断応力度	44.2		0	(14)
				Ē	組合せ応力度	185.9		\bigcirc	(14)



応力表示箇所

				短	期		
評価対象 設備		評価部位	応力分類	算出応力度	許容応力度	判定	何重の
武 ()用				N/mm^2	N/mm^2		和正言で
原子炉本体	DO	7	引張応力度	241.3		0	(14)
	P3	アンカホルト	引抜き力*	2. 440×10^{6}		0	(14)
の基礎	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	319.9		0	(14)

表 5-1(3) 許容応力状態短期に対する評価結果 (D+P+M+S d*)

注記*:単位はN/4.5°

	評価対象				短				
評価 水 ボ 曲		評価部位		応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
<u></u> 取1/用					N/mm^2		N/mm^2		
			最大圧縮力	曲げ応力度	26.0				0
		作用時	せん断応力度	59.8				0	
原子炉本体	DE	ブラケット立		曲げ応力度	8.8				0
の基礎	15		最大引張力	せん断応力度	38.5				0
			作用時	下面の水平プレートに局所的に	000 7				
				生じる曲げ応力度	238.7			j	0

表 5-1(4) 許容応力状態短期に対する評価結果(D+P+M+S d *)

注:ブラケット部はV-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3の荷重の組合せの No. (10), (11), (14)を包絡する条件で評価する。

¦ [表 5-2	2(1) 許容応力状	態機能維持	り しっちょう しんしょう しんしょ しんしょ	に対する評価結果(D+	$-P_L+M_L+S$	d *)) (そ	の1))
i J			苏ケレク					機能維持	寺の柞	 食討		
ļΓ	, f /;	こてリブ	評価対象	評価			応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
l i		• (B)	設佣					N/mm^2		N/mm^2		
内筒→	— 夕	卜筒					面内せん断応力度	0.1				\bigcirc
		70				A	組合せ応力度	70.1				\bigcirc
l i	2—	י.© ק ד					面内せん断応力度	78.2				\bigcirc
 	E				B	組合せ応力度	170.4				\bigcirc	
						面内せん断応力度	0.1				\bigcirc	
					内同	C	組合せ応力度	89.7				\bigcirc
190	1						面内せん断応力度	0.4				\bigcirc
}					Û	組合せ応力度	99.0				\bigcirc	
+·-·-·-	- @)部(面内せん断応力度	0.4				\bigcirc
	\rightarrow		原子炉本体	P1:円筒部		(E)	組合せ応力度	132.1				\bigcirc
JOL	/		の基礎	(a)部			面内せん断応力度	6.9				0
i						A	組合せ応力度	123.8				\bigcirc
広力表	示笛所						面内せん断応力度	3.9				\bigcirc
10.75.20						В	組合せ応力度	80.3				0
					AI 在4		面内せん断応力度	2.8				0
				クト同	U	組合せ応力度	104.4				\bigcirc	
							面内せん断応力度	19.8				\bigcirc
						U	組合せ応力度	178.5				\bigcirc
							面内せん断応力度	8.1				\bigcirc
						Ē	組合せ応力度	285.9				\bigcirc

¦		表 5-2	2(1) 許容応力状	態機能維持	手の検討	に対する評価結果(D+	$P_L + M_L + S$	d *)) (そ	の2))
į J		汞伍马舟					機能維持	寺の権	食討		
F	たてリブ	評価対家 	評価			応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
	• (B)	 初開					N/mm^2	N/mm^2			
内筒→	━外筒					面内せん断応力度	6.0				\bigcirc
					A	組合せ応力度	147.0				\bigcirc
 	ן,®				\square	面内せん断応力度	89.4				\bigcirc
	S E				Э	組合せ応力度	158.1				\bigcirc
				山峦		面内せん断応力度	53.8				\bigcirc
				[1][]	U	組合せ応力度	151.2				\bigcirc
			P1:円筒部		\square	面内せん断応力度	51.9				\bigcirc
I M					U	組合せ応力度	96.2				0
+·-·-/9		原子炉本体			Ē	面内せん断応力度	12.3				\bigcirc
						組合せ応力度	118.5				\bigcirc
IOL		の基礎	①部			面内せん断応力度	1.8				\bigcirc
1①部					A	組合せ応力度	65.9				\bigcirc
応力表示	笛所				\square	面内せん断応力度	1.7				\bigcirc
/U·/J·IC/J·					B	組合せ応力度	77.9				\bigcirc
						面内せん断応力度	27.2				\bigcirc
				外同	C	組合せ応力度	142.7				\bigcirc
						面内せん断応力度	5.4				\bigcirc
					Ð	組合せ応力度	93.0				\bigcirc
						面内せん断応力度	12.5				\bigcirc
					E	組合せ応力度	165.3				\bigcirc

	表 5-2	2(1) 許容応力状	態機能維持	時の検討	に対する評価結果(D+	$-P_L+M_L+S$	d *)	(そ(の3)	
	〒/〒14					機能維持	寺の検	討		
	評価対家 - 乳供	評価	師部位		応力分類	算出応力度	許容	F応力	度	判定
i (B)						N/mm^2	N	N/mm^2		
内筒→ → 外筒					面内せん断応力度	5.8				\bigcirc
				A	組合せ応力度	137.9				\bigcirc
					面内せん断応力度	21.0				\bigcirc
i minimum E				B	組合せ応力度	223.7				\bigcirc
			++ k**		面内せん断応力度	53.7				\bigcirc
」 C 部			k 1 [b]	C	組合せ応力度	152.0				0
					面内せん断応力度	52.1				\bigcirc
H				Ð	組合せ応力度	96.7				\bigcirc
+				(E)	面内せん断応力度	12.4				\bigcirc
	原子炉本体	P1:円筒部		(E)	組合せ応力度	121.5				\bigcirc
JOLY	の基礎	©部			面内せん断応力度	2.2				\bigcirc
i				A	組合せ応力度	61.5				\bigcirc
広力表示笛斫					面内せん断応力度	1.6				\bigcirc
				B	組合せ応力度	76.0				\bigcirc
			61 kk		面内せん断応力度	27.5				\bigcirc
			外同	C	組合せ応力度	150.6				\bigcirc
					面内せん断応力度	5.6				\bigcirc
				D	組合せ応力度	96.4				0
					面内せん断応力度	12.9				0
				(E)	組合せ応力度	170.2				\bigcirc

			表	₹5-2(£	2) 許容応力状態機	能維持の	の検討に対する評価結果	$(D + P_L + M$	L +	S d *)		
i								機能維持	寺の	検討		
ļ	Ţ	B	評恤对家 		評価部位		応力分類	算出応力度	許	午容応力度		判定
l İ		「 たてリブ				_		N/mm^2		N/mm^2		
内筒		━ 外筒					面内せん断応力度	24.0				\bigcirc
ļ						(A)	組合せ応力度	42.4				\bigcirc
l İ		Z ──, ₪				Þ	面内せん断応力度	79.7				\bigcirc
; ,		E	۶ ۱ E			B	組合せ応力度	243.3				\bigcirc
		原子炉本体	DO	+	\bigcirc	面内せん断応力度	12.0				\bigcirc	
			の基礎	P2	たてリフ	U	組合せ応力度	87.2				\bigcirc
	\geq	.					面内せん断応力度	16.8				\bigcirc
l İ	Ľ	1				U	組合せ応力度	92.4				\bigcirc
+·-·-						Ē	面内せん断応力度	33.3				\bigcirc
!	ð	*				Ē	組合せ応力度	74.2				\bigcirc
101												

応力表示箇所

				機能維持	寺の検討	
評価対象		評価部位	応力分類	算出応力度	許容応力度	判定
叹加				N/mm^2	N/mm^2	
	Po		引張応力度	204.8		0
原子炉本体	P3	アンカホルト	引抜き力*	2. 311×10^{6}		0
の産礎	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	322.4		0

表 5-2(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+PL+ML+Sd*)

注記*:単位はN/4.5°

C . D	
\sim	
C	

表 5-2(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+PL+ML+Sd*)

ますより	評価対象				機能維持			
評価 対 滞 曲 刃 患 ー 		評価部位		応力分類	算出応力度	許容応力	度	判定
					N/mm^2	n^2		
			最大圧縮力	曲げ応力度	26.0			0
原子炉本体		作用時	せん断応力度	59.8			0	
	ブラケット如		曲げ応力度	8.8			0	
の基礎	15	4日11 V V V V	最大引張力 作用時	せん断応力度	38.5			0
				下面の水平プレートに局所的に	000 7			0
				生じる曲げ応力度	238.7			\bigcirc

		表 5-3(1) 許容	応力状態機	態能維持	の検討に対する評価結果	(D+P+M)	+ S s) (その1)	
	汞伍马布					機能維持	手の検討		世手の
	評価対象 設備	評価			応力分類	算出応力度	許容応力	度 判定	何里の
I I I I I I I I I I I I I I I I I I I	RX 1/用					N/mm^2	N/mm^2		祖口で
内筒→ ←外筒					面内せん断応力度	0.1		0	(15)
				A	組合せ応力度	126.1		0	(15)
				D	面内せん断応力度	11.2		\bigcirc	(15)
				В	組合せ応力度	215.4		0	(15)
			山峦		面内せん断応力度	0.3		0	(15)
			下了同	U	組合せ応力度	116.3		\bigcirc	(15)
		P1:円筒部			面内せん断応力度	0.6		0	(15)
1 1				U	組合せ応力度	118.3		0	(15)
+	原子炉本体			Ē	面内せん断応力度	0.6		0	(15)
				(E)	組合せ応力度	143.1		0	(15)
JOL	の基礎	ⓐ 部			面内せん断応力度	6.9		0	(15)
i				A	組合せ応力度	132.2		0	(15)
応力表示箇所				Þ	面内せん断応力度	5.3		0	(15)
				Ū	組合せ応力度	103.8		0	(15)
			从答	\bigcirc	面内せん断応力度	12.0		0	(15)
			クト同	U	組合せ応力度	119.9		0	(15)
				\square	面内せん断応力度	33.9		0	(15)
				U	組合せ応力度	200.1		0	(15)
					面内せん断応力度	28.3		0	(15)
				Ē	組合せ応力度	349.2		0	(15)

¦ []	$\widehat{\Delta}$		表 5-3(1) 許容	応力状態機	機能維持	の検討に対する評価結果	\neq (D+P+M-	+ S _s) (その 2	2)		
$\begin{bmatrix} \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\ \\$	こリブ	評価対象		÷			機能維持の検討			stat - t-	荷重の	
		設備	評1曲 台灯立			応刀分類	算出心力度	許容応力度		判定	組合せ	
	-						N/mm ²	N/mm ²				
内筒→ → 外管	ĵ				A	面内せん断応力度	7.7		(15)	(15)		
	Ĉ)					組合せ応力度	181.3			\bigcirc	(15)	
	D				B	面内せん断応力度	108.2			\bigcirc	(15)	
	Ē					組合せ応力度	196.5			\bigcirc	(15)	
				内容	C	面内せん断応力度	72.5			\bigcirc	(15)	
				[1][1]		組合せ応力度	205.9			\bigcirc	(15)	
						面内せん断応力度	61.0			\bigcirc	(15)	
	7		P1:円筒部		U	組合せ応力度	118.3			\bigcirc	(15)	
+		原子炉本体			E	面内せん断応力度	19.2			\bigcirc	(15)	
	/ 原子炉本体 の基礎					組合せ応力度	141.8			\bigcirc	(15)	
IOL		の基礎	①部		A	面内せん断応力度	2.7			\bigcirc	(15)	
D 予						組合せ応力度	85.9			\bigcirc	(15)	
応力表示箇所						面内せん断応力度	0.1			\bigcirc	(15)	
					(D)	組合せ応力度	129.5			\bigcirc	(15)	
				61 <i>b</i> 5		面内せん断応力度	38.0			\bigcirc	(15)	
				クト同	C	組合せ応力度	187.4			\bigcirc	(15)	
						面内せん断応力度	61.3			\bigcirc	(15)	
					Ű	組合せ応力度	125.5			\bigcirc	(15)	
						面内せん断応力度	42.7			\bigcirc	(15)	
					Ē	組合せ応力度	207.0			\bigcirc	(15)	

		表 5-3(1) 許容	応力状態機	態能維持	の検討に対する評価結果	\neq (D+P+M-	+ S s) (その 3)	
	評価対象 設備	評価	師的位		応力分類	機能維持の検討 算出応力度 許容応力度 N/mm ² N/mm ²		度 判定	荷重の 組合せ
内筒→ ←外筒					面内せん断応力度	7.5		0	(15)
				(<u>A</u>)	組合せ応力度	167.6		0	(15)
				B	面内せん断応力度	26.6		0	(15)
					組合せ応力度	277.5		0	(15)
			内笛	笥 © -	面内せん断応力度	72.4		0	(15)
			PJ同		組合せ応力度	206.6		0	(15)
					面内せん断応力度	61.2		0	(15)
Ä					組合せ応力度	118.9		0	(15)
+	原子炉本体 の基礎	P1:円筒部		(E)	面内せん断応力度	19.3		0	(15)
					組合せ応力度	145.2		0	(15)
JOL		©部		A	面内せん断応力度	2.4		0	(15)
l					組合せ応力度	72.8		0	(15)
応力表示箇所				B	面内せん断応力度	0.1		0	(15)
					組合せ応力度	127.0		0	(15)
			外筒	©	面内せん断応力度	38.3		0	(15)
			∑ +1		組合せ応力度	196.4		0	(15)
				D	面内せん断応力度	21.1		0	(15)
					組合せ応力度	128.4		0	(15)
				Ē	面内せん断応力度	42.4		0	(15)
					組合せ応力度	211.9		\bigcirc	(15)

42



応力表示箇所

評価対象 設備				機能維持	寺の検討			
		評価部位	応力分類	算出応力度	許容応力度	判定	何重0) 組合せ	
				N/mm^2	N/mm^2			
	Do		引張応力度	305.9		0	(15)	
原子炉本体 の基礎	P3	アンカホルト	引抜き力*	3.216×10^{6}		0	(15)	
	P4 ベアリングプレート		曲げ応力度	371.6		0	(15)	

表 5-3(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+P+M+Ss)

注記*:単位はN/4.5°

44

							機能維持の検討				
評恤对家 		評価部位		応力分類	算出応力度	許	容応力周	判定			
<u></u> 取加					N/mm^2		N/mm^2				
原子炉本体 の基礎			最大圧縮力	曲げ応力度	37.6				\bigcirc		
			作用時	せん断応力度	86.4				\bigcirc		
	DE	ブラケット如		曲げ応力度	14.4				\bigcirc		
	гə	シブク ツ下部	最大引張力	せん断応力度	63.1				\bigcirc		
			作用時	下面の水平プレートに局所的に	201 0				\bigcirc		
				生じる曲げ応力度	391.2				0		

注:ブラケット部はV-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3の荷重の組合せの No. (12),

(13), (15)を包絡する条件で評価する。

5.2 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉本体の基礎の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発 生値は許容限界を満足しており,設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを 確認した。

(1) 構造強度評価結果構造強度評価の結果を表 5-4 及び表 5-5 に示す。

[表 5-4(1) 許容応力状態	機能維持0)検討に	対する評価結果(D+P	SAL+MSAL-	+ S	d) ((その) 1)
i J		汞伍马皮					機能維持				
\downarrow		評恤	評価	師部位		応力分類	算出応力度	許容応力度		度	判定
	• (B)	ī又 ()用					N/mm^2		N/mm^2		
内筒→	━外筒					面内せん断応力度	0.2				0
					A	組合せ応力度	66.9				0
					Þ	面内せん断応力度	87.2				0
	E				В	組合せ応力度	184.5				0
				山峦	C	面内せん断応力度	41.8				0
				1] 同		組合せ応力度	126.9				0
HQ A	N N		P1:円筒部 @部			面内せん断応力度	56.8				0
	1				U	組合せ応力度	125.7				0
<u>+</u> ·−·−·− /	➡-@部	原子炉本体 の基礎			Ē	面内せん断応力度	0.5				0
	1				(E)	組合せ応力度	156.9				0
JOL					A	面内せん断応力度	5.7				0
i						組合せ応力度	112.2				\bigcirc
応力表示	示笛所				D	面内せん断応力度	4.9				0
					Ð	組合せ応力度	96.3				0
				内 些		面内せん断応力度	1.7				0
				クト同	U	組合せ応力度	136.2				0
						面内せん断応力度	90.9				0
					U	組合せ応力度	220.4				\bigcirc
					Ē	面内せん断応力度	29.2				\bigcirc
				Ē	組合せ応力度	345.6	l L			\bigcirc	

[]-	Ā	表 5-4(1) 許容応力状態	機能維持の	検討に	対する評価結果(D+P	SAL+MSAL-	+s	d) (その	2)
		汞伍马舟				機能維持の検討					
	- たてリブ	評価対家 	評価	評価部位			算出応力度	許	午容応力度		判定
	• (B)	 					N/mm^2		N/mm^2		
内筒→	-外筒					面内せん断応力度	4.2				\bigcirc
_					A	組合せ応力度	118.0				\bigcirc
-						面内せん断応力度	104.4				\bigcirc
	Ē				B	組合せ応力度	186.8				\bigcirc
						面内せん断応力度	90.5				\bigcirc
				内同	C	組合せ応力度	167.1				\bigcirc
						面内せん断応力度	62.5				\bigcirc
H		原子炉本体	P1:円筒部		Ð	組合せ応力度	130.2				\bigcirc
+·-·					E	面内せん断応力度	23.9				\bigcirc
						組合せ応力度	145.9				\bigcirc
TOLY		の基礎	(b)部			面内せん断応力度	6.1				\bigcirc
」 ⑤部					A	組合せ応力度	94.8				\bigcirc
広力表示箇	斫					面内せん断応力度	3.4				\bigcirc
/山/小山/					B	組合せ応力度	151.7				\bigcirc
						面内せん断応力度	18.0				\bigcirc
				クト同	C	組合せ応力度	162.6				\bigcirc
						面内せん断応力度	64.7				\bigcirc
					Ð	組合せ応力度	127.9				\bigcirc
						面内せん断応力度	64.9				\bigcirc
					E	組合せ応力度	185.2				\bigcirc

			表 5-4(1) 許容応力状態	機能維持0	つ検討に	対する評価結果(D+P	sal+Msal	+ S	d) (その	3)	
	i J i C	キャーリブ	評価対象					機能維持の検討					
	į \		設備	評価	師部位		応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定	
		, D	FX I/H					N/mm^2	N/mm^2				
	内筒→	⊷外筒					面内せん断応力度	4.1				0	
							組合せ応力度	109.0				0	
						D	面内せん断応力度	25.7				0	
		E				В	組合せ応力度	244.5				0	
					山林		面内せん断応力度	90.9				\bigcirc	
	」 C部			P1:円筒部 ⓒ部	闪同		組合せ応力度	167.7				\bigcirc	
	HQ A						面内せん断応力度	62.5				\bigcirc	
48]				U	組合せ応力度	130.3				\bigcirc	
	+	⊇) —	原子炉本体 の基礎				面内せん断応力度	24.0				\bigcirc	
		/				E	組合せ応力度	148.5				\bigcirc	
	JOLY					A	面内せん断応力度	3.9				0	
	i						組合せ応力度	69.5				\bigcirc	
	広力表示	、笛正					面内せん断応力度	3.4				\bigcirc	
	/0//14/1					B	組合せ応力度	149.0				\bigcirc	
							面内せん断応力度	18.0				\bigcirc	
					外筒	C	組合せ応力度	169.5				\bigcirc	
							面内せん断応力度	64.9				\bigcirc	
						D	組合せ応力度	128.6				\bigcirc	
						Ē	面内せん断応力度	65.2				0	
							組合せ応力度	190.2				\bigcirc	
 				表 5-	-4(2)	許容応力状態機能維	植持の検	討に対する評価結果(D	$+ P_{SAL} + M_{S}$	5 A L	+ S d)	
-----------	----	----------	--------------	----------	--------------------	-----------	-------------	-------------	---------------------	----------	-------	---	----
i	Ľ			苏尔山东					機能維持	寺の	検討		
		l	B	評恤对家 		評価部位		応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
			ー たてリブ					N/mm^2		N/mm^2			
内筒→ ←外筒		•	━外筒					面内せん断応力度	13.7				0
						(A)	組合せ応力度	53.8				0	
l İ			Ĺ <u>,</u> ®				面内せん断応力度 94	94.3				0	
Ì			E E			P2 たてリブ	B	組合せ応力度	242.8				0
				原子炉本体	原子炉本体 の基礎 P2			面内せん断応力度	19.4				0
				の基礎			U	組合せ応力度	102.8				0
10								面内せん断応力度	29.8				0
 			b				D	組合せ応力度	115.5				0
+) —				Ē	面内せん断応力度	185.4				0
ļ		5/					Ē	組合せ応力度	372.8				0
Ĭ	J)	Y											
i													

応力表示箇所

				機能維持			
評価対象 設備		評価部位	応力分類	算出応力度	許容応力度	判定	
 				N/mm^2	N/mm^2		
	Po		引張応力度	313.1		0	
原子炉本体の基本	P3	アンカホルト	引抜き力*	2. 543×10^{6}		0	
の産礎	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	330.3		0	

表 5-4(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+Psal+Msal+Sd)

注記*:単位はN/4.5°

СЛ
0

表 5-4(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+Psal+Msal+Sd)

ゴケートを					機能維持				
評価 が 借		評価部位		算出応力度	許容応力	度 判定			
 					N/mm^2	N/mm^2	N/mm^2		
			最大圧縮力	曲げ応力度	26.0			0	
			作用時	せん断応力度	59.8			\bigcirc	
原子炉本体	PE	ブラケット如	最大引張力	曲げ応力度	8.8			0	
の基礎	15	4日11 V V V V		せん断応力度	38.5			0	
			作用時	下面の水平プレートに局所的に	000 7			(
				生じる曲げ応力度	238.1		J	0	

[],	(A) 表 5−5(1)	許容応力状態構	機能維持の	検討に対	けする評価結果(D+Ps	all+Msal	L+S	s)(そ	の1)
	マリゴ 河伍出色					機能維持	寺の検討	討	
	(リノ 計価対象) 設備	評伯	面部位		応力分類	算出応力度	許容	応力度	判定
			1			N/mm^2	N/	/mm ²	
内筒→ 一外筒	笥				面内せん断応力度	0.2			0
	Ô				組合せ応力度	70.5			0
2	D			D	面内せん断応力度	86.1			0
	Ē			В	組合せ応力度	189.0			0
					面内せん断応力度	48.0			0
			內同	C	組合せ応力度102.2面内せん断応力度0.2組合せ応力度107.4面内せん断応力度0.2	102.2			0
							0		
				Ð		107.4			0
+·-··	ß				面内せん断応力度	0.2			0
	原子炉本体	P1:円筒部		(E)	組合せ応力度	144.1			0
JOLY	の基礎	⑧ 部		A	面内せん断応力度	4.0			0
i					組合せ応力度	91.0			0
広力表示箇所					面内せん断応力度	5.9			0
				B	組合せ応力度	103.3			0
			61 hh		面内せん断応力度	3.0			0
			外筒	C	組合せ応力度	127.7			0
					面内せん断応力度	32.7			0
				Û	組合せ応力度	216.2			0
					面内せん断応力度	6.7			0
				(E)	組合せ応力度	317.1			0

		表 5-5(1)	許容応力状態構	機能維持の	検討に対	する評価結果(D+Ps	SALL+MSAL	L + S	Ss)	(そ(の2)
		亚伍哥色					機能維持	寺の村	 俞討		
		計価刈豕	評伯	西部位		応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
		1又/冊		1	1		N/mm^2		N/mm^2		
	内筒→ → 外筒		函 面内せん断応力度 組合せ応力度			面内せん断応力度	4.3				\bigcirc
				97.4				0			
	╎╷╷╗				D	面内せん断応力度	102.7				0
					B	組合せ応力度	182.5				\bigcirc
						面内せん断応力度	60.6				\bigcirc
				四同	U	組合せ応力度	178.0				\bigcirc
					面内せん断応力度 57.4				\bigcirc		
52		原子炉本体 P1:円筒部 1	組合せ応力度	109.7				\bigcirc			
-	+					面内せん断応力度	9.6				\bigcirc
			P1:円筒部 ①部		Ē	組合せ応力度	132.1				\bigcirc
	TOLY	の基礎			A	面内せん断応力度	3.8				\bigcirc
	」 し 部					組合せ応力度	92.0				\bigcirc
	応力表示箇所					面内せん断応力度	0.2				\bigcirc
					B	組合せ応力度	128.8				\bigcirc
				61 hh		面内せん断応力度	8.5				\bigcirc
				グト同	C	組合せ応力度	178.2				\bigcirc
						面内せん断応力度	4.4				0
					U	組合せ応力度	109.5				\bigcirc
						面内せん断応力度	16.5				\bigcirc
					E	組合せ応力度	187.7				\bigcirc

	! [表 5-5(1)	許容応力状態模	幾能維持の	検討に対	する評価結果(D+Ps	SALL+MSAL	L + 5	Ss)	(そ(の3)
	i J		評価対象					機能維持の検討				
	į \		設備	評伯	新 部位		応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
	:				I			N/mm^2		$\rm N/mm^2$		
	内筒→	━外筒					面内せん断応力度	4.1				0
							組合せ応力度	87.1				0
	! !					D	面内せん断応力度	25.8				\bigcirc
		E				В	組合せ応力度	269.7				0
					山広		面内せん断応力度	60.4				0
	」 C部				内同	C	組合せ応力度	178.8				\bigcirc
							面内せん断応力度	57.4				\bigcirc
53		1				D	組合せ応力度	109.6				\bigcirc
	+	<u>)</u> –				面内せん断応力度	9.7				\bigcirc	
		7	原子炉本体	P1:円筒部		(E)	組合せ応力度	134.6				\bigcirc
	TOLY		の基礎	©部	©部 面内せん断応力度 組合せ応力度	1.7				\bigcirc		
	i					(A)	組合せ応力度	64.4				\bigcirc
	広力表示	- 笛 可					面内せん断応力度	0.1				\bigcirc
	//J/1//	・回//1				B	組合せ応力度	124.4				\bigcirc
					Li bete		面内せん断応力度	8.4				0
					外筒	C	組合せ応力度	185.7				0
							面内せん断応力度	4.7				0
						D	組合せ応力度	113.4				0
							面内せん断応力度	16.8				0
						(E)	組合せ応力度	193.9				\bigcirc

¦ [表 5-	-5(2)	許容応力状態機能維	持の検討	討に対する評価結果(D	$+ P s_{ALL} + M$	[SAI	L + S	s)	
i J							機能維持	寺の材			
ר ¦		評価対家 		評価部位		応力分類	算出応力度	許	容応力	度	判定
i i	$\int f c c y d$	<u></u> 武 / 開					N/mm^2		N/mm^2		
内筒一	▶ ● 外筒				A	面内せん断応力度	24.9				0
				2 たてリブ		組合せ応力度	45.5				0
l i					\bigcirc	面内せん断応力度	97.4				0
 	E				B	組合せ応力度	265.1				0
		原子炉本体	DO			面内せん断応力度	18.1				0
		の基礎	P2		U	組合せ応力度	107.8				\bigcirc
	J					面内せん断応力度	22.2				\bigcirc
\\ 	1				U	組合せ応力度	114.2				\bigcirc
+	- <u>[9</u>] -					面内せん断応力度	117.3				\bigcirc
	\rightarrow				E	組合せ応力度	234.6				\bigcirc
JOL											
i											

応力表示箇所

54

				機能維持			
評価対象 設備		評価部位	応力分類	算出応力度	許容応力度	判定	
設加				N/mm^2	N/mm^2		
	DO	7	引張応力度	322.5		0	
原子炉本体	P3	アンカホルト	引抜き力*	3. 215×10^{6}		0	
の産礎	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	361.1		0	

表 5-5(3) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+Psall+Msall+Ss)

注記*:単位はN/4.5°

σ	٦.
Ω	٦.

表 5-5(4) 許容応力状態機能維持の検討に対する評価結果(D+Psall+Msall+Ss)

ぎょう					機能維持								
評価 対象 ①		評価部位	応力分類 算出応力度 許容応力					応力分類 算出応力度 許容応力度				:	判定
121/用 				N/mm^2	N/m	m^2							
			最大圧縮力	曲げ応力度	37.6				\bigcirc				
			作用時	せん断応力度	86.4				\bigcirc				
原子炉本体	P5	ブラケット如	最大引張力	曲げ応力度	14.4				\bigcirc				
の基礎	15	> ノフクツト部		せん断応力度	63.1				\bigcirc				
			作用時	下面の水平プレートに局所的に	201 0				\bigcirc				
				生じる曲げ応力度	391.2				0				

6. 参照図書

(1) 柏崎刈羽原子力発電所第7号機 第1回工事計画認可申請書
 IV-1-2「原子炉本体の基礎に関する説明書」

(2) 原子炉本体の基礎の強度計算書

1. 概要 ······	· 1
2. 一般事項 ······	- 1
2.1 構造計画 ······	· 1
2.2 評価方針	· 3
2.3 適用規格·基準等 ···································	• 4
2.4 記号の説明 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	- 5
2.5 計算精度と数値の丸め方 ······	• 6
3. 評価部位	· 7
4. 強度評価	. 9
4.1 強度評価方法	. 9
4.2 荷重の組合せ及び許容値 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	. 9
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	. 9
4.2.2 許容値	. 9
4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	. 9
4.2.4 設計荷重 ······	12
4.3 計算方法	14
4.3.1 応力評価点	14
4.3.2 解析モデル及び諸元 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	17
4.3.3 荷重及び応力度計算方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	19
4.4 計算条件	20
4.5 荷重及び応力度の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	20
5. 評価結果	21
5.1 重大事故等対処設備としての評価結果	21
6. 参照図書	27

1. 概要

本計算書は、原子炉本体の基礎の強度計算書である。

原子炉本体の基礎は、設計基準対象施設としての原子炉本体の基礎を重大事故等対処設備と して兼用する構造物である。

以下, V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に準じて, 原子炉本体の基礎の強度評価を示す。

なお、本計算書においては、重大事故等時における荷重に対して、平成3年8月23日付け 3 資庁第6675号にて認可された工事計画の添付書類(参照図書(1))による(以下「既工認」 という。)に示す手法に従い強度評価を行う。

- 2. 一般事項
- 2.1 構造計画

原子炉本体の基礎の構造計画を表 2-1 に示す。

表 2-1 構造計画



 \sim

2.2 評価方針

原子炉本体の基礎の応力評価は、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」 にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに「2.3 適用規格・基準等」にて設定される許容限 界に基づき、「3. 評価部位」にて設定する箇所において重大事故等時における圧力等によ る荷重及び応力度が許容限界内に収まることを、「4. 強度評価」にて示す方法にて確認す ることで実施する。確認結果を「5. 評価結果」に示す。

原子炉本体の基礎の強度評価フローを図 2-1 に示す。



図 2-1 原子炉本体の基礎の強度評価フロー

2.3 適用規格·基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- ・鋼構造設計規準(日本建築学会 1973 改定)
- ・鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(日本建築学会 1988 改定)

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A o	断面積	mm ² /本
D	死荷重	—
E	縦弾性係数	N/mm^2
fь	許容曲げ応力度	N/mm^2
f c	許容圧縮応力度	N/mm^2
f s	許容せん断応力度	N/mm^2
f t	許容引張応力度	N/mm^2
F	許容応力度の基準値、アンカボルトの引抜き力	N/mm ² , N/4.5°
тo	質量	kg
M S A	機械的荷重(SA後機械的荷重)	—
Рsа	压力 (SA後圧力)	—
R	半径方向荷重	kN/m^2
S u	設計引張強さ	N/mm^2
Sу	設計降伏点	N/mm^2
Т	温度	°C
V	鉛直方向荷重	kN, kN/m ²
ν	ポアソン比	—
σti	内筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2
σto	外筒側のアンカボルトの引張応力度	N/mm^2

2.5 計算精度と数値の丸め方

精度は、有効数字6桁以上を確保する。 表示する数値の丸め方は表2-2に示すとおりとする。

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁				
圧力	kPa			整数位				
許容応力度	N/mm^2	小数点以下第1位	切捨て	整数位				
算出応力度	N/mm^2	小数点以下第2位	切上げ	小数点以下第1位				
設計荷重	kN			整数位				
許容荷重	Ν	有効数字5桁目	切捨て	有効数字4桁*				
算出荷重	Ν	有効数字5桁目	切上げ	有効数字4桁*				

表 2-2 表示する数値の丸め方

注記*:絶対値が1000以上のときはべき数表示とする。

3. 評価部位

原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法を図 3-1 に,使用材料及び使用部位を表 3-1 に示す。



図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法(その1)(単位:mm)









図 3-1 原子炉本体の基礎の形状及び主要寸法(その2)(単位:mm)

\mathcal{K} \mathcal{K} \mathcal{K} \mathcal{K}

使用部位	使用材料	備考
構造用鋼材		
(円筒部, たてリブ,		
ベアリングプレート,		
ブラケット部)		
原子炉本体基礎		
アンカボルト		

- 4. 強度評価
- 4.1 強度評価方法
 - (1) 原子炉本体の基礎の荷重は、原子炉格納容器底部及びダイヤフラムフロアを介して原子 炉建屋に伝達される。原子炉本体の基礎の強度評価として、V-1-8-1「原子炉格納施設の 設計条件に関する説明書」において設定された荷重を用いて、参照図書(1)に示す既工認の 手法に従い強度評価を行う。また、重大事故等対処設備としての評価においては、重大事 故等時の下部ドライウェル及びサプレッションチェンバの水の影響を考慮する。
 - (2) 強度評価に用いる寸法は、公称値を用いる。
- 4.2 荷重の組合せ及び許容値
 - 4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

原子炉本体の基礎の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち,重大事故等対処設備の評価に用いるものを表4-1に示す。

詳細な荷重の組合せは、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い、対象機器の設置位置等を考慮し決定する。なお、考慮する荷重の組合せは、組み合わせる荷重の大きさを踏まえ、評価上厳しくなる組合せを選定する。

4.2.2 許容値

原子炉本体の基礎の許容応力度及び許容荷重は「2.3 適用規格・基準等」に基づき算 出する。構造用鋼材及び原子炉本体基礎アンカボルトに対する許容応力度を表 4-2 に示 す。

4.2.3 使用材料の許容応力度評価条件

原子炉本体の基礎の使用材料の許容応力度評価条件を表 4-3 に示す。

施設区分		機器名称	機器等 の区分	荷重の組合せ*1		許容応力状態
原子炉本体	原子炉 圧力容器 支持構造物	原子炉本体の 基礎	建物・ 構築物	$D + P_{SA} + M_{SA}^{*2}$	(V (S) -1) (V (S) -2) (V (S) -3)	重大事故等時 <機能維持の検討>* ³

表 4-1 荷重の組合せ及び許容応力状態(重大事故等対処設備)

注記*1:()内はV-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

*2: V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5−4に従い,重大事故等時の温度荷重は組み合わせない。 *3:鋼構造設計規準による場合は, < >内の許容応力状態を適用する。

許容応力 状態		アンカボルト							
	引張/ 組合せ	せん断	圧縮	曲げ	引張				
機能維持 の検討	1.5 • f t	1.5 • f s	1.5 • f c	1.5 • f ь	1.5 • f t				

表 4-2 許容応力度

表4-3 使用材料の許容応力度評価条件(重大事故等対処設備)

	評価部材	材料	F (N/mm²)	S y (N/mm²)	S u (N/mm²)
-	構造用鋼材 (円筒部,たてリブ, ベアリングプレート, ブラケット部) 原子炉本体基礎				
	アンカボルト 注記 * :				

4.2.4 設計荷重

(1) 重大事故等対処設備としての設計荷重
 重大事故等対処設備としての設計荷重を表 4-4 に示す。
 また,重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重として,没水時における下記の水位
 による水頭圧を考慮する。

ドライウェル	水位	T.M.S.L.	7400 mm
サプレッションチェンバ	水位	T.M.S.L.	8950mm

世毛		荷重	原子炉本体の基礎に			ダイヤフラムフロ	アクセストンネルに作用す		その他より作用する		
何里			記号*1		直接作用する荷	重	アに作用する荷重	る荷重		荷重	
	SA時死	荷重			V : kN			¥7.	1-N	V 7. 1-NI*2	
	(自重及	び機器支持	D	(円筒部表	表面より加わる荷	重 kN	$V : kN/m^2$	V ·L	$\mathbf{I}_{1} \mathbf{M} \mathbf{f}_{1} \mathbf{A} \mathbf{f}_{2} \mathbf{A} \mathbf{f}_{3}$	V I KN	
	荷重等	÷)		及びベン	ト管内包水	kN を含む)		(水何里	KN を古む)	V : KIN ⁺	
重				R :	kN/m² (内圧:6	20kPa)	内圧:620kPa	内圧:	620kPa		
大		х.т.	Ð	R : kN/m² (内圧:310kPa)		内圧:310kPa	内圧: 310kPa		_		
事	SA時圧力 事		Рsа	R : kN/m² (差圧*4:173kPa)		差圧 ^{*4} :173kPa	差圧 ^{*4} :173kPa		_		
故				R : kN/m ² (差圧 ^{*5} :-100kPa)		差圧*5:-100kPa	差圧*5:-100kPa				
等	等 SA時配管荷重					$V : kN^{*6}$	—		V : kN*2		
時		逃がし安全弁		R :	kN/m² (正圧 :	kPa)		正圧:	kPa		
荷	S A 時	作動時荷重		R :	kN/m²(負圧:	kPa)		負圧:	kPa		
重	水力学	チャギング	Msa	R :	kN/m² (正圧 :	kPa)		正圧:	kPa		
	的 動 荷	荷重		R :	kN/m²(負圧:	kPa)		負圧:	kPa		
	重	蒸気凝縮		R :		kPa)	_	正圧:	kPa		
		振動荷重		R :		kPa)		負圧:	kPa		

表 4-4 設計荷重(重大事故等対処設備)

注: Vは鉛直方向, Rは半径方向を示す。(Vは下向きを正, Rは外向きを正とする。)

注記*1:表4-1の荷重の組合せの記号を示す。

*2:原子炉圧力容器からの荷重を示す。

*3:原子炉遮蔽壁からの荷重を示す。

*4:ドライウェル 620kPa とサプレッションチェンバ 447kPa の差圧を示す。

*5:ドライウェル 520kPa とサプレッションチェンバ 620kPa の差圧を示す。

*6:逃がし安全弁排気管貫通部1箇所当たりの荷重を示す。

4.3 計算方法

4.3.1 応力評価点

原子炉本体の基礎の応力評価点は,原子炉本体の基礎を構成する部材の形状及び荷重 伝達経路を考慮し,発生応力度が大きくなる部位を選定する。

選定した応力評価点を表 4-5 及び図 4-1 に示す。

応力評価点番号	応力評価点
P 1 *1	円筒部(内筒,外筒)
P 2 *2	たてリブ
Р3	アンカボルト
P 4	ベアリングプレート
P 5 *3	ブラケット部

表 4-5 応力評価点

注記*1:内筒及び外筒の評価点は,最大組合せ応力度発生箇所を含むよう選 定するとともに,90度及び180度位置の代表的な高さから選定する。 代表的な高さは,応力レベルを考慮して,基部,水平吐出管,アク セストンネル,連通孔及びダイヤフラムフロア支持位置付近とする。

- *2:たてリブの評価点については,最大応力度発生箇所を含むよう選定 するとともに,最大応力度発生箇所を含むたてリブの代表的な高さ とする。代表的な高さは,内筒及び外筒と同様とする。
- *3:応力評価点 P5 については,原子炉本体の転倒荷重は小さく無視でき るので評価を行わない。



T.M.S.L.-8.2m С <u>ک</u>م, T.M.S.L.8.2m A (P4) 3 ベアリングプレート B∼B断面 11.1 (P3)B▲ ₿B \mathbf{C} (P3) アンカボルト (本/周) アンカボルト (本/周) 0 0 0 0 l ベアリングプレート C~C断面 <u>A~A断面</u> P5 : ブラケット部 (P3):アンカボルト

図 4-1 原子炉本体の基礎の応力評価位置(その2)(単位:mm)

16

¥ A

(P4):ベアリングプレート

- 4.3.2 解析モデル及び諸元
 - (1) 重大事故等対処設備としての解析モデル 重大事故等対処設備としての評価における,原子炉本体の基礎の解析モデルの概要を 以下に示す。
 - a. 原子炉本体の基礎の解析モデルは、3次元シェルモデルによる有限要素解析手法を適 用する。構造的にほぼ対称であるため、既工認と同様に、解析は 1/2 モデルを用い て行う。解析モデルを図4-2に、解析モデルの諸元について表4-6に示す。 なお、重大事故等時の影響を確認する目的で、縦弾性係数は重大事故等時の最高温 度である 200℃の値を使用する。
 - b. c. 解析コードは「MSC NASTRAN」を使用し,荷重及び応力度を求める。

「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙



図 4-2 解析モデル

項目	記号	単位	入力値		
材質					
質量	m o	kg			
温度条件	Т	$^{\circ}\mathrm{C}$	200		
縦弾性係数	E	N/mm^2			
ポアソン比	ν	_			
要素数					
節点数					

表 4-6 解析モデル諸元(重大事故等対処設備)

4.3.3 荷重及び応力度計算方法

原子炉本体の基礎の荷重及び応力度計算方法について以下に示す。

- (1) 重大事故等対処設備としての荷重及び応力度計算
 - a. 円筒部及びたてリブの検討

円筒部及びたてリブの応力度計算方法は,既工認(参照図書(1))から変更はなく, 原子炉本体の基礎に作用する圧力及び死荷重等による応力度は,「4.3.2(1)重大事 故等対処設備としての解析モデル」に示す原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出 する。

- b. 原子炉本体基礎アンカボルトの検討
- (a) アンカボルトの最大引張応力度

応力度計算方法は,既工認(参照図書(1))から変更はなく,「4.3.3(1)a.円筒 部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルによりアンカボル ト軸断面の最大引張応力度を算出する。

(b) アンカボルトの定着

「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルにより算出したアンカボルトの引張応力度より,アンカボルトの引抜き力Fを求める。

計算は、内筒側のアンカボルトの引張応力度 σ tiと外筒側のアンカボルトの引張応力度 σ toより、4.5°の範囲におけるアンカボルトの引抜き力Fを以下の式で求める。

 $F = (4 \cdot \sigma t_{o} + 2 \cdot \sigma t_{i}) \cdot A_{o}$ A_o :アンカボルトの断面積 (mm²/本)

c. ベアリングプレートの検討

ベアリングプレートの応力度計算方法は,既工認(参照図書(1))から変更はなく, 「4.3.3(1)a. 円筒部及びたてリブの検討」と同様に原子炉本体の基礎の解析モデルに より算出したベアリングプレートに生じる最大圧縮応力度から,ベアリングプレート の曲げ応力度を求める。

4.4 計算条件

応力解析に用いる荷重を、「4.2 荷重の組合せ及び許容値」に示す。

4.5 荷重及び応力度の評価

「4.3 計算方法」で求めた荷重及び応力度が許容値以下であること。

5. 評価結果

5.1 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉本体の基礎の重大事故等時の状態を考慮した場合の強度評価結果を以下に示す。発 生値は許容限界を満足している。

(1) 強度評価結果

強度評価の結果を表 5-1 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」 における表 5-4の荷重の組合せの No. を記載する。

		評価部位			機能維持の検討				
	評価対象 =□/#			応力分類	算出応力度	許容応力度	判定	何重の	
	設備					N/mm^2	N/mm^2		組合せ
					面内せん断応力度	0.1		0	V (S)-2
内筒→ ←外筒				A	組合せ応力度	51.7		0	V (S)-2
				Þ	面内せん断応力度	13.1		0	V (S)-2
Ι ζ , D				B	組合せ応力度	83.8		0	V (S)-2
TITITITITITITITITITITITITITITITITITITI			内伤		面内せん断応力度	0.6		0	V (S)-1
			[1][]	U	組合せ応力度	136.4		0	V (S)-1
				D	面内せん断応力度	0.6		0	V (S)-1
		P1:円筒部 @部			組合せ応力度	97.1		0	V (S)-1
				Ē	面内せん断応力度	14.3		0	V (S)-1
	原子炉本体 の基礎				組合せ応力度	93.6		0	V (S)-1
				A	面内せん断応力度	5.5		0	V (S)-2
					組合せ応力度	91.8		0	V (S)-2
I				B	面内せん断応力度	0.7		0	V (S)-2
応力表示箇所					組合せ応力度	91.4		0	V (S)-2
			从答	\bigcirc	面内せん断応力度	1.5		0	V (S)-3
			7F[n]	21回 0	組合せ応力度	98.7		0	V (S)-3
				D	面内せん断応力度	111.1		0	V (S)-2
					組合せ応力度	202.3		0	V (S)-2
				Ē	面内せん断応力度	168.9		0	V (S)-2
				Ŀ	組合せ応力度	294.1		0	V (S)-2

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果(D+Psa+Msa) (その1)

	評価対象 設備			応力分類	機能維持の検討				
↓ ↓ たてリブ ↓ ↓ → _®		評価部位			算出応力度	許容応力度	判定	荷重の 組合せ	
					N/mm^2	N/mm^2			
		P1:円筒部 ①部	内筒	A	面内せん断応力度	2.9		0	V (S)-2
					組合せ応力度	88.7		0	V (S)-2
				B	面内せん断応力度	5.4		0	V (S)-1
					組合せ応力度	158.2		0	V (S)-1
				©	面内せん断応力度	41.4		0	V (S)-2
					組合せ応力度	81.6		0	V (S)-2
				\bigcirc	面内せん断応力度	2.3		0	V (S)-1
	原子炉本体 の基礎			U	組合せ応力度	100.0		0	V (S)-1
				Ē	面内せん断応力度	39.4		0	V (S)-2
					組合せ応力度	88.0		0	V (S)-2
			外筒	A	面内せん断応力度	6.8		0	V (S)-2
IOL					組合せ応力度	72.1		0	V (S)-2
' ① 部 応力表示箇所				B	面内せん断応力度	6.0		0	V (S)-2
					組合せ応力度	142.0		0	V (S)-2
				C	面内せん断応力度	31.2		0	V (S)-2
					組合せ応力度	84.3		0	V (S)-2
				D	面内せん断応力度	80.8		0	V (S)-2
					組合せ応力度	153.7		0	V (S)-2
				Ē	面内せん断応力度	131.7		0	V (S)-2
					組合せ応力度	228.4		0	V (S)-2

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果(D+Psa+Msa) (その2)

	表 5-1(1) 車大事政等時に対する評価結果 (D+Psa+Msa) (その 3)								
	評価対象 設備			応力分類	機能維持の検討			# 5 0	
		評価部位			算出応力度	許容応力度	判定	何重の 組合せ	
					N/mm^2	N/mm^2			
	原子炉本体の基礎	P1:円筒部 ⓒ部	内筒	A	面内せん断応力度	3.0		0	V (S)-2
					組合せ応力度	85.5		0	V (S)-2
				B	面内せん断応力度	5.0		0	V (S)-1
					組合せ応力度	101.7		0	V (S)-1
				©	面内せん断応力度	41.4		0	V (S)-2
					組合せ応力度	82.7		0	V (S)-2
				D	面内せん断応力度	2.3		0	V (S)-1
					組合せ応力度	99.9		0	V (S)-1
				E	面内せん断応力度	39.4		0	V (S)-2
					組合せ応力度	88.4		0	V (S)-1, 2
			外筒	A	面内せん断応力度	3.6		0	V (S)-2
					組合せ応力度	51.9		0	V (S)-2
				B	面内せん断応力度	19.2		0	V (S)-2
					組合せ応力度	150.3		0	V (S)-2
				C	面内せん断応力度	8.7		0	V (S)-2
					組合せ応力度	115.3		0	V (S)-2
				D	面内せん断応力度	82.4		0	V (S)-2
					組合せ応力度	184.1		0	V (S)-2
				Ē	面内せん断応力度	84.6		0	V (S)-2
					組合せ応力度	331.2		\bigcirc	V (S)-2

表 5-1(1) 重大事故等時に対する評価結果(D+PsA+MsA) (その3)



表 5-1(2) 重大事故等時に対する評価結果(D+Psa+Msa)

25

応力表示箇所

評価対象	評価部位			機能維持	寺の検討			
			応力分類	算出応力度	許容応力度	判定	何重の	
元 文 1/用				N/mm^2	N/mm^2			
原子炉本体 の基礎	Do		引張応力度	35.0		0	V (S)-1	
	P3	アンカホルト	引抜き力*	3.449×10^5		0	V (S)-1	
	P4	ベアリングプレート	曲げ応力度	118.7		0	V (S)-2	

表 5-1(3) 重大事故等時に対する評価結果(D+Psa+Msa)

注記*:単位はN/4.5°
6. 参照図書

(1) 柏崎刈羽原子力発電所第7号機 第1回工事計画認可申請書
 IV-1-2「原子炉本体の基礎に関する説明書」

計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • • •				•••••				• 1
1.	1 使用状视	记一覧 ·	•••••	• • • • • • • •	•••••	• • • • • • • • •	•••••	•••••	•••••	• 2
2.	解析コート	ドの概要	• • • • • • • •							• 3

1. はじめに

本資料は、添付書類V-1-2-1「原子炉本体の基礎に関する説明書」において使用した 計算機プログラム(解析コード)MSC NASTRANについて説明するものである。 本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

	バージョン	
V-1-2-1	原子炉本体の基礎に関する説明書	Ver. 2013. 0. 0

2. 解析コードの概要

コード名 項目	MSC NASTRAN		
使用目的	3次元有限要素法(シェルモデル)による応力解析		
開発機関	MSC.Software Corporation		
開発時期	1971年(一般商業用リリース)		
使用したバージョン	Ver. 2013. 0. 0		
コードの概要	本解析コードは,航空機の機体強度解析を目的として開発さ れた,有限要素法による構造解析用の汎用計算機プログラム である。適用モデル(主にはり要素,シェル要素,ソリッド 要素)に対して,静的解析(線形,非線形),動的解析(過 渡応答解析,周波数応答解析),固有値解析,伝熱解析(温 度分布解析),熱応力解析,線形座屈解析等の機能を有して いる。数多くの研究機関や企業において,航空宇宙,自動車, 造船,機械,建築,土木等様々な分野の構造解析に使用され ている。		
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・構造力学分野における一般的知見により解を求めるこ とができる体系について、本解析コードを用いた解析 結果と理論モデルによる理論解の比較を行い、解析解 が理論解と一致することを確認している。		

 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示
された要件を満足していることを確認している。
【妥当性確認(Validation)】
本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。
・本解析コードは,航空宇宙,自動車,造船,機械,建
築,土木等様々な分野における使用実績を有してお
り,妥当性は十分に確認されている。
・検証の体系と今回の工事計画認可申請で使用する体系
が同等であることから、検証結果を持って、解析機能
の妥当性も確認できる。
・今回の工事計画認可申請における用途及び適用範囲が
上述の妥当性確認の範囲内であることを確認してい
る。

V-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書

1. 概要	1
2. 基本方針	1
 1. 脆性破壊防止に対する設計 	2
4. 評価対象と評価方法	2
5. 記号の説明	5
6. 最低使用温度に基づく評価	6
6.1 評価箇所	6
6.2 最低使用温度	6
7. 関連温度に基づく評価	7
7.1 評価箇所	7
7.2 関連温度の要求値	7
7.3 応力拡大係数の計算 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
7.3.1 最大仮想欠陥	7
7.3.2 応力拡大係数の計算 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
7.4 中性子照射による関連温度の移行量	8
7.5 計算結果	9
7.5.1 応力拡大係数の計算結果	9
7.5.2 関連温度の要求値の計算結果	9
8. 上部棚吸収エネルギーの評価	10
8.1 評価箇所	10
8.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法	10
8.3 上部棚吸収エネルギーの計算	10
8.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定 ・・・・・・・・・・・・・・・・	10
8.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出 ・・・・・・・・・・・・・・・	11
8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果	11
9. 結論	12
付録1 中性子照射による関連温度移行量 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26
別紙1 計算機プログラム(解析コード)の概要 ASHSD2-B	
別紙2 計算機プログラム(解析コード)の概要 DORT	

別紙3 計算機プログラム(解析コード)の概要 NOPS

K7 ① V-1-2-2 R1

図表目次

図6-1	破壞靱性評価箇所	13
図7-1	最大仮想欠陥形状	14
表4-1	重大事故シーケンスの影響確認 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	15
表6-1	最低使用温度に基づく評価箇所 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	18
表7-1	関連温度の評価箇所 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	19
表7-2	原子炉圧力容器の40定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束	
	及び中性子照射量 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	21
表7-3	応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果 ・・・・・・・・・・	22
表8-1	国内USE予測式の適用範囲及び評価対象の諸元 ・・・・・・・・・・・	24
表8-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	25

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第14条第2項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に基づき、設計基準 対象施設としての原子炉圧力容器及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング(以下「モー タケーシング」という。)の破壊靭性及び想定される重大事故等が発生した場合に、原子炉圧力 容器が重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するた め、破壊靭性に対する評価についても説明するものである。あわせて、技術基準規則第17条第1 項第1号及び第55条第1項第2号並びにそれらの解釈に対して、原子炉圧力容器及びモータケ ーシングの材料が適切であることを説明する。

今回,設計基準対象施設としての原子炉圧力容器及びモータケーシングの材料については,平 成5年6月17日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画から変更はないが,各供用状態 及び試験状態の脆性破壊に対する評価結果に影響を及ぼす脆化予測法が改定されたため,改めて 設計基準対象施設としての原子炉圧力容器及びモータケーシングの破壊靭性に対する評価につ いて説明する。また,重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靭性に対する評価につ いて説明する。

2. 基本方針

原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は,通常運転時,運転時の異常な過渡変 化時及び設計基準事故時において使用される圧力,温度,放射線,荷重その他の使用条件に対し て適切な破壊靭性を有する設計とする。

原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は、中性子照射の影響を考慮し適切な破 壊靭性を維持できるよう、保安規定に監視試験片の評価結果に基づき原子炉冷却材温度及び圧力 の制限範囲を設定することを定めて、原子炉圧力容器及びモータケーシングの脆性破壊を防止す るよう管理する。

原子炉圧力容器に使用する材料は,重大事故等時における温度,圧力及び荷重に対して適切な 破壊靱性を有する設計とし,かつ,重大事故等時における温度,放射線,荷重その他の使用条件 において重大事故等時に対処するために流路としての機能を有効に発揮することができる設計 とする。

原子炉圧力容器の脆性破壊防止以外の温度,放射線,荷重その他の使用条件に対して健全性を 維持することについては, V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下に おける健全性に関する説明書」に示している。

原子炉圧力容器及びモータケーシングの材料に対して施設時の評価として、中性子照射が及ぼ す影響を評価することから、評価時期については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制 に関する法律」第43条の3の32に、発電用原子炉の運転できる期間が40年と定められている ことを考慮し、40定格負荷相当年数を想定して、評価を実施する。

R1

なお,原子炉圧力容器の炉心領域部の中性子照射による影響評価については,監視試験片によって計画的に評価を行うとともに,施設後40定格負荷相当年数の運転期間後以降の評価については,高経年化対策として実施する。

3. 脆性破壊防止に対する設計

技術基準規則第 17 条を踏まえ,原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は,強度と靭性に優れる低合金鋼の鋼板及び鍛鋼品で構成し,原子炉冷却材と接触する原子炉圧力容器内面部分はステンレス鋼及び高ニッケル合金で内張りし,耐食性を向上させた設計とする。原子炉圧力容器及びモータケーシングは脆性破壊防止の観点から,原子炉冷却材の最低使用温度を設定し,適切な温度で使用する。また,中性子照射脆化が予想される材料に関しては,材料中のCu及び Ni 含有量が多いほど中性子照射脆化に与える影響が大きいことから,材料調達時に各元素の含有量を管理する。

また,技術基準規則第55条を踏まえ,重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の材料は, 重大事故等時の原子炉圧力容器の使用温度が崩壊熱による原子炉冷却材の加熱により設計基準 対象施設としての最低使用温度を下回らず,想定される使用条件に対して適切な破壊靭牲を有す る設計とする。

4. 評価対象と評価方法

原子炉圧力容器及びモータケーシングに使用する材料は,発電用原子力設備規格(設計・建設 規格 JSME S NC1-2005 (2007 年追補版含む))(日本機械学会)(以下「設計・建 設規格」という。)に基づいて,評価対象となる材料を抽出する。評価対象となる材料は,原子 炉圧力容器及びモータケーシングを構成する材料のうち,耐圧部を構成する材料であり,かつ, 設計・建設規格 PVB-2311 に示される脆性破壊が生じにくい板厚,断面積,外径及び指定材料等 の条件により,破壊靭性試験が必要となる材料をすべて抽出し,評価を行う。この抽出により, 最低使用温度に対してスタッドボルト,関連温度に対して耐圧部を構成する材料,上部棚吸収エ ネルギーに対して炉心領域材料が評価対象となる。

技術基準規則第 14 条及び第 54 条への適合性を確認するため,技術基準規則第 14 条の解釈に 示される原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法 JEAC4206-2007(日本 電気協会)(以下「JEAC4206」という。),原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 4201-2007(日本電気協会),原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007[2010年 追補版](日本電気協会)及び原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007[2013年追 補版](日本電気協会)(以下「JEAC4201」という。)の手法を用いて,原子炉圧力容 器及びモータケーシングの脆性破壊に対する評価を行う。

JEAC4206 第2章 クラス1機器の規定により,破壊靭性試験を行う場合に必要とされる試験条件,すなわち最低使用温度を明確にすること,並びに関連温度の要求値及びJEAC 4201の規定により,上部棚吸収エネルギーが供用期間中の破壊靭性の要求を満足することを

R1

示す。また,重大事故等が発生した場合に,原子炉圧力容器が重大事故等時に対処するために流 路としての機能を有効に発揮できることを示す。

破壊靭性の評価は、JEAC4206のFB-2000で規定されるように、最低使用温度以下での 衝撃試験結果を判定基準と対比し評価する方法、JEAC4206のFB-4000並びに附属書A及 び附属書Fで規定されるように、応力拡大係数と運転状態における材料の温度より求められる関 連温度を用いて評価する方法、また、JEAC4201のSA-3440で規定されるように、高温時 における靭性を示す上部棚吸収エネルギーの減少率を予測し、設計寿命末期における上部棚吸収 エネルギーを評価する方法に区分される。

したがって,原子炉圧力容器及びモータケーシングの材料で破壊靭性試験を要求される箇所に 対し,最低使用温度を基準とする評価箇所と関連温度を基準とする評価箇所を区別して評価を行 い,加えて炉心領域材料について上部棚吸収エネルギーの評価を行う。なお,関連温度を用いて の評価は,供用期間中の耐圧・漏えい試験及び供用状態A及びB(耐圧・漏えい試験を除く)の 運転条件において,原子炉圧力容器及びモータケーシングの材料の脆性破壊防止の観点で破壊靭 性上最も厳しい運転条件が,低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であるため,供用状 態A及びBの評価は耐圧・漏えい試験での評価で代表する。

供用状態C及び供用状態Dについては、JEAC4206の解説-附属書A-3120より、健全性 評価上最も問題となる事象はPTS事象*1である。沸騰水型原子炉圧力容器では相当運転期間で の中性子照射量が低いこと、炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下することからPTS事象は発生し ない。そのため、供用状態C及び供用状態Dにおいては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく、 耐圧・漏えい試験時に対する評価で代表される。

また,重大事故等時について炉心損傷防止対策の有効性評価における重大事故シーケンス及び 格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを表4-1に示す。表4-1より重 大事故等時の温度・圧力条件は従来想定されている設計基準事象に包絡される。このことから, 原子炉圧力容器の重大事故等対処設備としての破壊靭性に対する評価は,7章に示す設計基準事 象における評価で代表できる。

具体的な破壊靭性の評価方法は、原子炉圧力容器及びモータケーシングの耐圧部材料に使用さ れる低合金鋼がフェライト鋼であり、脆性破壊が懸念される材料であることから、評価において は破壊力学を適用する。破壊力学では、欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表し、 応力拡大係数が破壊靭牲を超えると破壊すると判断する。原子炉圧力容器及びモータケーシング の材料の評価に当たっては、保守的に欠陥が存在するものと仮定し、欠陥の先端に生じる欠陥の 進展力(応力拡大係数)を、供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靭性 については、落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度(RTNDT)及び金属温度と関数の関 係にあることから、関連温度を用いて各温度の破壊靭性を算出する。

また,経年劣化事象により破壊靭性の低下が懸念される部位については,供用期間中における 劣化を考慮した評価を行う。軽水炉における材料の破壊靭性の低下を伴う劣化事象としては,熱 時効と中性子照射脆化が挙げられる。熱時効については,原子炉圧力容器の材料である低合金鋼

3

に対する影響を,財団法人 発電設備技術検査協会の研究*2において検証されており,有意な劣 化事象ではない。一方,中性子照射脆化については,JEAC4201において監視試験の対象 となる中性子照射量10¹⁷n/cm²(E>1MeV)以上となる炉心領域が含まれるため,考慮が必要であ る。

中性子照射脆化は、中性子照射量及び材料の化学成分(Cu, Ni, P)に依存し、中性子照射量 及びこれら化学成分の含有量が多いほど脆化は大きい傾向にある。原子炉圧力容器を構成する各 部位の材料については、板材と鍛造材の違いはあるものの、すべて低合金鋼を使用しており、化 学成分に有意な差はない。一方、供用期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量につ いては、炉心領域のうち、炉心の有効高さを直接囲む胴板3の内表面が最も多く、3.3×10¹⁷n/cm²

(E>1MeV)程度であるのに対し、それ以外の部位では10¹⁷n/cm²(E>1MeV)程度以下であり、 胴板3とそれ以外の部位では3倍以上の差がある。したがって、中性子照射脆化を考慮した破壊靭 性の評価は、当該事象が懸念される胴板3について実施する。

中性子照射量を考慮する位置は、内表面及び表面からの仮想欠陥深さ1/4 t (内表面から1/4 t 部)とする。

注記*1:PTS(加圧熱衝撃)

加圧下の原子炉圧力容器内で急激な冷却が生じると,原子炉圧力容器内外間の温度 差により高い引張応力が容器内面に発生し,これと内圧による膜応力が重畳して高 い引張応力が容器内面に発生する現象。

*2 : プラント長寿命化技術開発 低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験(低合金 鋼・ステンレス鋼) (BWR) (昭和62年度~平成4年度のまとめ) (平成5年3月 財 団法人 発電設備技術検査協会)

記号の説明

記号	記号の説明	単位
а	欠陥の深さ	mm
f	原子炉圧力容器内表面から深さ a における中性子照射量	n/cm^2
F(a/rn)	補正係数で、JEAC4206の附属書Fの附属書図	—
	F-4200-1で有限要素法のデータを結んだ曲線により得ら	
	れる値	
Κı	供用状態における材料の応力と応力係数との積	MPa∙√m
	(以下「応力拡大係数」という。)	
KIC	JEAC4206の附属書Aにより規定される静的破壊	MPa∙√m
	靭性値	
$K {\rm I} {\rm p}$	一次応力による応力拡大係数	MPa∙√m
$K {\rm I} {\rm q}$	二次応力による応力拡大係数	MPa∙√m
ℓ	欠陥の長さ	mm
Mm	JEAC4206の附属書Fの附属書図 F-3100-1によ	\sqrt{m}
	り得られる膜応力の応力補正係数	
${\rm M}{ m b}$	JEAC4206の附属書FのF-3100に示される曲げ応	$\sqrt{\mathrm{m}}$
	力の応力補正係数 $(M_m o \frac{2}{3} o d i)$	
RTNDT	JEAC4206のFB-2000及び附属書Aにより規定され	°C
	る関連温度	
ΔRT NDT	関連温度の移行量	°C
r i	ノズルの内半径	mm
r c	ノズルコーナーの曲率半径	mm
r n	ノズルのみかけの半径	mm
Sf	安全係数	—
Т	供用状態における材料の温度	°C
t	板厚	mm
USE	上部棚吸収エネルギー	J
ΔUSE	上部棚吸収エネルギー減少率	%
ϕ c	原子炉圧力容器内表面から深さ a における中性子束	$n/(cm^2 \cdot s)$
σ	胴板及び鏡板部の周方向応力	MPa
$\sigma\mathrm{m}1$	一次膜応力	MPa
$\sigma\mathrm{m2}$	二次膜応力	MPa
σ b 1	一次曲げ応力	MPa
σ b 2	二次曲げ応力	MPa

- 6. 最低使用温度に基づく評価
- 6.1 評価箇所

JEAC4206のFB-2400の規定により,最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所 を表6-1及び図6-1に示す。

6.2 最低使用温度

表6-1に示した箇所の最低使用温度を同表中に示す。最低使用温度は、平成5年6月17日付け 4資庁第14562号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-1「原子炉圧力容器の応力解析の方針」に 示す原子炉圧力容器の運転条件をもとに、原子炉の運転状態又は試験状態において原子炉圧力 容器の内外にて接する流体の最低温度を考慮して定めた。

- 7. 関連温度に基づく評価
- 7.1 評価箇所

JEAC4206のFB-2100の規定により,関連温度に基づいた評価を行う箇所を表7-1(1), 表7-1(2)及び図6-1に示す。

7.2 関連温度の要求値

原子炉圧力容器に欠陥を想定した場合、欠陥に発生する応力拡大係数KIが、JEAC

4206の附属書AのA-3222に基づく静的破壊靭性値Kicを超えなければ脆性破壊は生じない。 Kicは関連温度RTNDTを基準とした温度の関数として示される。

 $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$

ここで、関連温度RTNDTを関連温度の要求値として計算するため、上式をRTNDTについての式とする。

(関連温度)

$$RT_{NDT} = T - \frac{1}{0.036} \ln \left(\frac{K_{IC} - 36.48}{22.78} \right)$$

KIがKICを超えないRTNDTの最大値として、関連温度の要求値を定義すると以下の式により求められる。

(関連温度の要求値)

$$RTNDT \leq T - \frac{1}{0.036} \ln \left(\frac{KI - 36.48}{22.78} \right)$$

応力拡大係数KIの計算は、JEAC4206の附属書A及び附属書Fにより、7.3節に示すように行う。

7.3 応力拡大係数の計算

7.3.1 最大仮想欠陥

応力拡大係数の計算に用いる最大仮想欠陥は, 胴板, 鏡板及びモータケーシング部にあっては, 板厚の1/4倍の深さ, 板厚の1.5倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし, 板厚 t が t <100.0mmの場合, 100.0mm厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあっては、ノズルが取り付く部分の胴板及び鏡板部板厚の1/4倍の深さの欠陥を用いる。ただし、最大仮想欠陥の大きさは胴板部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図7-1に最大仮想欠陥の形状を示す。

7.3.2 応力拡大係数の計算

応力拡大係数は,材料に欠陥の存在を想定した場合,過渡時の温度・圧力変化による欠 陥の進展力を係数で表す。

R1

V - 1 - 2 - 2

 Θ

耐圧・漏えい試験時における応力拡大係数は、有限要素法又は理論式より算出した膜応 力及び曲げ応力をもとに算出する。解析コードは「ASHSD2-B」又は「NOPS」 である。

なお,解析コード「ASHSD2-B」及び「NOPS」の検証及び妥当性確認等の概要については,別紙1及び別紙3「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(1) 形状不連続部を含めた胴板,鏡板及びモータケーシング部

形状不連続部を含めた胴板,鏡板及びモータケーシング部の応力拡大係数の計算は次式 による。

 $K_{I} = S_{F} \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$

- (a) 一次応力に対する安全係数SF=1.5 (耐圧・漏えい試験における係数)
- (b) 一次応力に対する応力拡大係数

 $K_{Ip} = M_m \cdot \sigma_{m1} + M_b \cdot \sigma_{b1}$

Mmは, JEAC4206の附属書Fの附属書図 F-3100-1により得られる。

- Mbは, Mmの2/3の値。
- (c) 二次応力に対する応力拡大係数
 KIg=Mm・σm2+Mb・σb2

(2) ノズル部

ノズル部の応力拡大係数の計算は次式による。

$$K_{I} = \frac{S F \cdot F(a / r_{n}) \cdot \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot a}}{\sqrt{1000}}$$

ここで,

 $S_F = 1.5$ $r_n = r_i + 0.29 \cdot r_c$

7.4 中性子照射による関連温度の移行量

炉心領域材料は、中性子照射による脆化を受けると予想されることから、中性子照射による 関連温度の移行量 ΔRTNDT を見込む。

中性子束及び中性子照射量は、第1回監視試験の結果から得られた値を評価に用いる。

40定格負荷相当年数の運転期間中に原子炉圧力容器の材料が受ける中性子照射量は,原子炉 圧力容器の胴板3の内表面,板厚の1/4t部の値を算出する。各位置における最大中性子束を解 析コード「DORT」を用いて算出し,リードファクタ*及び照射期間を用いて,中性子照射 量を算出する。

注記*:監視試験片の照射位置における中性子束の,原子炉容器内表面あるいは他の位置 における最大中性子束に対する比で表す。

8

なお,評価に用いる解析コード「DORT」の検証及び妥当性確認等の概要については, 別紙2「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

算出した中性子束及び中性子照射量を表7-2に示す。

内表面から深さ1/4t位置での中性子束 φ c は以下となる。

 $\phi c = 1.74 \times 10^8 n / (cm^2 \cdot s)$

中性子照射量fは、中性子束ocに40定格負荷相当年数を乗ずることにより求める。

 $f = 1.74 \times 10^8 \times (40 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60) = 2.19 \times 10^{17} n/cm^2$

付録1より、炉心領域材料の化学成分を用いて、安全側に中性子照射による関連温度の移行 量を、ΔRTNDT=23.5℃とする。

7.5 計算結果

7.5.1 応力拡大係数の計算結果

応力拡大係数の計算結果を表7-3(1)及び表7-3(2)に示す。

表7-3(1)には胴板,鏡板及びモータケーシング部に対する計算結果を,表7-3(2)には ノズル部に対する計算結果を示す。

7.5.2 関連温度の要求値の計算結果

応力拡大係数及び耐圧試験の温度より、7.2節に示した関係を満足する関連温度の要求 値を求めた結果を, 胴板, 鏡板及びモータケーシング部に対して表7-3(1)に, ノズル部 に対して表7-3(2)に示す。また, 同表中に使用する材料の実測値を示す。

なお,表7-3(1)及び表7-3(2)において使用した耐圧試験温度54℃は、中性子照射によ る関連温度の移行量を設計段階で予測し、これをもとに定めた温度であり、平成5年6月17 日付け4資庁第14562号にて認可された工事計画のIV-3-1-2-1「原子炉圧力容器の応力解析 の方針」の原子炉圧力容器の運転条件に示される。

- 8. 上部棚吸収エネルギーの評価
- 8.1 評価箇所

JEAC4206のFB-2200の規定により、上部棚吸収エネルギーの評価は、中性子照射に よる脆化を受けると予想される炉心領域材料について行う。評価を行う箇所を図6-1に示す。

8.2 上部棚吸収エネルギーの評価方法

上部棚吸収エネルギーは,高温時における鋼材の粘り強さ(靭性)の程度を示す指標であり, 中性子照射が進むと低下する。

上部棚吸収エネルギーの要求値は、JEAC4206のFB-4200において、68J以上と規定さ れており、JEAC4201の附属書BのB-3100に基づき、供用期間中の中性子照射を考慮し ても、原子炉圧力容器内表面から1/4t位置において、上部棚吸収エネルギー調整値が68J以上 であることを確認する。

上部棚吸収エネルギーの算出に当たっては,評価対象の材料中の元素含有量,中性子照射量 及び温度について,JEAC4201附属書Bで国内USE予測式の適用範囲として規定され ており,今回の評価に用いる材料,中性子照射量及び温度については,すべて適用範囲を満足 しているため,国内USE予測式を用いる。表8-1に国内USE予測式の適用範囲及び評価対 象の諸元を示す。

- 8.3 上部棚吸収エネルギーの計算
 - 8.3.1 上部棚吸収エネルギー減少率の推定

中性子照射による上部棚吸収エネルギーの減少率(ΔUSE(%))を,次式を用いて推定 する。

 $\Delta USE = C_o + [CF_U] \cdot [FF_U] (f) + M_U$

ここで,

Co : 係数 -0.95

[CFu] : 化学成分による係数
[CFu]=5.23+9.36・
$$\left\{0.5+0.5\cdot \tanh\left(\frac{Cu}{0.034}\right)\right\} \times (1+0.59 \text{ Nich})$$

[FFu](f): 中性子照射量fによる係数 [FFu](f)=f^(0.349-0.068·log f)

Cu : 銅の含有量 (mass%)

10

 f : 40定格負荷相当年数での原子炉圧力容器内表面から1/4 t 位置の中性 子照射量
 0.0219 (×10¹⁹n/cm², E>1MeV)

- Mu : マージン (%)
 13.8%
 MU=2σΔU (σΔUはΔUSEに関する標準偏差:6.9%)
- 8.3.2 上部棚吸収エネルギー調整値の算出

8.3.1項にて推定した上部棚吸収エネルギーの減少率(ΔUSE)及び照射前の上部棚吸 収エネルギー(USE(初期値))を用いて、上部棚吸収エネルギー調整値(USE(調整 値))を,次式を用いて算出する。

評価に当たっては、初期条件確認試験の結果をUSE(初期値)としてUSE(調整値) の算出を行う。

USE (調整値) = USE (初期値) × $(1 - \Delta USE / 100)$

USE (調整値):照射後の上部棚吸収エネルギー (J)

USE(初期値):照射前の上部棚吸収エネルギー(J):270J

8.4 上部棚吸収エネルギーの評価結果

供用期間中の中性子照射を考慮した,上部棚吸収エネルギー調整値の計算結果を表8-2に示す。

表8-2より、40定格負荷相当年数での上部棚吸収エネルギー調整値は、JEAC4206に 規定される要求値の68J以上を満足している。

9. 結論

原子炉圧力容器及びモータケーシングの材料に対して,JEAC4206 第2章 クラス1 機器の規定により破壊靭性の評価を必要とされる箇所について,JEAC4206のFB-2000に より最低使用温度以下の温度で衝撃試験を行う箇所は流体の最低温度を考慮した最低使用温度 を定めるとともに,JEAC4206のFB-4000並びに附属書A及び附属書Fにより関連温度を決 定する必要のある箇所については関連温度の要求値を示し,JEAC4206のFB-2100により 求めた関連温度が要求値を満足することを確認した。

また,設計寿命末期における上部棚吸収エネルギー調整値が,JEAC4206のFB-4200に 規定されている要求値,68J以上を満足することを確認した。



注記*1:最低使用温度を基準とする評価箇所

*2 : 関連温度を基準とする評価箇所

*3 :上部棚吸収エネルギーの評価箇所

図6-1 破壊靱性評価箇所



a. 胴板,鏡板及びモータケーシング部



図7-1 最大仮想欠陥形状

表 4-1(1) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察	
1	高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失) [TQUV]	給水喪失により,原子炉水位は徐々に低下して炉心が露 出する。 その後,主蒸気逃がし安全弁8弁を手動開放させ,低圧 代替注水系(常設)により注水する。本挙動は設計熱サイ クルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡され る。	
2	高圧注水・減圧 機能喪失 (給水喪失) [TQUX]	給水喪失により,原子炉水位は徐々に低下して炉心が露 出する。 その後,代替自動減圧ロジックを用いた主蒸気逃がし安 全弁4弁による自動減圧が行われ,残留熱除去系(低圧注 水モード)により注水される。本挙動は設計熱サイクルで 想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。	
3	全交流 動力電源喪失 [TB]	全交流動力電源喪失又は全電源喪失により原子炉水位は 低下し,原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が運転開 始して原子炉水位は維持される。 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系停止後に,主蒸 気逃がし安全弁2弁を手動開放させ,低圧代替注水系(常 設)により注水する。また,可搬型代替交流電源設備によ る交流電源の供給を開始して,残留熱除去系(低圧注水モ ード)により注水する。本挙動は設計熱サイクルで想定し ている「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。	

表 4-1(2) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故	事象の概要及び考察	
	シークンス寺		
		全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉	
	崩壞熱除去	隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位は維持される。	
4	機能喪失	その後,主蒸気逃がし安全弁 2 弁を手動開放させ,低圧	
4	(取水機能喪失)	代替注水系(常設)により注水する。本挙動は設計熱サイ	
		クルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡され	
	[TW]	る。	
		給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却	
	崩壊熱除去	系及び高圧炉心注水系が運転開始して原子炉水位が維持さ	
	機能喪失	れる。	
5	(RHR 機能喪失)	その後,主蒸気逃がし安全弁 1 弁を手動開放させ,高圧	
		炉心注水系が注水継続され原子炉水位が維持される。本挙	
	[TW]	動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事	
		故」に包絡される。	
		主蒸気隔離弁誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗す	
	原子炉停止	る。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、原	
	機能喪失	子炉圧力高信号で原子炉冷却材再循環ポンプが4台,原子	
		炉水位低(レベル2)で残りの6台がトリップする。主蒸気	
6	[ATWS]	隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプはト	
		リップするが、電動機駆動原子炉給水ポンプが自動起動し	
		て給水が継続される。	
		圧力上昇の挙動は、設計熱サイクルで想定している「過	
		大圧力」に包絡される。	

表 4-1(3) 重大事故シーケンスの影響確認

	重大事故 シーケンス等	事象の概要及び考察		
		外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低		
	LOCA 時注水	下して炉心が露出する。		
_	機能喪失	その後,主蒸気逃がし安全弁 8 弁を手動開放,低圧代替		
1	(中小破断)	注水系(常設)による注水を開始する。本挙動は設計熱サ		
		イクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」に包絡さ		
	[SE]	れる。		
		ISLOCA 時は、高圧炉心注水系配管の破断を想定し、破断		
	格納容器バイパス	ロからの冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時		
	(HPCF 配管破断)	冷却系及び高圧炉心注水系が運転開始して原子炉水位が維		
0		持される。		
8	[ISLOCA]	その後,主蒸気逃がし安全弁 8 弁を手動開放させ,高圧		
		炉心注水系が注水継続され原子炉水位が維持される。本挙		
		動は設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事		
		故」に包絡される。		
	雰囲気圧力・温度に	大破断 LOCA により原子炉水位は低下し,炉心が損傷・溶		
0	よる静的負荷	融する。		
9	(格納容器過圧	その後、低圧代替注水系(常設)や代替循環冷却系によ		
	・過温破損)	る注水を開始し、溶融炉心を冷却することで、原子炉圧力		
1.0		容器は破損しない。本挙動は設計熱サイクルで想定してい		
10	水素燃焼	る「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。		
	高圧溶融物放出/			
	格納容器雰囲気			
	直接加熱,			
	原子炉圧力容器外の	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、原子炉圧		
11	溶融燃料-冷却材	力容器の破壊靱性に対する評価は不要である。		
	相互作用,			
	溶融炉心・コンクリ			
	一卜相互作用			

表6-1 最低使用温度に基づく評価箇所

評価箇所	材料	最低使用温度 (℃)
スタッドボルト	SNB24-3	

表7-1(1) 関連温度の評価箇所

(胴板,鏡板及びモータケーシング部)

評価箇所	材料	備考	
上部鏡板1	SQV2A	$t \ge 16 mm$	
上部鏡板2	S Q V 2 A	$t \ge 16mm$	
胴板1	S Q V 2 A	t \geq 16mm	
胴板2	S Q V 2 A	$t \ge 16mm$	
胴板3	SFVQ1A	$t \ge 16mm$	
胴板4	SFVQ1A	$t \ge 16mm$	
下部鏡板1	SFVQ1A	$t \ge 16mm$	
下部鏡板2	SFVQ1A	$t \ge 16mm$	
鏡板フランジ	SFVQ1A	$t \ge 16mm$	
胴板フランジ	SFVQ1A	$t \ge 16mm$	
原子炉冷却材再循環 ポンプモータケーシング	SFVQ1A	t \geq 16mm	

表7-1(2) 関連温度の評価箇所

(ノズル部)

評価箇所		材料	備考
原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	(N1)	SFVQ1A	t $\geq\!16$ mm
主蒸気ノズル	(N3)	SFVQ1A	t $\geq\!16$ mm
給水ノズル	(N4)	SFVQ1A	t \geq 16mm
低圧注水ノズル	(N6)	SFVQ1A	t $\geq\!16$ mm
上蓋スプレイ・ベントノズル	(N7)	SFVQ1A	t $\geq\!16$ mm
原子炉停止時冷却材出ロノズル	(N8)	SFVQ1A	t $\geq\!16$ mm
原子炉停止時冷却材出ロノズル	(N10)	SFVQ1A	t \geq 16mm
高圧炉心注水ノズル	(N16)	SFVQ1A	t \geq 16mm

部位	中性子束 [n/(cm ² ・s), E>1MeV]	中性子照射量 [n/cm ² , E>1MeV]
内表面	2. 62×10^8	3.30×10^{17}
1/4t	1.74×10^{8}	2. 19×10^{17}

表7-2 原子炉圧力容器の40定格負荷相当年数の運転期間中の中性子束及び中性子照射量

評価箇所	材料	応力拡大係数 K1	関連 (°	温度 C)
		$(MPa \cdot \sqrt{m})$	要求値	実測値
上部鏡板1	SQV2A	63.8	48.9	-35
上部鏡板2	SQV2A	110.6	21.2	-35
胴板1	SQV2A	98.4	26.2	-35
胴板2	SQV2A	101.8	24.7	-35
胴板3	SFVQ1A	100.5	1.7^{*1}	-35
胴板4	SFVQ1A	100.5	25.2	-35
下部鏡板1	SFVQ1A	102.5	24.4	-35
下部鏡板2	SFVQ1A	110.0	21.4	-35
鏡板フランジ	SFVQ1A	118.6	18.3	-40
胴板フランジ	SFVQ1A	84.6	33.2	-35
原子炉冷却材再循環 ポンプモータケーシング	SFVQ1A	30.6	$\geq 100.0^{*2}$	-30

表7-3(1) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果(胴板,鏡板及びモータケーシング部)
 耐圧試験(最高使用圧力以下) T=54℃ a = t /4

注記*1:中性子照射による関連温度の移行量を含めた値

*2 : KI<36.48MPa・√m であり要求値の算出不可のため、十分大きな値として100℃以上とした。

K7 ① V-1-2-2 R1

表7-3(2) 応力拡大係数及び関連温度の要求値の計算結果(ノズル部) 耐圧試験(最高使用圧力以下) T=54℃ a = t/4

			応力拡大係数	関連	温度
評価箇所		材料	Κı	(°(C)
			$(\mathrm{MPa} \boldsymbol{\cdot} \sqrt{\mathrm{m}})$	要求值	実測値
原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	(N1)	SFVQ1A	76.6	38.2	-35
主蒸気ノズル	(N3)	SFVQ1A	154.3	8.3	-60
給水ノズル	(N4)	SFVQ1A	146.5	10.2	-70
低圧注水ノズル	(N6)	SFVQ1A	136.9	12.7	-75
上蓋スプレイ・ベントノズル	(N7)	SFVQ1A	88.0	31.3	-75
原子炉停止時冷却材出口ノズル	(N8)	SFVQ1A	147.7	9.9	-75
原子炉停止時冷却材出口ノズル	(N10)	SFVQ1A	142.7	11.2	-80
高圧炉心注水ノズル	(N16)	SFVQ1A	136.9	12.7	-65

項目	適用範囲 (JEAC4201)	評価対象の諸元
材料のCu含有量 (mass%)	0.25 以下	*1
材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.0	*1
材料のP含有量 (mass%)	0.020 以下	*1
中性子照射量	1.0×10^{17} , 1.0×10^{20}	末7 0 余 四
$(n/cm^2, E > 1MeV)$	$1.0 \times 10^{11} \sim 1.2 \times 10^{20}$	★1−2参照
公称照射温度(℃)	274~310	*2

表8-1 国内USE予測式の適用範囲及び評価対象の諸元

注記*1:材料調達時における試験による実測値

*2:ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値

表8-2	上部棚吸収エネルギーの評価結果

評価箇所	-	上部棚吸収エネルギー(J	·)
	USE (初期値)	USE (調整値)	要求値 (必要下限値)
炉心領域 材料	270	232	68

JEAC4201により,関連温度移行量の予測値を求める。JEAC4201によると, 関連温度の移行量の予測値は評価対象の材料中の元素含有量,中性子照射量,中性子束及び 温度について,JEAC4201-2007附属書Bで国内脆化予測法の適用範囲として規定され ており,今回の評価に用いる材料,中性子照射量,中性子束及び温度については,すべて適 用範囲を満足しているため,国内脆化予測法を用いる。付表-1に国内脆化予測法の適用範囲 及び評価対象の諸元を示す。

 $\Delta RTNDT 予測値 = \Delta RTNDT 計算値 + MR$

ここで,

△RTNDT計算値 : JEAC4201のB-2100②に規定される手順により、附属書表
 B-2100-2を用いて計算する、関連温度の移行量の計算値(℃)
 MR : JEAC4201のB-2100③に規定されるマージン 22(℃)

ΔRTNDTの計算においては以下のパラメータを使用する。

- φc : 計算に使用する中性子束 (n/(cm²·s))
- Cu : 銅の含有量 (mass%)
- Ni : ニッケルの含有量 (mass%)

上式により,以下の値に対して関連温度の移行量を求める。材料の化学成分は,材料調達 時における試験による実測値を用いて算出する。

> $\phi_{c} = 1.74 \times 10^{8} (n/(cm^{2} \cdot s))$ Cu \le (mass%) Ni \le (mass%)

上式に対して関連温度の移行量は、1.5℃と求まる。

ただし、中性子照射による関連温度の移行量は、マージン22℃を見込んで、23.5℃として 関連温度の検討を行う。

なお,中性子照射による関連温度の移行量を監視するために,付図-1に示す位置に監視試 験片を取り付けている。

項目	適用範囲 (JEAC4201)	評価対象の諸元
材料のCu含有量 (mass%)	0.25 以下	*1
材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.1	*1
材料のP含有量 (mass%)	0.025 以下	*1
中性子照射量 (n/cm ² , E>1MeV)	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.3 \times 10^{20}$	表7-2参照
中性子束 (n/(cm ² ·s), E>1MeV)	$1 \times 10^{7} \sim 1 \times 10^{12}$	表7-2参照
公称照射温度(℃)	270~290	*2

|--|

注記*1 :材料調達時における試験による実測値

*2:ダウンカマの原子炉冷却材温度の公称値


付図-1 監視試験片取付図

計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • • •				•••••	 	 1
1.	1 使用状初	已一覧 ·	• • • • • • • • •	• • • • • • • • •	• • • • • • • • •	•••••	 • • • • • • • • • •	 2
2.	解析コート	ヾの概要	• • • • • • • •			•••••	 	 3

1. はじめに

本資料は、添付書類V-1-2-2「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」において使用した計算機プログラム(解析コード)ASHSD2-Bについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

	使用添付書類	バージョン
V-1-2-2	原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	Ver.

2. 解析コードの概要

コード名 項目	A S H S D 2 – B
使用目的	2次元有限要素法(軸対称モデル)による応力解析
開発機関	米国カリフォルニア大学及びバブコック日立株式会社
開発時期	1979 年
使用したバージョン	Ver.
コードの概要	本解析コードは,原子炉圧力容器に対する評価を目的とし て,有限要素法により軸対称構造物の 荷 重に対する応力を計算する汎用プログラムである。 荷重条件としては, を扱うことがで きる。 要素としてシェル要素,三角形要素及び四角形要素があ り,任意の組合せで構造物をモデル化できる。 原子力の分野における使用実績を有している。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・内圧を受ける厚肉円筒の弾性解析と,理論解との比較 を行い,解析解が理論解と一致することを確認してい る。 ・本解析コードの運用環境について,開発機関から提示 された要件を満足していることを確認している。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・本解析コードのマニュアルにより,今回の工事計画認 可申請で使用する応力解析に,本解析コードが適用で きることを確認している。 ・本解析コードは,これまで多くの既工事計画で使用実 績を有しており,妥当性は十分確認されている。

計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • • •				•••••	 	 1
1.	1 使用状初	已一覧 ·	• • • • • • • • •	• • • • • • • • •	• • • • • • • • •	•••••	 • • • • • • • • • •	 2
2.	解析コート	ヾの概要	• • • • • • • •			•••••	 	 3

1. はじめに

本資料は、添付書類V-1-2-2「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」にお いて使用した計算機プログラム(解析コード)DORTについて説明するものである。 本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記 載する。

1.1 使用状況一覧

	使用添付書類	バージョン
V-1-2-2	原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	DOORS 3.2a版 DORT

2. 解析コードの概要

コード名 項目	DORT
使用目的	遮蔽解析(原子炉圧力容器における中性子の放射線束分布 解析)
開発機関	米国オークリッジ国立研究所((財)高度情報科学技術研 究機構)
開発時期	1988 年
使用したバージョン	DOORS3.2a版DORT
コードの概要	本解析コードは,米国オークリッジ国立研究所で開発され た,2次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プロ グラムである。 本解析コードの計算形状は,2次元形状(平板(X-Y体 系),円柱(R-Z体系,R-0体系))であり,中性子及 びガンマ線の輸送問題等を解くことができる。 本解析コードでは,計算形状内での中性子及びガンマ線の 線束が計算され,線量率換算係数又はカーマ係数を乗じるこ とにより,線量率又は発熱量を算出することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・2次元輸送計算コードDORTとJENDL-3.2 の組合せによる計算値については,JNDC(Japanese Nuclear Data Committe)においてベンチマーク実験と の比較検証*が実施されており,鉄,クロム,ナトリ ウム等の透過放射線測定において,計算値が実験値と 良く再現することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について,開発機関から提示 された要件を満足していることを確認している。 ・本解析では断面積ライブラリセットにJSSTDLを 使用しており,JSSTDLは評価済み核データライ ブラリJENDL-3.2から作成された中性子100 群・ガンマ線40群の断面積セットである。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。

 ・本解析コードは、原子力施設の遮蔽計算に広く用いら
れており、通常運転時の原子炉周り遮蔽計算等の豊富
な実績がある。
 ・本解析コードは、中性子及びガンマ線の放射線束、線
量率及び発熱量を算出することができるコードであ
り、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件
である。これら評価条件が与えられれば評価が可能で
あり、本解析コードは原子炉圧力容器における中性子
の放射線束分布解析に適用可能であることを確認して
いる。

注記*: Yamano N. et al., Integral Test of JENDL-3.3 with Shielding Benchmarks, J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 2, p. 841-846 (Aug. 2002) 計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • • •		 	•••••	 	 1
1.	1 使用状初	已一覧 ·	• • • • • • • • •	 • • • • • • • • •	•••••	 • • • • • • • • • •	 2
2.	解析コート	ヾの概要	• • • • • • • •	 	•••••	 	 3

1. はじめに

本資料は、添付書類V-1-2-2「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」にお いて使用した計算機プログラム(解析コード)NOPSについて説明するものである。 本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記 載する。

1.1 使用状況一覧

	使用添付書類	バージョン
V-1-2-2	原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	Ver.0

2. 解析コードの概要

ユード名 項目	NOP S
使用目的	シェル理論及びはり理論による応力計算
開発機関	バブコック日立株式会社
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver.0
コードの概要	本解析コードは、原子炉圧力容器に対する評価を目的と して、円筒殻及び球殻の構造不連続による効果を含まない 一次応力を、シェル理論又ははり理論に基づいて計算する プログラムである。 荷重は、内圧、外圧及び外荷重を考慮できる。 原子炉圧力容器の円筒殻、球殻及びノズル等に内圧及び 外圧によって生じる一次一般膜応力並びに外荷重によって 生じる一次一般膜応力及び一次膜+一次曲げ応力の計算を 行う。 原子力の分野における使用実績を有している。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・代表的な検証用モデルに対し,本解析コードで計算され る解析解が理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について,開発機関から提示 された要件を満足していることを確認している。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・本解析コードのマニュアルにより,今回の工事計画認可 申請で使用する応力計算に,本解析コードが適用できる ことを確認している。 ・本解析コードは,これまで多くの既工事計画で使用実 績を有しており,妥当性は十分確認されている。

V-1-3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の説明書

V-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度,水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

1.	概要		1
2.	基本力	5針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2	.1 設計	+基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の計測 ・・・・・	2
	2.1.1	計測結果の記録の保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
	2.1.2	自動的に警報する装置・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2	.2 重ナ	、事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
	2.2.1	燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の監視 ・・・	2
	2.2.2	重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定 ・・・・・・・・・・・	2
3.	使用液	脊燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 ・・・・・・・・・・・・・・・	4
3	.1 使用	月済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
3	.2 使用	用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示,記録及び保存 ・・・	25
	3.2.1	計測結果の指示又は表示 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	25
	3.2.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・	25
	3.2.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	25
3	.3 使月	月済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	27
4.	使用液	脊燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲 ・・・・・・	29

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第34条及び第47条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵 施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度,水位及び漏えいを監視する装置の構成,計測範囲及び警報 動作範囲について説明するとともに,技術基準規則第69条及び第73条並びにそれらの解釈に関 わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置 の構成,計測範囲について説明するものである。

併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる使用済燃料貯蔵槽の温度,水位の計測結果の 記録の保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明するとともに,技術基準規則第69 条及びその解釈に関わる核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽の温度及び 水位を監視する装置の交流又は直流電源が必要な場合の代替電源設備からの給電及び使用済燃料 貯蔵槽の状態を監視するカメラの構成,構造及び取付箇所についても説明する。

今回は,核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち,設計基準対象施設に関する使用済燃料貯 蔵槽の温度及び水位を監視する装置の構成,計測範囲,警報動作範囲,計測結果の記録の保存及 び外部電源が喪失した場合の計測,重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水 位を監視する装置の構成,計測範囲,計測結果の記録及び交流又は直流電源が必要な場合の代替 電源設備からの給電並びに使用済燃料貯蔵槽の状態を監視するカメラの構成,構造及び取付箇所 について説明する。

- 2. 基本方針
- 2.1 設計基準対象施設に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の計測
 - 2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき,使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位の監視に 必要な設備として,使用済燃料貯蔵プール温度,燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール水位,使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出及び使用済燃料貯蔵 プール水位・温度(SA 広域)を設け,使用済燃料貯蔵プールの水温の著しい上昇又は水位 の著しい低下が計測可能な設計とし,計測結果は指示又は表示し,記録計又はプロセス計 算機から出力される帳票にて継続的に記録し,帳票は保存できる設計とする。また,外部 電源が喪失した場合でも,非常用所内電源系からの給電によりこれらを計測することがで きる設計とする。

2.1.2 自動的に警報する装置

技術基準規則第47条及びその解釈に基づき,使用済燃料貯蔵プールの水温の著しい上昇 又は水位の著しい低下を確実に検知し,自動的に警報を発信する装置を設け,使用済燃料 貯蔵プール温度,燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度,使用済燃料貯蔵プール水位,使 用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の 計測値が警報設定値に達した場合には,中央制御室に警報を発信する設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測

2.2.1 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の監視

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき,燃料貯蔵設備に係る重大事故等時^(注)に使用済燃料貯蔵プールの監視に必要な設備として,使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラを設け, 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計と する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは,使用済燃料貯蔵プールの状態が確認できるよう高 所に設置し,燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において,使用済燃料貯蔵プールの状態を 監視できる設計とする。また,照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料貯蔵 プールの状態を監視できるよう赤外線機能を有する設計とする。

これらの計測装置及びカメラは,交流又は直流電源が必要な場合に常設代替交流電源設備,可搬型代替交流電源設備,常設代替直流電源設備,所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電できる設計とする。

2.2.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第73条及びその解釈に基づき,重大事故等が発生し,当該重大事故等に対 処するために監視することが必要なパラメータとして,使用済燃料貯蔵プールの監視に必 要なパラメータの計測装置を設ける設計とするとともに,重大事故等が発生し,計測機器 (非常用のものを含む。)の故障により,当該重大事故等に対処するために監視することが 必要なパラメータを計測することが困難となった場合において,当該パラメータを推定す るために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

R1

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及 び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握する ためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉 施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は,設計基準事故時に想定される 変動範囲の最大値を考慮し,適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに, 重大事故等が発生し,当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に,代替パラメータによる推定の対 応手段等により推定ができる設計とする。

また,重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握す るための能力(計測可能範囲)の明確化をするとともに,パラメータの計測が困難となっ た場合又は計測範囲を超えた場合に,代替パラメータによる推定の対応手段等,複数のパ ラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

想定される重大事故等の対応に必要となる炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策 等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、計 測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム (SPDS) に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

(注)燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」
 第 37 条及びその解釈の 3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1(使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより,使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し,蒸発により水位が低下する事故)及び想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し,使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故)において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯 蔵槽内の水位が異常に低下した場合

3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の検出器から計測結果の指示又は表示,記録及び警報装置に至るシステム構成を「3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示,記録及び保存については,「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位 を監視する装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

また,設計基準対象施設の外部電源が喪失した場合の非常用所内電源系からの給電及び重大事 故等対処設備の交流又は直流電源が必要な場合の常設代替交流電源設備,可搬型代替交流電源設 備,常設代替直流電源設備,所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電につい て「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

- 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測
 - (1) 使用済燃料貯蔵プール温度

使用済燃料貯蔵プール温度は,設計基準対象施設の機能を有しており,使用済燃料貯蔵プ ール温度の検出信号は,熱電対からの起電力を,制御盤(ESF盤*)内の演算装置を経由し, 中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後,使用済燃料貯蔵プール温度を 中央制御室に指示し,記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の 温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

また,検出信号が警報設定値に達した場合には,中央制御室に音とともに警報表示を行う。 (図 3-1「使用済燃料貯蔵プール温度の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯 蔵プールの温度を計測することができる。電源構成について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度 及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



図 3-1 使用済燃料貯蔵プール温度の概略構成図

(2) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は,設計基準対象施設の機能を有しており,燃料プ ール冷却浄化系ポンプ入口温度の検出信号は,熱電対からの起電力を,制御盤(ESF 盤*)内 の演算装置を経由し,中央制御室の指示部にて温度信号へ変換する処理を行った後,燃料プ ール冷却浄化系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し,記録及び保存する。記録及び保存に ついて「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示,記録及び 保存」に示す。

また,検出信号が警報設定値に達した場合には,中央制御室に音とともに警報表示を行う。 (図 3-2「燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯 蔵プールの温度を計測することができる。電源構成について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度 及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



図 3-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図

(3) 使用済燃料貯蔵プール水位

フロート式水位検出器で検出された使用済燃料貯蔵プール水位の検出信号は、設計基準対象施設の機能を有しており、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行い、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の 温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-3「使用済 燃料貯蔵プール水位の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯 蔵プールの水位を計測することができる。電源構成について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度 及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



図 3-3 使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図

(4) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

フロート式水位検出器で検出された使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、設計基準 対象施設の機能を有しており、検出信号が警報設定値に達した場合、中央制御室に音ととも に警報表示を行い、記録及び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温 度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-4「使用済燃 料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても、非常用所内電源系からの給電により、使用済燃料貯 蔵プールの水位を計測することができる。電源構成について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度 及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



図 3-4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図

- (5) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
 - a. 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、 T.M.S.L.23373mmから8箇所に設置した液相部の熱電対とT.M.S.L.33700mmに設置した 気相部の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行っ た後、使用済燃料貯蔵プール水位(SA)を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム 伝送装置にて記録及び保存する。液相部と気相部の温度差を確認することにより間接的に 水位を監視することができる。なお、液相部の熱電対は各検出点においてヒータを付設し ており、ヒータ加熱開始前後の液相部の熱電対の温度変化から水中/気中を判定すること により間接的に水位を監視することができる。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯 蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-5 「使用済燃料貯蔵プール水位(SA)の概略構成図」及び図 3-7「使用済燃料貯蔵プール水 位・温度(SA)の構造図」参照。)

直流電源が必要な場合,常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型 直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源構成に ついて「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



図 3-5 使用済燃料貯蔵プール水位(SA)の概略構成図

b. 温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済 燃料貯蔵プール温度(SA)の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部に て温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度(SA)を中央制御室に 指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存について 「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保 存」に示す。(図 3-6「使用済燃料貯蔵プール温度(SA)の概略構成図」及び図 3-7「使 用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の構造図」参照。)

直流電源が必要な場合,常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型 直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源構成に ついて「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



図 3-6 使用済燃料貯蔵プール温度(SA)の概略構成図



図 3-7 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の構造図

11

- (6) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
 - a. 水位計測について

使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の 機能を有しており、T.M.S.L.20180mmから14箇所に設置した熱電対からの起電力を、 中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール水位

(SA 広域)を中央制御室に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。熱電対は各検出点においてヒータを付設しており,ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から水中/気中を判定することにより間接的に水位を監視することができる。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

また,検出信号が警報設定値に達した場合には,中央制御室に音とともに警報表示を行う。(図 3-8「使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)の概略構成図」及び図 3-10「使用 済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の構造図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても,非常用所内電源系からの給電により,使用済燃料 貯蔵プールの水位を計測することができる。また,直流電源が必要な場合,所内蓄電式直 流電源設備である直流 125V 蓄電池 7A,直流 125V 蓄電池 7A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池 又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。 電源構成について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」 に示す。



注記*1 :記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-8 使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)の概略構成図

b. 温度計測について

使用済燃料貯蔵プール温度(SA 広域)は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の 機能を有しており,使用済燃料貯蔵プール温度(SA 広域)の検出信号は,熱電対からの起 電力を,中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,使用済燃料貯蔵プ ール温度(SA 広域)を中央制御室に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及 び保存する。記録及び保存について「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装 置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

また,検出信号が警報設定値に達した場合には,中央制御室に音とともに警報表示を行う。(図 3-9「使用済燃料貯蔵プール温度(SA 広域)の概略構成図」及び図 3-10「使用 済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の構造図」参照。)

外部電源が喪失した場合においても,非常用所内電源系からの給電により,使用済燃料 貯蔵プールの温度を計測することができる。また,直流電源が必要な場合,所内蓄電式直 流電源設備である直流 125V 蓄電池 7A,直流 125V 蓄電池 7A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池 又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。 電源構成について「3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」 に示す。



図 3-9 使用済燃料貯蔵プール温度(SA 広域)の概略構成図

K7 ① V-1-3-1 R1



図 3-10 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の構造図

14

- (7) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
 - a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済 燃料貯蔵プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時 において、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気 下においても使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できる赤外線監視カメラである。使用済 燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに 表示する。(図 3-11「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」、図 3-12「使用済 燃料貯蔵プール監視カメラの構造図」及び図 3-13「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及 び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」参照。)

交流電源が必要な場合,常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬 型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。電源構成について「3.3 使用済 燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。



図 3-11 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

K7 ① V-1-3-1 R1



16

図 3-12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの構造図


図 3-13 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面

b. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は,重大事故等対処設備の機能を有してお り、コンプレッサ,冷却器等で構成し,燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯 蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラの冷却に必要な空気を設置場所での操作のみで確保できる設計とする。(図 3-14「使用 済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図」,図 3-15「使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置の構造図」及び図 3-13「使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使 用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の取付箇所を明示した図面」参照。)

交流電源が必要な場合,常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬 型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。電源構成について「3.3 使用済 燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成」に示す。

また,使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を用いた使用済燃料貯蔵プール監視 カメラの耐環境性向上については, V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用さ れる条件の下における健全性に関する説明書」の「3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施 設」に示す。



図 3-14 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の概略構成図



(8) 可搬型計測器

可搬型計測器は,重大事故等対処設備の機能を有しており,重大事故等時に計測に必要な 計器電源が喪失した場合には,炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させる ために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設備について, 熱電対からの起電力を計測することにより,使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位を監視す るとともに,要員が記録用紙に記録し,保存する。記録及び保存については,「3.2 使用済 燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。可搬 型計測器は,1セット24個(必要数23個(予備1個))(7号機に保管)を中央制御室に保管 し,予備1セット24個(6,7号機共用,5号機に保管)を5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)に保管する。(図3-16「可搬型計測器の概略構成図」,図3-17「可 搬型計測器の構造図」,図3-18「可搬型計測器の保管場所を明示した図面」,図3-19「可搬 型計測器(6,7号機共用)(予備)の保管場所を明示した図面」,表3-1「可搬型計測器の計 測対象パラメータ」及び表4-1「可搬型計測器の計測範囲」参照。)



図 3-16 可搬型計測器の概略構成図



21



図 3-18 可搬型計測器の保管場所を明示した図面



図 3-19 可搬型計測器(6,7号機共用)(予備)の保管場所を明示した図面

23

監視パラ	ラメータ
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)

表 3-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

- 3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示,記録及び保存
 - 3.2.1 計測結果の指示又は表示

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果は、中央制御室に指示又は 表示し、記録できる設計とする。使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測 結果の指示又は表示場所及び記録場所を表 3-2「使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視 する装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる使用済燃料貯蔵プール温度,燃料プー ル冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の計測結果 は、中央制御室の記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計又は外 部記憶媒体へ保存できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位及び使用済燃料貯蔵プー ルライナ漏えい検出の計測結果は中央制御室のプロセス計算機から記録を帳票として出力 し保存できる設計とする。記録を保存する計測項目と計測装置等を表3-3「記録を保存す る計測項目と計測装置等」に示す。

3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) の計測結果は緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録,保存し,電源喪失により 保存した記録が失われないとともに,帳票として出力できる設計とする。また,プラント 状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分,記録の保存容量は計測結果を取り出 すことで継続的なデータを得ることができるよう,14日以上保存できる設計とする。

表 3-2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の指示又は表示場 所及び記録場所

計測装置	指示又は表示場所	記録場所
使用済燃料貯蔵プール温度	中央制御室	中央制御室(記録計)
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	中央制御室	中央制御室(記録計)
使用済燃料貯蔵プール水位	中央制御室	中央制御室(プロセス計算機)
使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	中央制御室	中央制御室(プロセス計算機)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)*1	中央制御室*2	5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策 本部・高気密室) (緊急時対策支援シ ステム伝送装置)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)*1	中央制御室*2	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策 本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)

注記*1:重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には,可搬型計測器を接続し,計測結果を要員が記録用紙に記録し,保存する。

*2 : 中央制御室待避室も含む。

計測項目	計測装置等
使用済燃料その他高放射性の燃料	使用済燃料貯蔵プール温度
体を貯蔵する水槽の水温及び水位	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度
	使用済燃料貯蔵プール水位
	使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)

表 3-3 記録を保存する計測項目と計測装置等

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わるその他の計測項目については, V -1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」 の「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」及びV-1-7-1「放射線管理用計測装 置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.6 放射 線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成

設計基準対象施設の使用済燃料貯蔵プール温度,燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度,使 用済燃料貯蔵プール水位,使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出及び使用済燃料貯蔵プール 水位・温度(SA 広域)は,外部電源が喪失した場合,非常用所内電源系から給電が可能な設計 とする。

また,重大事故等対処設備の使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)は,直流電源が必要な 場合,常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源 車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール水位・温度

(SA 広域)は、直流電源が必要な場合、所内蓄電式直流電源設備である直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済 燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、交流電源が必要な場合、常設代替交流電源設備であ る第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な設計と する。(図 3-20「使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図」 参照。)



図 3-20 使用済燃料貯蔵プールの温度及び水位等を監視する装置の概略電源系統図

4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲の設定に対する 考え方について以下に示す。また,重大事故等が発生し,計測に必要な計器電源が喪失した場合 に使用する可搬型計測器の計測範囲を表 4-1「可搬型計測器の計測範囲」に示す。

重大事故等対処設備については,燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範 囲にわたり計測(パラメータの推定を含む)する設計としていること及び技術基準規則の要求に該 当しないことから警報装置を設けない設計とする。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計 測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定 方法については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健 全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力 (計測可能範囲)を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を 超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさ を考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定めて管 理する。 (1) 使用済燃料貯蔵プール温度

使用済燃料貯蔵プール温度は,熱電対からの起電力を検出することにより,温度を連続的 に計測する。

使用済燃料貯蔵プール温度の計測範囲は、使用済燃料貯蔵プール内における冷却水の過熱 状態を監視できるよう、0~100℃の温度を計測可能とする。また、使用済燃料貯蔵プール水 位の水位低警報設定(T.M.S.L.31140mm)を包絡する範囲で温度計測可能な設計とする。(図 4-1「使用済燃料貯蔵プール温度の設置図」参照。)

警報動作は、0~100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、 中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示 状態を継続する。



図 4-1 使用済燃料貯蔵プール温度の設置図

(2) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は,熱電対からの起電力を検出することにより,温 度を連続的に計測する。

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の計測範囲は、使用済燃料貯蔵プール内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0~100℃の温度を計測可能とする。(図4-2「燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図」参照。)

警報動作は、0~100℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合には、 中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警報表示 状態を継続する。



図 4-2 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(3) 使用済燃料貯蔵プール水位

使用済燃料貯蔵プール水位は、フロート式水位検出器で計測され、使用済燃料貯蔵プール 水位が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

使用済燃料貯蔵プール水位高警報については通常水位(T.M.S.L.31390mm)から運転操作床面(T.M.S.L.31700mm)の間のT.M.S.L.31499mmとする。使用済燃料貯蔵プール水位低警報については通常水位(T.M.S.L.31390mm)より下のT.M.S.L.31140mmとする。(図4-3「使用済燃料貯蔵プール水位の設置図」参照。)

水位低の警報動作水位以下又は水位高の警報動作水位以上の水位では,警報表示状態を継 続する。



図 4-3 使用済燃料貯蔵プール水位の設置図

(4) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は,フロート式水位検出器で計測され,水位が警 報設定値に達した場合に,中央制御室に音とともに警報表示を行う。

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出水位高警報は使用済燃料貯蔵プールライナからの 漏えいを早期監視するためドレン止め弁(T.M.S.L. 12657mm)から+650mm(T.M.S.L. 13307mm) としている。(図4-4「使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の設置図」参照。)

水位高の警報動作水位以上の水位では、警報表示状態を継続する。



図 4-4 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の設置図

- (5) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
 - a. 水位の計測範囲について

使用済燃料貯蔵プール水位(SA)は、T.M.S.L.23373mmから8箇所に設置した液相部の 熱電対とT.M.S.L.33700mmに設置した気相部の熱電対からの温度差を確認することにより、 間接的に水位を計測する。また、液相部の熱電対の温度変化から水中/気中を判定するこ とにより間接的に水位を計測する。

使用済燃料貯蔵プール水位(SA)の計測範囲は,想定事故1,想定事故2及び使用済燃 料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位 が異常に低下する事故を考慮し,使用済燃料貯蔵ラック上端近傍(T.M.S.L.23373mm)から 使用済燃料貯蔵プール上端近傍(T.M.S.L.30373mm)を計測範囲とする。(図4-5「使用済 燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の設置図」参照。)

b. 温度の計測範囲について

使用済燃料貯蔵プール温度(SA)は、熱電対からの起電力を検出することにより、温度 を連続的に計測する。また、想定事故1及び想定事故2において想定する最低水位

(T.M.S.L. 30190mm) においても温度計測できる設置位置とする。

使用済燃料貯蔵プール温度(SA)の計測範囲は、使用済燃料貯蔵プール内における冷却 水の過熱状態を監視できるよう、0~150℃の温度を計測可能とする。(図4-5「使用済燃 料貯蔵プール水位・温度(SA)の設置図」参照。)



図 4-5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の設置図

- (6) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
 - a. 水位の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)は, T. M. S. L. 20180mm から 14 箇所に設置した 熱電対の温度変化から水中/気中を判定することにより間接的に水位を計測する。

使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)の計測範囲は,想定事故1,想定事故2及び使用 済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの 水位が異常に低下する事故を考慮し,使用済燃料貯蔵プール底部近傍(T.M.S.L.20180mm) から使用済燃料貯蔵プール上端近傍(T.M.S.L.31123mm)を計測範囲とする。

警報動作は, T.M.S.L. 20180mm~T.M.S.L. 31123mmの範囲で設定可能であり,検出信号が 警報設定値に達した場合には,中央制御室に音とともに警報表示を行う。水位低の警報動 作水位以下の水位では,警報表示状態を継続する。(図4-6「使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度(SA広域)の設置図」参照。)

b. 温度の計測範囲及び警報動作範囲について

使用済燃料貯蔵プール温度(SA 広域)は、熱電対からの起電力を検出することにより、 温度を連続的に計測する。

使用済燃料貯蔵プール温度(SA 広域)の計測範囲は、使用済燃料貯蔵プール内における 冷却水の過熱状態を監視できるよう、0~150℃の温度を計測可能とする。また、想定事故 1及び想定事故2において想定する最低水位(T.M.S.L. 30190mm)においても温度計測でき る設置位置とする。

警報動作は、0~150℃の範囲で設定可能であり、検出信号が警報設定値に達した場合に は、中央制御室に音とともに警報表示を行う。温度高の警報動作温度以上の温度では、警 報表示状態を継続する。(図4-6「使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の設置図」 参照。)



図 4-6 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の設置図

• •		
監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0∼150°C	検出器内部の温度素子の耐熱温 度である 350℃までの温度計測が
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	0∼150°C	可能。

表 4-1 可搬型計測器の計測範囲

V-1-3-2 燃料取扱設備,新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の 核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書

目 次

1.	概要 ••••••••••••••••••••••	1
2.	基本方針	1
3.	小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価 ・・・・・・・・・・・・	2
4.	大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価 ・・・・・・・・・・・・	3
添付	- 未臨界性評価の燃料条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
別紙	1 計算機プログラム(解析コード)の概要	

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規則」という。)第26条及び第69条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に基づき、燃料体又 は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)が臨界に達しないことを説明するものである。

なお,技術基準規則第26条の要求事項に変更がないため,技術基準規則第26条の要 求事項に係る燃料取扱設備,新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨 界に達しないことの説明に関しては,今回の申請において変更は行わない。

今回は技術基準規則第69条の要求事項に基づき,使用済燃料貯蔵設備(以下「使用済 燃料貯蔵プール」という。)の水位が低下した場合において,燃料体等が臨界に達しない ことを説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第69条第1項及びその解釈に基づき,残留熱除去系(燃料プール冷却モ ード)及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失又は残 留熱除去系ポンプによる使用済燃料貯蔵プールへの補給機能喪失,又は使用済燃料貯蔵 プールに接続する配管の破損等による使用済燃料貯蔵プール水の小規模な漏えいその他 要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合(以下「小規模漏えい時」 という。)において,燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘ ッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水)による冷却及び水位確保により使用済 燃料貯蔵プールの機能(燃料体等の冷却,水深の遮蔽能力)を維持するとともに,実効 増倍率が最も高くなる冠水状態においても臨界を防止できる設計とする。このため,小 規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は,使用済燃料貯蔵プ ール水温,使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率,ラックセル内燃料配置 それぞれについての不確定性を考慮し,最も結果が厳しくなる状態で,実効増倍率が 0.95以下となるよう設計する。

また,技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき,使用済燃料貯蔵プールから の大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場 合(以下「大規模漏えい時」という。)において,燃料プール代替注水系(可搬型スプレ イヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ)にて,使用済燃料貯蔵ラック 及び燃料体等を冷却し,臨界にならないように配慮した使用済燃料貯蔵ラック形状にお いて,スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。このため,大規模 漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の評価基準は,使用済燃料貯蔵プール 水温,使用済燃料貯蔵ラックの製作公差及びボロン添加率,ラックセル内燃料配置それ ぞれについての不確定性を考慮し,最も結果が厳しくなる状態で,いかなる一様な水密 度であっても実効増倍率が 0.95 以下となる設計とする。

1

なお、上記の使用済燃料貯蔵プールの大規模漏えい時においては、燃料プール代替注 水系(可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ)の他、同 等の機能を持つ燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵 プールへのスプレイ)も使用する。

- 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価
- (1) 評価の基本方針

使用済燃料貯蔵プールで小規模漏えいが発生した場合,燃料プール代替注水系(可 搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注 水)により放射線の遮蔽が維持される水位を確保でき,あわせて燃料有効長頂部の冠 水状態を維持できる。また,使用済燃料貯蔵プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可 能である。なお,放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることについては,V -1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」にて説明し,燃料体等 の冷却が可能であることについては,V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関す る説明書」にて説明する。

燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用した 使用済燃料貯蔵プールへの注水)により燃料体等を冷却及び放射線の遮蔽が維持され る水位を確保することで,使用済燃料貯蔵プールの機能(燃料体等の冷却,水深の遮 蔽能力)が維持される。

放射線の遮蔽が維持される水位が確保された状態で,使用済燃料貯蔵プールの水の 温度が上昇し沸騰状態となり水密度が低下した場合,燃料体等は水密度の減少ととも に,減速された中性子が燃料領域で核分裂反応に寄与する割合が低下する設計として いるため,使用済燃料貯蔵ラック全体の実効増倍率は,水密度が高い冠水時に比べて 低下する。このため,小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価は,実 効増倍率が最も高くなる冠水状態で臨界を防止できることを確認する。

(2) 計算方法

使用済燃料貯蔵ラックについて、冠水状態で臨界を防止できることを確認している 平成14年8月1日付け平成14・06・17原第4号にて認可された工事計画の「核燃料 物質が臨界に達しないことを説明する書類」における計算方法と同様とする。

(3) 計算結果

未臨界性評価結果を表 3-1 に示す。使用済燃料貯蔵プール水温,使用済燃料貯蔵ラ ックの製作公差及びボロン添加率,ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果 が厳しくなる状態においても,実効増倍率は冠水状態で 0.93 となり,実効増倍率の評 価基準 0.95 以下を満足している。

R

表 3-1 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.93	≦0.95

- 4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価
- (1) 評価の基本方針

使用済燃料貯蔵プールで大規模漏えいが発生した場合,燃料プール代替注水系(可 搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ)により,使用済 燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し,できる限り環境への放射 性物質の放出を低減するため,使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に直接スプレイを実 施し,使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却する。なお,使用済燃料貯蔵プール 内燃料体等に直接スプレイを実施し,使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却する ことについては,V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて説明 する。

大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価は、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ)にて、使用 済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯 蔵ラック形状において、スプレイや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認 するため、使用済燃料貯蔵プール全体の水密度を一様に 0.0~1.0g/cm³まで変化させ た条件で実効増倍率の計算を行う。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ解析コード KENO-Vaを内蔵したSCA LEシステムを使用し、その解析フローを図4-1に示す。なお、評価に用いる解析コ ードSCALEシステムの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機 プログラム(解析コード)の概要」に示す。

(2) 計算方法

評価の計算条件は以下のとおりであり,詳細を表 4-1 に示す。また,使用済燃料貯蔵ラックの体系と寸法(解析使用値)を図 4-2,計算体系を図 4-3 に示す。

a. 柏崎刈羽原子力発電所第7号機の使用済燃料貯蔵プールでは、ボロン添加ステンレス鋼(以下「B-SUS」という。)製の使用済燃料貯蔵ラックに燃料を貯蔵する。使用済燃料貯蔵ラックには、通常は限られた体数の新燃料と照射された燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射された燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となる燃料(平均濃)

R1

縮度)を用いて評価する(添付参照)。

- b. 計算体系は,水平方向は無限配列,垂直方向は無限長とし,体系からの中性子漏 えいを無視する
- c. 使用済燃料貯蔵ラックの材料である B-SUS のボロン添加率は,製造公差を考慮した下限値の とする。
- d. 使用済燃料貯蔵プール内の水は,水密度を一様に 0.0~1.0g/cm³まで変化させた 条件とする。
- e. 使用済燃料貯蔵プール水温は、最も結果が厳しくなる条件とする。また、以下の 計算条件は、公称値に正負の製作公差を未臨界性評価上最も厳しくなる側に不確定 性として考慮する。なお、ラックセル内での燃料配置については、ラックセル内で 燃料が偏心すると、中性子の強吸収体である B-SUS に接近することにより、燃料領 域の中性子が減少するため、実効増倍率が最も高くなるラックセル中央配置とする。
 - ・ラックピッチ
 - ・ラック板厚
 - ・ラック内のり

	項目	仕様	
	燃料種類	9×9燃料 (A型)	
	U ²³⁵ 濃縮度	* 1	
<i>财 彩 仕</i> 垟	ペレット密度	理論密度の 97%	
	ペレット直径	0.96cm	
	被覆管外径	1.12cm	
	被覆管厚さ	0.71mm	
使用済燃料貯蔵プール水	水密度	$0.0 \sim 1.0 { m g/cm^3}$	
	ラックタイプ	角管型	
	ラックピッチ		
唐田这牌 到吃费马头友	材料	ボロン添加ステンレス鋼	
使用消除将灯廠ノツク	ボロン添加率	* 2	
	ラック板厚		

表 4-1 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価の計算条件

注記*1 :未臨界性評価用燃料集合体(k∞=1.30,未燃焼組成,ガドリニアなし) *2 :ボロン添加率の解析使用値は,製造公差を考慮した下限値とする。

(3) 計算結果

未臨界性評価結果を表 4-2 に示す。図 4-4 のとおり,冠水状態から水密度の減少 に伴い実効増倍率は単調に減少する。実効増倍率は統計誤差 3σ(0.001)を加えても最 大で 0.939 となり,実効増倍率の評価基準 0.95 以下を満足している。

表 4-2 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価結果

	評価結果	評価基準
実効増倍率	0.94	≦ 0.95



図 4-1 解析フロー





図 4-4 実効増倍率と水密度の関係

9×9燃料(A型)や高燃焼度8×8燃料等,燃料集合体の炉心装荷時における無限増倍率 は,濃縮度やガドリニアの添加量に応じて軸方向を分割し,2次元の無限体系にて燃焼を 進めて計算している。いずれの燃料集合体もガドリニア添加量の少ない燃料上部において 無限増倍率が最大となり,燃焼履歴や燃料の製造公差を考慮しても1.30を超えることはな い。中でも濃縮度の高い9×9燃料(A型)の無限増倍率が高くなることから,9×9燃料(A 型)を未臨界性評価用燃料集合体(以下「モデルバンドル」という。)の想定に用いる。

モデルバンドルは,無限増倍率が最大となるガドリニアの燃焼が進んだ状態を想定し, 未燃焼組成で無限増倍率が1.30となるように濃縮度分布を設定する。この濃縮度分布をウ ラン燃料設計の基本的な考え方(燃料集合体の内側と外側での中性子スペクトルの違いを 考慮し,濃縮度を外側に向かって低く,コーナー部は低濃縮度にする)に基づいて,9×9 燃料(A型)の濃縮度分布を参考に設定するとモデルバンドルの平均濃縮度は とな る。

モデルバンドルの保守性については、運転期間中の無限増倍率を安全側に包絡するよう に無限増倍率を1.30に設定していることに加え、いずれの燃料集合体においても燃焼が進 み燃焼末期に近づくにつれて無限増倍率は低下するため、使用済燃料として貯蔵される状 態においては、より大きな保守性をもつといえる。モデルバンドルとして9×9燃料(A型) を用いたが、いずれの燃料集合体を用いてもこの大きな保守性に包絡される。したがって、 未臨界性評価に用いるモデルバンドルは保守的である。 計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • • •		• • • • • • • •		•••••	 	 1
1.	1 使用状初	己一覧 ・	• • • • • • • • •	• • • • • • •	• • • • • • • • •	•••••	 •••••	 2
2.	解析コート	『の概要				••••	 	 3

1. はじめに

本資料は、V-1-3-2「燃料取扱設備,新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書」において使用した計算機プログラム(解析コード)SCALEについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

	1.1	使用状況-	→覧
--	-----	-------	----

	使用添付書類	バージョン
V-1-3-2	燃料取扱設備,新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯 蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関 する説明書	6.0

2. 解析コードの概要

ユード名 項目	S C A L E
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)
開発時期	2009 年
使用したバージョン	6.0
コードの概要	本解析コードは,核燃料物質,構造材等の幾何形状等を入 力とし,中性子の飛程を乱数を使用して確率的に計算し,各 中性子が吸収されて消滅するか,体系外に漏れるまでの反応 過程で発生する核分裂中性子数を計算し,これらの比から実 効増倍率を求めるものである。このため,計算体系が3次元 の複雑な形状でも精度の高い計算ができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・本解析コードに附属のサンプル入力ファイルを用いて 計算を実行し,計算結果があらかじめ用意された参照解 を再現することを確認した。 ・本解析コードをインストールする計算機の環境が,指定 の要件を満たしていることを確認した。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 米国 PNL*1で行われた臨界実験を対象としたベンチマ ーク解析を実施し,計算精度を検証した。 具体的には,上記臨界試験体系のうち, について,本解析コードを用いて実効 増倍率を算出し,当該データをヒストグラム化後統計処理 することで,平均値,バイアス, σ_{95-95} 等を得た。各実効 増倍率の結果は臨界時実効増倍率(keff=1)におおむね等 しいことから,臨界試験を適切に再現しており,本解析コ ードを燃料貯蔵設備の未臨界性評価に適用することは妥 当であるといえる。 ・バイアス:実験値と計算値の平均的なずれ ・ σ_{95-95} :95%信頼度-95%確率の計算の不確かさ
ベンチマーク解析について	

ベンチマーク解析の対象とした PNL-3602 臨界実験は,	
国内 BWR の燃料貯蔵設備と同様に、中性子吸収材、板厚、	
水ギャップ幅, 燃料対減速材比及び燃料濃縮度など, 臨界	
解析で重要と考えられる要因に関し, 数種類の異なる体系	
で実施されている。 また, 臨界実験に用いられた燃料仕様	
は,金属キャスクや燃料ラックの臨界評価に用いている燃	
料仕様と同程度であり, ベンチマーク試験として妥当と考	
えられる。	
なお,本検証については,米国オークリッジ国立研究	
所で行われたベンチマーク解析*2が参考になる。	

注記*1:Pacific Northwest National Laboratory

*2:J.J. Lichtenwalter, S.M. Bowman, M.D. DeHart, and C.M. Hopper, "Criticality Benchmark Guide for Light-Water-Reactor Fuel in Transportation and Storage Packages", NUREG/CR-6361 ORNL/TM-13211,1997 年 3月 V-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の 燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の 防止に関する説明書

1.	概要	1
2.	基本方針 ••••••••••••••••••••••••••••••••••••	1
3.	燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
3. 1	1 燃料取替機	2
3. 2	2 原子炉建屋クレーン ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
3. 3	3 燃料チャンネル着脱機 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
3.4	4 まとめ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
4.	使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 ・・・・・・・・・・・・・・	11
4. 1	1 落下防止対策の基本的な考え方 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	11
4. 2	2 落下防止対策の検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	11
4. 3	3 落下防止対策の設計 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	14
5.	使用済燃料貯蔵プール内への落下物による使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等への影響評価	ŧ
		18
5.	1 基本方針 ••••••••••••••••••	18
5.2	2 强度評価方法 ••••••••	22
5.3	3 評価条件・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	26
5.4	4 評価結果	26
添付	† 燃料集合体落下時の使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性について ・・・・・・・・	27

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第26条第1項第4号及び第7号並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に基づき、燃料取扱いに使用する クレーン、装置等の燃料取扱設備における、燃料集合体の落下防止対策及び使用済燃料貯蔵プー ル内の燃料集合体が燃料体等又は重量物の落下により破損しないことについて説明するものであ る。あわせて、技術基準規則第26条第2項第4号ニ及びその解釈に基づき、燃料取扱設備等の重 量物が落下しても使用済燃料貯蔵プールの機能が損なわれないことを説明する。

2. 基本方針

燃料取扱設備は、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の 落下防止機能(ワイヤロープの二重化、動力源喪失時の保持機能等)を有する設計とする。

また,燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても,使用 済燃料貯蔵プールの冷却機能,遮蔽機能が損なわれないようにするため,燃料体等の落下に対し ては十分な厚さのステンレス鋼内張りを施設して使用済燃料貯蔵プール水の減少に繋がる損傷を 防止するとともに,原子炉建屋クレーン等の重量物の落下に対しては適切な落下防止対策を施す 設計とする。また,使用済燃料貯蔵プール内への重量物の落下によって使用済燃料貯蔵プール内 の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。

3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策

燃料取扱設備は、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機で構成し、新燃料を原子炉建屋内に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し原子 炉建屋内から搬出するまでの取扱いを行える設計とする。

なお,使用済燃料の使用済燃料貯蔵プールからの搬出には,使用済燃料輸送容器を使用する。 搬出に際しては,原子炉建屋内のキャスク除染ピット等にて使用済燃料輸送容器の除染を行う。

また,燃料取扱設備のうち,原子炉建屋クレーンは,未臨界性を確保した容器に収納して吊り 上げる場合を除き,燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることにより,臨界を防止する設計と する。燃料取替機及び燃料チャンネル着脱機は,燃料体等を1体ずつ取り扱う構造とすることに より,臨界を防止する設計とする。燃料取替機においては燃料体等の炉心から使用済燃料貯蔵プ ールへの移送,使用済燃料貯蔵プールから炉心への移送及び使用済燃料輸送容器への収納時等に 燃料体等を吊り上げた際に,燃料チャンネル着脱機においては燃料体等の検査等を行う際に,水 面に近づいた状態にあっても,燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とす る。

さらに、燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐える設計とすると ともに、ワイヤロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力源喪失時の保持機能等を有するこ とで、移送中の燃料体等の落下を防止する設計とする。ワイヤロープ及びフックは、それぞれク レーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。

また,燃料取扱設備は,その機能の健全性を確認するため,定期的に試験及び検査を行う。 燃料取扱いに使用する燃料取替機,原子炉建屋クレーン及び燃料チャンネル着脱機の概要を以

RI

1

下に示す。

3.1 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉建屋4階に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移 動するトロリで構成する。

トロリ上には、燃料体等をつかむためのグラップルを内蔵した燃料把握機があり、燃料体等 は、グラップルにてつかまれた状態で炉心及び使用済燃料貯蔵プール内の適切な位置に移送す ることができる設計とする。

ブリッジ及びトロリの駆動並びに燃料把握機の昇降を安全かつ確実に行うために, グラップ ルには機械的インターロックを設ける。

グラップルのフックは空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で空気源が喪失しても、フ ック開閉用のエアシリンダ内のバネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊っ た状態において、グラップル内のラッチ機構によりフックが固定されるため、フックは開方向 に動作しないことから、燃料体等の落下を防止する構造とする(図 3-1 参照)。また、燃料把 握機は二重のワイヤロープで保持する設計とする(図 3-2 参照)。

燃料取替機は、取扱中に燃料体等を損傷させないよう荷重監視を行うことにより、あらかじ め設定する荷重値を超えた場合、上昇を阻止するインターロックを有することで燃料体等の破 損やそれに伴う燃料体等の落下を防止する設計とする。あわせて、巻上げ機の動力電源喪失の 場合にも燃料体等の保持状態を維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計 とする(図 3-3 参照)。

燃料取替機は耐震Bクラスで設計するが、耐震Sクラス設備への波及的影響を及ぼさないこ とを確認するため、基準地震動Ssによる評価を実施し、走行部はレールを抱え込む構造とし て地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、V-2-11-2-5「燃料取替機の耐 震性についての計算書」に示す。

3.2 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは,原子炉建屋内壁に沿って設けたレール上を水平に移動するガーダと, その上を移動するトロリで構成する。

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋内で新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器の移送及び新 燃料等の移送を安全かつ確実に行うものである。本クレーンは、新燃料輸送容器、使用済燃料 輸送容器及び新燃料等の移送中において、巻上げ機の動力電源が喪失しても確実に保持状態を 維持するために、電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とする(図 3-3 参照)。

フックは、玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける(図3-4参照)。さらに、重量物を吊った状態において、使用済燃料貯蔵プール上を通過できないよう、モード選択により、移送範囲の制限を行うためのインターロックを設ける(図3-6,7参照)。

また,重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する設計とする(図 3-5 参照)。

補巻フックにおいては、クレーン構造規格を満足したワイヤロープの使用と、玉掛け用ワイ

ヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設けた設計とする。

原子炉建屋クレーンは耐震Bクラスで設計するが、耐震Sクラス設備への波及的影響を及ぼ さないことを確認するため、基準地震動Ssによる評価を実施し、走行部は浮上り代を設けた 構造として地震時に落下することがない設計とする。耐震設計の方針は、V-2-11-2-4「原子炉 建屋クレーンの耐震性についての計算書」に示す。

3.3 燃料チャンネル着脱機

燃料チャンネル着脱機は、1 体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れな いよう上部で保持する固定具が一体となり昇降する装置である。燃料チャンネル着脱機は、新 燃料の使用済燃料貯蔵プール内への移送の際に新燃料を保持して昇降し、原子炉建屋クレーン と燃料取替機間の受け渡しを行うとともに、燃料体等のチャンネルボックスを取り外すための 当該燃料体等の昇降、及び燃料体等の検査等のために当該燃料体等を昇降する装置である。燃 料チャンネル着脱機は、動力電源喪失の場合にも確実に燃料体等の保持機能を維持するために、 電磁ブレーキのスプリング機構を有した設計とするとともに、下限ストッパによる機械的イン ターロック及び燃料体等が倒れないよう上部で保持する固定具により燃料体等の落下を防止す る設計とする(図 3-3,8 参照)。

燃料チャンネル着脱機は使用済燃料貯蔵プール壁面に設置されるが、設備下端高さを使用済 燃料貯蔵プール床面付近とすることで、落下時に使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさ ない設計とする。

3.4 まとめ

燃料取扱設備における燃料体等の落下防止対策をまとめたものを表 3-1 に示す。

機器名称	落下防止対策				
	(1)	巻上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する			
		構造			
where the state of the state o	(2)	燃料把握機は二重のワイヤロープでグラップルを保持する構造			
旅行以自城	(3)	グラップルは空気源喪失時にも燃料体等をつかむ構造			
	(4)	グラップルの機械的インターロック			
	(5)	燃料体等取扱時の過荷重インターロック			
	(1)	巻上げ機は電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で保持する			
百之后建民		構造			
原丁炉建産	(2)	フックの外れ止め			
	(3)	主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造			
	(4)	モード選択による移送範囲を制限するインターロック			
	(1)	電源遮断時に電磁ブレーキのスプリング機構で駆動軸を保持する構			
燃料チャンネル		造			
着脱機	(2)	下限ストッパによる機械的インターロック			
	(3)	固定具により燃料体等が倒れないよう上部で保持する構造			

表 3-1 燃料体等の落下防止対策

グラップルは、動力源となる作動空気が喪失した場合でも、フック開閉用のエアシリンダ内の バネによりフックが閉方向に動作する。また、燃料体等を吊った状態において、グラップル内の ラッチ機構によりフックが固定されるため、フックは開方向に動作しない。また、ラッチ機構を フック開方向に動作させるには、燃料体等が着座し、ハンドル部が着座検出板を押し上げる必要 があり、このような機械的インターロックを備えている。





燃料取替機は2本のワイヤロープを有しており、1本が「燃料集合体及びグラップル」を、も う1本が「伸縮管」をそれぞれ吊る構造となっている。仮にワイヤロープが1本破断したとして も、残りのワイヤロープ1本で燃料体等、グラップル及び伸縮管を保持でき、燃料体等を落下さ せず、安全に保持できる設計とする。



図 3-2 二重のワイヤロープで燃料把握機のグラップルを保持する構造

【巻上げ機運転時(電源投入時)の状態】

巻上げ機運転時は,電磁石にてブレーキライニングを吸い寄せ,ブレーキライニングとブレー キディスクの間に隙間ができるため,駆動軸は回転可能な状態である。



【巻上げ機停止時(電源遮断時)の状態】

巻上げ機停止時,あるいは,電源遮断時には,スプリングの力によってブレーキライニングを ブレーキディスクに押し付け,駆動軸が回転できない状態である。



図 3-3 電磁ブレーキの動作原理

フックの外れ止め装置は、吊荷がフックから外れないようにバネの力により通常位置に保持されるため、吊荷のフックからの脱落を防ぐことができる。



図 3-4 フックの外れ止め装置

主巻フックを二重のワイヤロープで保持することで、仮にワイヤロープが1本破断したとして も,残りのワイヤロープ1本で吊荷を保持でき,吊荷を落下させず安全に保持できる設計とする。



図 3-5 二重のワイヤロープで原子炉建屋クレーンの主巻フックを保持する構造

図 3-6 原子炉建屋クレーンのインターロック(Bモード)による重量物移送範囲

図 3-7 原子炉建屋クレーンのインターロック(Aモード)による使用済燃料輸送容器移送範囲

燃料チャンネル着脱機は、1体のみ燃料体等を載せることのできる台座と燃料体等が倒れない よう上部で支持する固定具が一体(カート)となり昇降する設計となっており、下限ストッパに よる機械的インターロックとあいまって、燃料体等の落下を防止する。

図 3-8 燃料チャンネル着脱機の概略図

- 4. 使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物の落下防止対策
- 4.1 落下防止対策の基本的な考え方

模擬燃料集合体を用いた気中落下試験(以下「落下試験」という。)での最大減肉量を考慮し ても使用済燃料貯蔵プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張り(以下「ライ ニング」という。)を施設することから,気中落下時の衝突エネルギが落下試験より大きい設備 等に対して,適切な落下防止対策(離隔,固縛等又は基準地震動Ssに対する落下防止設計) を実施する。

気中落下時の衝突エネルギは、使用済燃料貯蔵プールライニング面(T.M.S.L.19880 mm)からの各設備等の設置高さに応じた位置エネルギとする。

気中落下時の衝突エネルギが落下試験の衝突エネルギより小さい設備等については,適切に 落下防止するとともに,落下形態を含めて落下試験結果に包絡されるため,使用済燃料貯蔵プ ール水の減少に繋がるようなライニングの損傷のおそれはない。

また,燃料体等については,模擬燃料集合体の落下試験における落下高さを超える場合があ るが,水の浮力を考慮することで,気中での模擬燃料集合体の衝突エネルギを下回ることを確 認している。使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性については,添付「燃料集合体落下時 の使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性について」に示す。

さらに,燃料体等については,燃料取扱設備において使用済燃料貯蔵プールライニングへの 落下を防止する設計とする。

4.2 落下防止対策の検討

使用済燃料貯蔵プール周辺設備等の重量物のうち,使用済燃料貯蔵プールへの落下時に使用 済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼすおそれのある重量物について,使用済燃料貯蔵プール との位置関係,作業実績,ウォークダウンの結果を踏まえて網羅的に抽出する。落下防止対策 としては,気中落下時の衝突エネルギが落下試験の衝突エネルギより大きい設備等について, 使用済燃料貯蔵プールからの離隔を確保できる重量物は,十分な離隔距離を確保し,必要に応 じて固縛又は固定等により落下防止を行う。十分な離隔を確保できない重量物は,基準地震動 Ssによる地震荷重に対し使用済燃料貯蔵プールへ落下しない設計を行う。

重量物の抽出フロー及び落下防止対策を図 4-1 に、その結果を表 4-1 に示す。

なお,燃料体等については、3.に示したとおり,燃料取替機,原子炉建屋クレーン及び燃料 チャンネル着脱機において,使用済燃料貯蔵プールへの落下を防止する設計とする。



注記*: 落下試験時の模擬燃料集合体の落下エネルギ

図 4-1 重量物の抽出フロー及び落下防止対策

番号	番 ①使用済燃料貯蔵プール 号 周辺設備等* ³		 ②落下時に使用済燃料貯蔵プールの 機能に影響を及ぼさないもの^{*1} (落下エネルギ<約15.5kJ) 		③使用済燃料貯蔵プールに対する 位置関係,作業実績を踏まえ, 以下のいずれかの落下防止対策	
			質量 (kg)	高さ (m)	評価	を実施
1	百子后建民	A	約2	約26	〇 約0.5kJ	*2
1	瓜丁 // 建座	В	特定不可	~約50	_	基準地震動Ssに対する落下防止設計
2	燃料取替機		約49000	約12	× 約6MJ	基準地震動Ssに対する落下防止設計
3	原子炉建屋クレーン		約270000	約20	× 約53MJ	基準地震動Ssに対する落下防止設計
4	プール用ジブクレーン		約1100	約17	× 約184kJ	ジブクレーンの撤去
5	チャンネル取扱ブーム		約1800	約12	× 約212kJ	基準地震動Ssに対する落下防止設計
6	その他クレーン類			_		離隔、固縛等による落下防止対策
7	RCCVヘッド(取扱具含む)		_	_	_	離隔、固縛等による落下防止対策
8	RPVヘッド(取扱具含む)		約3500	約16	× 約550kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
0	山拝晩 (西松日今+ふ)	А	約110	約14	〇 約15.1kJ	*2
9	四神物 (取扱具さむ)	В	約730	約17	× 約122kJ	離隔,固縛等による落下防止対策
10	プール壁設置物		約500	約11	× 約54kJ	基準地震動Ssに対する落下防止設計
11	1 プール内ラック類			0 (プール床面に 常設)	O 0kJ	*2
			_	_	—	離隔,固縛等による落下防止対策
12	プールゲート類		約2950	約13	× 約376kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
13	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)		約119000	約16	× 約19MJ	離隔,固縛等による落下防止対策
14	電源盤類		_	_	_	離隔,固縛等による落下防止対策
15	コーンコーニボー杯	А	約50	約12	〇 約6kJ	*2
15	ノエンス・フター頬	В	約220	約20	× 約44kJ	離隔,固縛等による落下防止対策
10	壮里若	А	約20	約12	○ 約3kJ	*2
10	衣 巨規	В	約2200	約18	× 約389kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
17	化光桥计超	A	<100	約12	〇 約12kJ	*2
17	作未成竹類	В		_		離隔、固縛等による落下防止対策
10	乳品,カイラ,通信機品超	А	約42	約4	〇 約2kJ	*2
18	□□☆・ルクノ・迪に矮辞規	В				離隔、固縛等による落下防止対策
19	 3 試験・検査用機材類 B 			0 (プール床面に 常設)	O 0kJ	*2
			約500	約19	× 約94kJ	離隔、固縛等による落下防止対策
20	コンクリートプラグ・ ハッチ類		約10000	約19	× 約2MJ	離隔、固縛等による落下防止対策
21	空調機			_	_	離隔、固縛等による落下防止対策
22	重大事故等対処設備		_	_	_	基準地震動Ssに対する落下防止設計
92	その他	А	<100	約12	〇 約12kJ	*2
20			_	_	_	離隔、固縛等による落下防止対策

- 衣 4 − 1 里里彻り加山柏木及い谷上的正刈り	表 4-1	重量物の抽出結果及び落下防止対策
----------------------------	-------	------------------

注記*1: 落下エネルギが15.504kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s²) 以上であれば「×」,15.504kJ 未 満であれば「○」(高さは,使用済燃料貯蔵プールライニング面までの高さであり,落下 時のエネルギは水の浮力,落下中の水抵抗を考慮しない気中落下した場合の保守的な値と している。)

- *2:使用済燃料貯蔵プール周辺で資機材等を設置する場合は,落下時の衝突エネルギの大小に 関わらず,社内規定に基づき評価を行い,設置場所や固定方法について検討した上で設置 する。
- *3:「①使用済燃料貯蔵プール周辺設備等」で示す設備等のうち,落下時に使用済燃料貯蔵プ ールに影響を及ぼさないものと落下防止対策を実施するものがいずれも含まれる設備等 については,落下時に影響を及ぼさないものを「A」,落下防止対策を実施するものを「B」 とし,表4-1中の②及び③についてそれぞれ記載する。
- 4.3 落下防止対策の設計
 - a. 離隔, 固縛等による落下防止対策
 - (a) RCCV ヘッド, RPV ヘッド, 電源盤類等

RCCV ヘッド, RPV ヘッド, コンクリートプラグ・ハッチ類等は, 重量物であり, 車輪の ような抵抗を緩和させる構造もないことから, 転倒を仮定しても使用済燃料貯蔵プールに 届かない距離に設置して離隔をとるとともに, 必要な固縛等を実施する設計とする。

クレーンランウェイガーダ,その他クレーン類,RCCV ヘッドの取扱具,RPV ヘッドの取扱具,プールゲート類,使用済燃料輸送容器(取扱具含む),電源盤類及び空調機並びに,落下時のエネルギが小さく使用済燃料貯蔵プールの機能に影響を及ぼさないものを除く内挿物(取扱具含む),プール内ラック類,フェンス・ラダー類,装置類,作業機材類,計器・カメラ・通信機器類,試験・検査用機材類及びその他は,使用済燃料貯蔵プールから十分な離隔距離を可能な限り確保し,必要な固縛若しくは固定を実施する設計とする。

- b. 耐震性確保による落下防止対策
 - (a) 原子炉建屋及び使用済燃料貯蔵プール周辺にある常設設備

原子炉建屋については、原子炉建屋4階の床面(T.M.S.L.31700 mm)より上部の鉄筋コ ンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立 体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動Ssに対する評価を行い、屋根 トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず、 使用済燃料貯蔵プールに落下しない設計とする。原子炉建屋星根評価モデルを図4-2に示 す。なお、屋根については鋼板(デッキプレート)の上に鉄筋コンクリート造の床を設け た構造となっており、地震による剥落はない。原子炉建屋4階の床面より上部を構成する 壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、原子炉建屋4階の床面より下部の耐震壁とあわ せて基準地震動Ssに対して落下しない設計とする。なお、使用済燃料貯蔵プールの上部 にある常設設備としてはダクト及び天井照明があるが、ダクトは基準地震動Ssに対して 使用済燃料貯蔵プールに落下しない設計とし、天井照明は落下エネルギが気中落下試験時 の模擬燃料集合体の落下エネルギより小さいため評価不要である。また、使用済燃料貯蔵 プール周辺にある重大事故等対処設備としては、静的触媒式水素再結合器及び常設スプレ イヘッダがあるが、基準地震動Ssに対して使用済燃料貯蔵プールに落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については、V-2-2-2「原子炉建屋の耐震性についての計算書」,

V-2-9-4-5-3-1「静的触媒式水素再結合器の耐震性についての計算書」及びV-2-4-3-2「燃料プール代替注水系の耐震性についての計算書」に示す。

また,使用済燃料貯蔵プール周辺にあるチャンネル取扱ブーム及びプール壁設置物であ る再循環ポンプ取扱装置仮置台,チャンネル貯蔵ラックについても,基準地震動Ssに対し て使用済燃料貯蔵プールに落下しない設計とする。



概略断面図

原子炉建屋屋根トラス詳細評価モデル

図 4-2 原子炉建屋屋根評価モデル

(b) 燃料取替機

燃料取替機は、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止 装置は、走行、横行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の 浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストッパが設置され ており、走行レールについては基準地震動Ssによる燃料取替機の滑りを考慮した場合に おいても、レール範囲外への脱線はしない。横行レールについては、ブリッジ上部にレー ルが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側(使用済燃料貯蔵プール エリア外)へ脱線することから、使用済燃料貯蔵プールに落下することはない。また、横 行速度とトロリの高さから、脱線後に原子炉建屋壁面に到達することもない。燃料取替機 と使用済燃料貯蔵プールの位置関係を図4-3に示す。

燃料取替機は、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プールに対して、 波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回る定格荷重 460kgの吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料貯蔵プールに 落下しない設計とする。

耐震設計評価結果については、V-2-11-2-5「燃料取替機の耐震性についての計算書」に示す。

R1

I) V-1-3-3

К7

図 4-3 燃料取替機と使用済燃料貯蔵プールの位置関係

(c) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。 脱線防止装置はクレーンガーダ当り面、クレーン本体ガーダに対し、浮上り代を設けた構 造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストッパが設置され ており、ストッパによりレール範囲外への脱線を防止又は仮に本ストッパがなかったとし ても、地震時に想定される滑り量を考慮した運用とすることから、クレーン本体ガーダ、 トロリがレールから脱線し原子炉建屋壁面に到達するおそれはなく、使用済燃料貯蔵プー ルに落下することはない。原子炉建屋クレーンと使用済燃料貯蔵プールの位置関係を図 4 -4に示す。

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プール に対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大荷重を上回 る定格荷重 150t の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料貯蔵 プールに落下しない設計とする。 耐震性評価結果については、V-2-11-2-4「原子炉建屋クレーンの耐震性についての計算 書」に示す。

図 4-4 原子炉建屋クレーンと使用済燃料貯蔵プールの位置関係

- 5. 使用済燃料貯蔵プール内への落下物による使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等への影響評価 使用済燃料貯蔵プール内への落下物によって使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等が破損しない ことを計算により確認する。
- 5.1 基本方針
 - (1) 影響評価の基本的考え方

4. において気中落下時の衝突エネルギが落下試験の衝突エネルギより大きい設備等については適切な落下防止対策を実施することから,落下試験の衝突エネルギを適用して使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等への影響評価を実施する。

以降においては,燃料体等からチャンネルボックスを除いた状態を「燃料集合体」と呼び, 評価については,燃料集合体のうち核燃料物質及び核分裂生成物を内包する燃料被覆管が, 放射性物質の閉じ込め機能を保持するよう,破損に至るような変形に対して妥当な安全余裕 を有することを計算により確認する。

(2) 落下物の選定

上述のとおり表 4-1 において落下防止対策を施さない重量物による落下エネルギを包含 できる落下物として、模擬燃料集合体を選定する。

(3) 評価方針

燃料集合体の概要を図 5-1,2,燃料集合体とラックの関係図を図 5-3 に示す。

燃料集合体の強度評価フローを図 5-4 に示す。

燃料集合体の強度評価においては、その構造を踏まえ、落下物による荷重の作用方向及び 伝達過程を考慮し、評価対象部位を選定する。

落下物による燃料集合体への影響については、落下物の衝突により生じるひずみが許容値 を超えないことを確認する。

落下物が同時に複数の燃料集合体に衝突することが考えられるが,保守的に1体の燃料集 合体に落下物が衝突するものとして計算を行う。

燃料集合体は図 5-3 のとおり、ラック内に貯蔵されている。燃料被覆管部分はラック内に あるが、燃料集合体上部は露出した状態にある。よって、落下物は燃料集合体の上部タイプ レートに直接衝突するものとして評価を行う。

燃料集合体の許容限界は、燃料被覆管の破断伸びに適切な余裕を考慮した値とする。







図 5-2 燃料集合体の概要 (9×9 燃料 (A型))



図 5-3 燃料集合体及びラックの関係図



図 5-4 燃料集合体の強度評価フロー

- 5.2 強度評価方法
 - (1) 記号の定義

燃料集合体の強度評価に用いる記号を表 5-1 に示す。

記号	単 位	定義			
А	m^2	燃料被覆管の断面積			
Е	MPa	燃料集合体の縦弾性係数			
E 1	J	燃料集合体の変形エネルギ			
L	m	燃料被覆管の長さ			
m	kg	落下物の重量			
g	m/s^2	重力加速度			
h	m	落下高さ			
W	J	落下物の落下エネルギ			
8 р	%	燃料被覆管の塑性ひずみ			
ε _y	%	燃料被覆管の弾性ひずみ			
π	—	円周率			
σ _y	MPa	燃料被覆管の耐力			

表 5-1 強度評価に用いる記号

(2) 評価対象部位

燃料集合体の評価対象部位は,落下物による荷重の作用方向及び伝達過程を考慮し設定する。

落下物による衝撃荷重は,落下物が燃料集合体に直接衝突した際,燃料被覆管に作用し, ひずみが発生する。

落下物は上部タイプレートに衝突し,押し下げられた上部タイプレートは上部タイプレー トと接続しているすべての燃料棒に荷重を伝達するため,落下物による荷重は燃料棒の局所 に集中することはない。

このことから、燃料被覆管を評価対象部位として設定する。

(3) 荷重の設定

燃料集合体の強度評価に用いる荷重は,表 5-2の荷重を用いる。気中重量から燃料棒体積 分の水の重量のみを減じた各燃料集合体の実際の水中重量は,表中の値以下となる。なお, 落下エネルギの評価に用いる荷重及び高さについては,4.1及び 5.1(1)に記載のとおり保守 的に落下試験と同じ条件とする。

表 5-2 落下物の諸元

落下物の種類	m	g	h
	(kg)	(m/s²)	(m)
模擬燃料集合体	310	9.80665	5.1

(4) 許容限界

燃料集合体のひずみの許容限界値は、燃料被覆管が破断しないこととすることから、「平 成18年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験 最終成果報告書)」((独)原子力安全基盤機構)の試験データ等を踏まえて、許容ひずみは 燃料被覆管の破断伸びに対して十分保守側の1%とする。

(5) 評価方法

燃料集合体の構造図を図 5-5 に、断面図を図 5-6 に示す。燃料集合体の強度評価については、落下物による落下エネルギを用いて評価し、燃料被覆管に生じるひずみを算出する。

燃料集合体への衝突時には,落下物は周辺のラックセルとも衝突することが想定されるが, 評価においては保守的に,燃料集合体のみに衝突するものとする。

- 評価に用いる燃料集合体は保守的に以下の燃料集合体を想定し、評価を行う。
- ・評価対象燃料集合体のうち,燃料被覆管断面積と燃料被覆管長さの積が最も小さくなる 9×9燃料(A型)燃料集合体の寸法を使用する。
- ・照射に伴い耐力は上昇するが、保守的に未照射時の値を使用する。
- ・燃料被覆管の断面積は減肉した照射済みの燃料を想定する。
- ・燃料集合体への衝撃荷重は燃料棒(標準燃料棒のみ)全数で受けるものとする。
- ・ウォータロッドは保守的に無視する。



図 5-6 燃料集合体の断面図

a. 衝突影響評価

落下物の衝突に伴う荷重は、燃料集合体の上部タイプレートを介して燃料棒、ウォータ ロッドに作用することになるが、落下エネルギが全て燃料被覆管の変形に費やされるもの とし、この際に燃料被覆管に生じるひずみを算出する。算出に当たっては、保守的な評価 となるよう燃料被覆管は弾完全塑性体とし、図 5-7 に示すとおり塑性変形に伴う硬化を考 慮しないものとする。

(a) 落下物の落下エネルギ(鉛直成分)

$$W = m \cdot g \cdot h$$

(b) 燃料被覆管の変形エネルギ

 $E_{1} = (S1 + S2) \cdot A \cdot L = \left(\frac{1}{2} \cdot \sigma_{y} \cdot \varepsilon_{y} + \sigma_{y} \cdot \varepsilon_{p}\right) \cdot A \cdot L$ $\Box \Box \Box \Box \varepsilon_{y} = \sigma_{y}/E$

(a) 及び (b) より, $W = E_1$ として塑性ひずみ ϵ_p を求める。

$$\varepsilon_{\rm p} = \frac{{\rm m} \cdot {\rm g} \cdot {\rm h}}{{\rm A} \cdot {\rm L} \cdot {\rm \sigma}_{\rm p}} - \frac{1}{2} \varepsilon_{\rm y}$$

ただし、 $(\frac{1}{2} \cdot \sigma_y \cdot \epsilon_y) \cdot A \cdot L$ がWよりも大きい場合、 $\epsilon_p = 0$ (弾性範囲内)となる。



5.3 評価条件

燃料集合体の強度評価に用いる評価条件を表 5-3 に示す。

燃料集合体の材料*	A (m ²)	L (m)
ジルカロイ―2	1.30×10^{-3}	

表 5-3 評価条件(燃料集合体)

E	σ_y	$\mathcal{E}_{\mathcal{Y}}$
(MPa)	(MPa)	(%)

注記*:燃料集合体は複数の部材から構成されており,ここでは,計算に使用した縦弾性係数の引 用部材を記載した。また,燃料被覆管の断面積Aについては,「平成18年度高燃焼度9×9 型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」(原子力安全基盤機構)に記載されていると おり,使用済燃料の燃料被覆管は新燃料に比べ腐食により約2%減肉するため,保守的に 3.5%減肉を考慮した値を使用する。

5.4 評価結果

燃料集合体に発生するひずみの強度評価結果を表 5-4 に示す。 燃料集合体に発生するひずみは許容ひずみ以下である。

表 5-4 評(面結果
----------	-----

ε _p (%)	許容ひずみ (%)	裕度
0.86	1.0	1.16

燃料集合体落下時の使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性について

1. 模擬燃料集合体落下試験

使用済燃料貯蔵プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験 を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保する ことを確認している*1。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落 下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落 下後のライニングは健全であることが確認された。

図1-1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。図1-1に示す落 下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネルボックスを含め310kgと保守的*2であり、燃料 落下高さは燃料取替機による通常の燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。燃料移送高さ については、燃料体等を使用済燃料輸送容器に装荷する場合及び使用済燃料輸送容器から取り出 す場合に限り、5.1mより高い mとしているが、この場合も燃料体等の水中での浮力を考慮す ることにより、上記落下試験における落下エネルギ(310kg×5.1m×9.80665m/s² =15.504kJ)に 包絡されることを確認した。



図1-1 模擬燃料集合体落下試験方法

- 注記*1:株式会社日立製作所,「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニン グの健全性について」(HLR-050), 平成6年12月
 - *2:柏崎刈羽原子力発電所第7号機にて取り扱っている燃料集合体重量(チャンネルボック ス含む。)は、表2-1に示すとおり310kg未満であることを確認している。燃料装荷時に 使用するダブルブレードガイドも、気中での重量は310kgであるが、水中では310kg未満 となる。

	<u></u>	落下物	の重量	波 下 盲 々	落下	
		気中	水中	俗「同C (日)	エネルギ	備考
		(M a)	(Mw)	(11)	(E) *2	
実機燃料	高燃焼度 8×8燃料	kg	kg	m *1	約16.6kJ (約14.6kJ)	落下エネルギ E=g・M・H ここで, g:重力加速度 M:落下物の重量 H:落下高さ
料集合体	9×9燃料	kg	kg	m *1	約16.4kJ (約14.4kJ)	落下物の重量(水中) Mw=Ma-ρ・V ここで, Ma:落下物の重量 (気中) ρ:水密度* ³
植	莫擬燃料 集合体	約3 (気中)	10kg 実測値)	5.1m	約15.5kJ	▼: 実機体積*4 /

表2-1 落下物の重量,落下高さ及び落下エネルギ

注記*1:実機における使用済燃料貯蔵プール底面からの吊り上げ上限高さ

*2: ()内は,水中での重量で計算した落下エネルギ

*3:水密度は9.80477×10² kg/m³ (大気圧・65℃)

*4:実機体積は約 m³ (メーカ設計値)

 実機燃料集合体が漏えい検知溝に落下した場合のライニングへの影響 使用済燃料貯蔵プールのライニングには、漏えい検知溝が設けられているが(図3-1)、仮に 実機燃料集合体が検知溝上に落下した場合、燃料集合体下部タイプレート円周部範囲面による落 下エネルギがライニングに加わる。

この場合,下部タイプレート円周部の大きさ(**m**m)に対し,検知溝の幅は小さい(**m**m) ため,実機燃料集合体の下端が検知溝にはまり込み,貫通するおそれはない。



図3-1 漏えい検知溝上への燃料集合体の落下

V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

目 次

1.	概要 ••••••	1
2.	基本方針 ••••••	1
3.	評価	2
3. 1	1 評価方法 ·····	2
3.2	2 評価条件 ·····	2
3. 3	3 評価結果	7
4.	燃料プール冷却浄化系 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	14
別組	£1 計算機プログラム(解析コード)の概要	

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第26条及び第69条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に基づき、使用済燃料貯蔵槽(以下「使用済燃 料貯蔵プール」という。)で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力(スプレイによる 燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放 出低減含む)について説明するものである。

なお,通常運転時の冷却能力に関しては,技術基準規則の要求事項に変更がないため,今回の 申請において変更は行わない。

今回は,重大事故の発生防止等のために設置する燃料プール代替注水系により使用済燃料貯蔵 プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること,重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進 行を緩和し,環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第1項及びその解釈に基づき,使用済燃料貯蔵プールの冷却機能又は注水 機能が喪失し,又は使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯 蔵プールの水位が低下した場合において,燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ又は常 設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水)により燃料体等の崩壊熱による使 用済燃料貯蔵プール水の蒸発量を上回る注水を行うことで使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を 冷却できる設計とする。

また,技術基準規則第69条第2項及びその解釈に基づき,使用済燃料貯蔵プールからの大量の 水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において, 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯 蔵プールへのスプレイ)により,使用済燃料貯蔵プールの熱負荷(崩壊熱)による蒸発量を上回 る量の水又は海水を使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイする設計とする。これに より,燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに,蒸発量を上回るスプレイは,浮遊する 粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により,放射性物質の放出を低減する。

燃料プール代替注水系による注水量及びスプレイ量と比較する蒸発量の評価にあたっては,「実 用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガ イド」(以下「有効性評価ガイド」という。)を参考に,通常の冷却機能又は注水機能を喪失した 場合の,原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管された使用済燃 料貯蔵プールの熱負荷(崩壊熱)による蒸発量を用いることとする。 3. 評価

3.1 評価方法

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量に対し,燃料プール代替注水系からの注水量及びスプレイ 量が上回ることを確認する。

使用済燃料貯蔵プールの熱負荷(燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り 出した燃料体から発生する崩壊熱,過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩 壊熱の合計)による,使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量は以下の式で求める。なお,顕熱によ る冷却は保守的に考慮せず,蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$Q = \frac{3600 \times q}{\gamma \times h}$$

ここで, Q:蒸発量(m³/h)

q:使用済燃料貯蔵プールの熱負荷(kW)

- y : 100℃の水の密度(=958kg/m³)
- h:100℃の飽和水蒸発潜熱(=2256.9kJ/kg)
- 3.2 評価条件

使用済燃料貯蔵プールの熱負荷(崩壊熱)は、有効性評価ガイドを参考に、以下の条件とする。

- a. 使用済燃料貯蔵プールには、貯蔵されている燃料体等の他に、原子炉停止後に最短時間で 取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
 - ・使用済燃料貯蔵プールの熱負荷としては、燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プ ールに取り出した燃料(全炉心分)から発生する崩壊熱と、過去の燃料取替で取り出され た使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件と して、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
 - ・原子炉を停止してから使用済燃料貯蔵プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間 は、施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に10日とする。
 - ・施設定期検査ごとに約1/4 炉心分(9×9 燃料(A型)の平衡炉心における燃料集合体取替 体数208 体)の使用済燃料が使用済燃料貯蔵プールへ取り出されるものとする。
- b. 使用済燃料の崩壊熱については,燃料組成,燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価 する。
 - ・1 サイクルの運転期間は14ヶ月、使用済燃料の取出平均燃焼度を50GWd/t、燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出した燃料の平均燃焼度を33GWd/tとし、表3-1、表3-2及び表3-3のとおりとする。
 - ・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷(崩壊熱)を表 3-1,表 3-2 及び表 3-3 に示す。

R
崩壊熱に関しては、ORIGEN2コードにて求めた。なお、評価に用いる解析コード の検証及び妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機プログラム(解析コード)の 概要」に示す。

(燃料プール代替注水系の冷却能力の評価)

(1) 注水時

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1級)からの使用済燃料貯 蔵プールへの注水量が崩壊熱による蒸発量を上回ることを確認する。

(2) スプレイ時

使用済燃料貯蔵プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し,使用済燃料貯蔵プー ル内燃料体等に向けて,熱負荷(崩壊熱)による蒸発量を上回るスプレイ水が入ることを確 認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても,スプレイ量 が熱負荷(崩壊熱)による蒸発量を上回ることを確認する。

可搬型スプレイヘッダを使用した,使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けたスプレイに 関しては,可搬型スプレイヘッダの噴射幅,首ふり角度を考慮したスプレイ分布と,可搬型 スプレイヘッダの設置位置,使用済燃料貯蔵プール形状・寸法を比較して評価する。

常設スプレイヘッダを使用した,使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けたスプレイに関 しては,常設スプレイヘッダの設置位置,使用済燃料貯蔵プール形状・寸法を模擬した試験 設備で実施したスプレイ試験の結果より評価する。

	/	
	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間/1 サイクル	14 ケ月	14 ヶ月
冷却期間/1 サイクル	14 ケ月	14 ヶ月
停止期間*1	70 日	70 日
使用済燃料体数	2572 体* ²	2364 体* ³
施設定期検査時取出燃料体数	_	872体*3
評価日	運転開始直後	原子炉停止 10 日後*4

表 3-1 崩壊熱評価条件

注記*1:過去の全燃料取出を実施した施設定期検査における発電機解列から併入までの期間 の実績よりも短い日数を設定した。

*2:使用済燃料貯蔵プールの最大貯蔵量(3444 体)から1 炉心分の燃料(872 体)を除いた 体数(2572 体)が貯蔵されているものとする。

- *3:使用済燃料貯蔵プールの最大貯蔵量(3444 体)から1取替分の新燃料のスペース(208 体)を除いた 3236 体の燃料が貯蔵(前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料(872 体)+使用済燃料(2364 体))されているものとする。
- *4:過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

表 3-2 使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱(原子炉運転中)

	柏崎刈羽原子力発電	重所第7号機	診ら発生分		柏崎刈羽原子力発電所他号機から発生分(号機間輸送燃料)			然料)
取出燃料	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
5 サイクル 冷却済燃料	_	—	_	_	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月 476 50		0. 198	
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.086	_	—	_	—
	_	—	_	_	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0. 277
3サイクル	3×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.108	_	_		_
冷却済燃料	_	_			35 ヶ月	528	50	0.404
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.157	_	_	_	_
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.285	_	_	_	—
定期検査時 取出燃料	70 日	208	50	1.050	_			_
小計	_			1.686	- 0.879			0.879
崩壊熱合計	崩壊熱:2.565 MW(貯蔵体数 2572 体)							

表 3-3 使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱(原子炉停止中)

	柏崎刈羽原子力発電	蟚所第7号 機	診ら発生分		柏崎刈羽原子力発電所他号機から発生分(号機間輸送燃料)			
取出燃料	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
5 サイクル 冷却済燃料	_	_	_	_	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月 476 50		50	0. 198
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0. 088	_	_	_	—
	_	_		_	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0. 277
3サイクル	3×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.112	_	_	—	_
冷却済燃料	_	_	_	—	35 ヶ月	528	50	0.404
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0. 167	_	_		_
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.312	_	_	_	—
定期検査時 取出燃料	10 日	872	33	9. 341	_	_		—
小計	_			10.020	- 0.879			0.879
崩壞熱合計	崩壊熱:10.899 MW(貯蔵体数 3236 体)							

K7 ① V-1-3-4 R1

- 3.3 評価結果
 - a. 燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料貯蔵プールからの蒸発量は約19m³/hであり、 45m³/h以上*の補給能力を持つ可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)を設置することで、この蒸発量を上回る注水を確保できる。

図 3-3 及び図 3-4 に可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダを使用した使用済燃 料貯蔵プールへの注水時の系統概要図を示す。

注記*:本工事計画のうち,使用済燃料貯蔵プール注水時の可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の容量として記載している下限値。

使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の損傷による水位低下に対しても、現場での弁操作 による漏えい箇所の隔離操作又はサイフォンブレーク孔の効果により漏えいは止まるため、 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は可搬型代替注水ポンプ(A-1級)により蒸発量を上回る 注水を実施することで、放射線の遮蔽に必要な水深を確保することができる。

- b. 燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ
 - (1) 可搬型スプレイヘッダ

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料貯蔵プールの蒸発量は,約19m³/hであるが, メーカ工場でのスプレイ試験に基づくスプレイ分布をスプレイヘッダ設置位置と使用済燃 料貯蔵プール形状・寸法に照らし合わせた結果,可搬型スプレイヘッダからのスプレイ量 (約48m³/h)のうち,蒸発量を上回るスプレイ量(使用済燃料貯蔵プール南側からスプレ イする場合:約 北側からスプレイする場合:約 を使用済燃料貯蔵プ ール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイし,輻射や蒸気 の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで,燃料体等の著しい損傷の 進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは,浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下 させる等の効果により,放射性物質の放出を低減する。

図 3-3 に可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ時の系 統概要図を示す。

表 3-4 にスプレイ試験条件を,図 3-1 にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を,図 3-2 に使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッダの設置位置とスプレイ分布を示す。図 3-2 により使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

表 3-4 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量(霧状)	(約 48m³/h)
スプレイ到達距離	
スプレイヘッダ(ノズル)仰角	
スプレイヘッダ(ノズル)自動旋回角度	
スプレイ時間	
スプレイヘッダ設置高さ	
測定用の容器	



図 3-1 スプレイ試験に基づくスプレイ分布

図 3-2 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッダの

設置位置とスプレイ分布 9

(2) 常設スプレイヘッダ

常設スプレイヘッダを使用したスプレイにより、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される全 燃料のうち,2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対し 、それ以外の全 てのエリアに対しても のスプレイ量が確保できる。 このスプレイ量を図 3-1 に示す可搬型スプレイヘッダのスプレイ分布と比較すると,常 設スプレイヘッダによる のスプレイ量は,図 3-1 中では のスプレイ量に相当するものである。可搬型スプレイヘッダを使用 した場合に, のスプレイができる箇所は限定的だが、常 設スプレイヘッダでは のスプレイ量で2炉心分の燃料が貯蔵されるエリ アに対してスプレイできる。また、上記のエリア以外に対しても少なくとも のスプレイ量を確保できることから、常設スプレイヘッダを使用したスプレイは可搬型ス プレイヘッダを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量を確保でき、可搬型スプレ イヘッダを使用した場合と同様に蒸発量を上回るスプレイ量を使用済燃料貯蔵プール内に スプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイし,輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで,燃料体等の著しい損傷の 進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは,浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下 させる等の効果により,放射性物質の放出を低減する。

図 3-5 に常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ時の系統 概要図を示す。

以上より、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。



図 3-3 可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの 注水及びスプレイ時の系統概要図



図 3-4 常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの 注水時の系統概要図



図 3-5 常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの スプレイ時の系統概要図

4. 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は,設計基準対象施設として有する使用済燃料貯蔵 プールの除熱機能が喪失した場合においても,代替原子炉補機冷却系を使用することで,使用済 燃料貯蔵プールに貯蔵されている使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できる設計とする。図4 -1に代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール冷却 時の系統概要図を示す。

重大事故等時において使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料貯蔵プールの重 大事故等時における使用時の温度 77℃を超えないように、使用済燃料貯蔵プール想定熱負荷 2.57WW を代替原子炉補機冷却系から冷却水が供給される1個の熱交換器で除去できる設計とする。

また,使用済燃料貯蔵プール水を冷却可能な容量として,燃料プール冷却浄化系熱交換器1個 に対して125m³/hを送水可能な燃料プール冷却浄化系ポンプ(定格250m³/h/個)を重大事故等時 において1個使用する設計とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ポンプの容量の根拠は、各機器の容 量設定根拠に記載する。



図 4-1 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系による 使用済燃料貯蔵プール冷却時の系統概要図

計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • •			• • • • • • •	 •••••	• • • • • • • • • • •		1
1.	1 使用状初	己一覧 ・		• • • • • • • • •	••••	 •••••	• • • • • • • • • • • •	•••••	2
2.	解析コート	ヾの概要	• • • • • • • •		• • • • • • •	 • • • • • • • • • •			3

1. はじめに

本資料は、V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において使用した計算機プログラム(解析コード)ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

	使用添付書類	バージョン
V-1-3-4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	2.2

2. 解析コードの概要

コード名	OPICEN 2			
項目	OKIGEN2			
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の崩壊熱評価			
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)			
開発時期	1980 年			
使用したバージョン	2.2			
コードの概要	本解析コードは,使用済燃料等の核種生成量,崩壊熱量並 びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり,原子力発電所 施設,再処理施設,廃棄物処理施設等幅広く設計に利用され ている。 また,国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を 目指し,日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワー キンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され,公開されている。			
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱され たサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示さ れた要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量 から炉心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要 な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリであ る。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、 本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能で ある。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・米国原子力学会(ANS)のNuclear Technology vol.62 (1983 年 9 月)の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 			

標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン, プルト
ニウム,アメリシウムなどの組成の実測値との比較によ
り妥当性の確認を行っている。
・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ
ライブラリについては,「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2
用ライブラリ:ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-
015(2004 年 11 月)等において,核種生成量について照
射後試験結果と,本解析コードによる計算値を比較する
ことで妥当性の確認を行っている。
・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容
と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。

V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書

目 次

1. 棋	既要	1
2. ∄	基本方針 ••••••••••••••••••••••••••••••••••••	1
3. 使	吏用済燃料貯蔵プールにおける水遮蔽の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
3.1	評価条件 ••••••	2
4. 糸	泉源 ••••••••••••••••••••••••••••••••••••	3
4.1	使用済燃料の線源強度・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
4.2	使用済制御棒の線源強度・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
5. 边	應蔽計算 •••••••••••••••••••••	7
5.1	計算方法	7
5.2	線量率計算	7
6. 使	吏用済燃料貯蔵プールサイフォンブレーク孔の詳細設計方針 ・・・・・・・・・・	12
6.1	配管強度への影響について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	12
6.2	人的要因による機能阻害について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	12
6.3	異物による閉塞について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	12
6.4	落下物干渉による変形 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	12
別紙1	計算機プログラム(解析コード)の概要	
別紙2	計算機プログラム(解析コード)の概要	

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術 基準規則」という。)第26条及び第69条第1項並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に基づき、使用済燃料 貯蔵槽(以下「使用済燃料貯蔵プール」という。)の水深による放射線の遮蔽能力について 説明するものである。

なお,通常運転時における水深の遮蔽能力に関しては,技術基準規則の要求事項に変更が ないため,今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故に至るおそれがある事故として、使用済燃料貯蔵プールからの水の漏え いその他の要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合における放射線の遮 蔽能力に関し、使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率が目安とする線量率(10mSv/h)*以下 を満足できることを説明するものである。

- 注記*:原子炉建屋最上階で実施する可能性のある,使用済燃料貯蔵プールの近傍にある 燃料プール冷却浄化系の手動弁の閉操作(サイフォン現象による使用済燃料貯蔵 プール水の漏えい発生時に,原子炉建屋2階の弁G41-F017(燃料プール冷却浄化 系使用済燃料貯蔵プール入口弁)による隔離操作が期待できない場合に実施)又 は可搬型スプレイヘッダ及びホースの設置作業であっても1時間を超える長時間 の操作とはならず,事象発生時に原子炉建屋最上階にいる一般作業員の退避につ いても1時間以内で実施可能であることから,目安とする線量率は,緊急作業時 の被ばく限度(100mSv)に対して余裕のある値である10mSv/hとした。
- 2. 基本方針

技術基準規則第69条第1項及びその解釈に基づき,使用済燃料貯蔵プールに接続する配管 の損傷によるサイフォン現象及び使用済燃料貯蔵プール水の蒸発による水位低下を考慮して も,緊急作業時における使用済燃料貯蔵プール周辺の目安とする線量率(10mSv/h)以下を 満足するために,使用済燃料貯蔵プール水位は,使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料及び 使用済制御棒からの放射線の遮蔽に必要となる水位高さ以上を維持できる設計とする。

また,使用済燃料貯蔵プール水の漏えい発生に対し,運転員の現場での弁操作による漏え い箇所の隔離操作により漏えいを停止する手段及びサイフォンブレーク孔による漏えい停止 手段,並びに燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用 した使用済燃料貯蔵プールへの注水)による使用済燃料貯蔵プールへの注水手段を設ける設 計とする。

サイフォンブレーク孔は、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷 防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を参考に、耐震性も含めて機器、弁類等の故障 及び誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。

1

なお,本説明書においては,サイフォンブレーク孔の効果は期待せず,現場での漏えい箇 所の隔離操作による漏えいの停止を想定する。

3. 使用済燃料貯蔵プールにおける水遮蔽の評価

使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料及び使用済制御棒を線源とし、使用済燃料貯蔵プー ル周辺の線量率が目安とする線量率(10mSv/h)以下を満足するために必要な水遮蔽厚を算 定し、漏えい停止後の最低水位と比較し評価する。

- 3.1 評価条件
 - 3.1.1 使用済燃料の評価条件
 - (1) 使用済燃料からの線量率の計算においては貯蔵容量分(3444体)の使用済燃料貯蔵 を想定する。
 - (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm^{3*}とする。
 - (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部(約9.2m×約12.7m×約3.7m)を線源とする。燃料 有効部以外の燃料集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず,遮蔽能力が構造部材よ り小さい水とみなす。
 - (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず, ラック材料よりも遮蔽効果の小 さい水とみなす。
 - 3.1.2 使用済制御棒の評価条件
 - (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ハンガのすべてに使用済制御 棒が貯蔵された状態を想定する。
 - (2) 使用済燃料貯蔵プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm^{3*}とする。
 - (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒は、遮蔽能力が構造部材より小さい水とみなす。
 - (4) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず,ハンガ材料よりも遮蔽効果の小さい 水とみなす。

注記*:「1999蒸気表」(日本機械学会)

4. 線源

- 4.1 使用済燃料の線源強度
 - 4.1.1 評価方法

使用済燃料の線源強度は、ORIGEN2コード*を使用する。

ORIGEN2では、反応断面積、照射期間及び冷却期間、比出力並びに燃料の物質 組成等を入力することで使用済燃料の線源強度を計算する。なお、評価に用いるORI GEN2の検証、妥当性評価については、別紙1「計算機プログラム(解析コード)の 概要」に示す。

注記*:A.G.Croff,"A User's Manual for the ORIGEN2 Computer code",ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory,(1980)

4.1.2 評価条件

使用済燃料の線源強度評価条件を表4-1に示す。

項目	評価条件	備考
燃料組成	STEPⅢ 9×9A型(低Gd)	
初期濃縮度	(wt%)	
燃料1体当り		
U重量	(Kg)	
077 & L.++n 88	1015 1	燃焼度50GWd/t÷
照射期間	1915日	比出力26.1042MW/t
比出力	26.1042MW/t	
冷却期間	10日	
		JENDL-3.3ベース
反応断面積		(BWR STEPIII
	BS340J33.L1B	ボイド率 40%
		UO2 < 60GWD/TIHM)

表4-1 使用済燃料の線源強度評価条件

4.1.3 評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済燃料の線源強度を表4-2に示す。

群	ガンマ線 エネルギ (MeV)	線源強度 (cm ⁻³ ・s ⁻¹)
1	1.00×10^{-2}	2.66 $\times 10^{11}$
2	2. 50×10^{-2}	6.07 $\times 10^{10}$
3	3. 75×10^{-2}	6.99 $\times 10^{10}$
4	5. 75×10^{-2}	4. 56 $\times 10^{10}$
5	8. 50×10^{-2}	5. 40×10^{10}
6	$1.25 imes 10^{-1}$	9.78 $\times 10^{10}$
7	2. 25×10^{-1}	5.65 $\times 10^{10}$
8	3. 75×10^{-1}	4.56 $\times 10^{10}$
9	5. 75×10^{-1}	1.67×10^{11}
10	8. 50×10^{-1}	1.86×10^{11}
11	1.25×10^{0}	1.47×10^{10}
12	$1.75 \times 10^{\circ}$	5.03 $\times 10^{10}$
13	2. $25 \times 10^{\circ}$	3. 35×10^9
14	2. $75 \times 10^{\circ}$	1.86×10^{9}
15	3. $50 \times 10^{\circ}$	1.64×10^{7}
16	5. 00×10^{0}	1.34×10^{2}
17	7.00×10^{0}	1.55×10^{1}
18	9. $50 \times 10^{\circ}$	$1.78 \times 10^{\circ}$
	合計	1.12×10^{12}

表4-2 使用済燃料の線源強度

- 4.2 使用済制御棒の線源強度
 - 4.2.1 評価方法
 - (1) 制御棒の線源強度は、ORIGEN2コード*を使用する。
 - ORIGEN2では、反応断面積,照射期間及び冷却期間,照射の中性子フラックス 並びに被照射材料(制御棒)の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を 計算する。なお,評価に用いるORIGEN2の検証,妥当性評価については,別紙1 「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。
 - (2) 各制御棒(Hf, B₄C)の単位体積当たりの線源強度は, 各々制御棒を上部, 中間 部, 下部の3領域に分割し算出する。
 - (3) 制御棒は、タイプ(Hf, B₄C)別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯 蔵制御棒全体の放射能を保存して線源体積で加重平均(均質化)した線源強度を設定す る。

注記*:A.G.Croff,"A User's Manual for the ORIGEN2 Computer code",ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory,(1980)

4

4.2.2 評価条件

使用済制御棒の線源強度評価条件を表4-3に,使用済制御棒のタイプ別,冷却期間別の貯蔵本数を表4-4に示す。

項目	評価	条件	備考
制御棒タイプ	H f 型	H f 型 B 4 C型	
照射期間	1278日(426日(
冷却期間	0~10サ		
中性子フラックス (cm ⁻² ・s ⁻¹) 貯蔵木粉	6.71×10 ¹³ (引抜時) 5.58×10 ¹⁴ (挿入時)	6.71×10 ¹³ (引抜時) 2.09×10 ¹⁴ (挿入時) 76体	引抜時ピーキング考 慮,挿入時snvtに基 づき設定
反応断面積	BS340J	JENDL-3.3ベース (BWR STEPⅢ ボイド率 40% UO2 < 60GWD/TIHM)	

表4-3 使用済制御棒の線源強度評価条件

衣4=4	表4-4	使用済制御棒のタイプ別.	冷却期間別の貯蔵本数
------	------	--------------	------------

冷却期間	冷却期間	保管本数	汝 (本)
(サイクル)	(d)	Hf型	B ₄ C型
0	10	10	9
1	506	10	9
2	1002	10	9
3	1498	10	9
4	1994	10	9
5	2490	7	6
6	2986	25	0
7	3482	21	4
8	3978	0	0
9	4474	4	0
10	4970	21	21
	計	20)4

注記*:実際に制御棒貯蔵ハンガに取り出されている保管本数を考慮し,空き容量分は平均的な 取替本数19本が定期検査毎に取り出される想定とし,14カ月運転+70日定検を繰り返す ものとした。最後の取替は保守的に原子炉停止後の全炉心燃料の取出し期間と同じ10日 で制御棒取替とした。また,評価条件上10定期検査以上前の取替分は,保守的に全て10 定期検査前取替とした。

4.2.3 評価結果

以上の条件に基づき評価した使用済制御棒の線源強度を表4-5に示す。

	ガンマ始	生 () 生 し 立 7	41/41/41/41/11/11	判御桂下郊
77)/	カンマ禄	前仰徑上 前 	前御傑里间部 始密心室	前御俸下前) 始迟及安
群	エネルギ	緑源强度	線源強度	緑源强度
	(MeV)	$(cm^{-3} \cdot s^{-1})$	$(cm^{-3} \cdot s^{-1})$	$(cm^{-3} \cdot s^{-1})$
1	1.00×10^{-2}	7. 40×10^{6}	1.70×10^{9}	7. 40×10^{6}
2	2. 50×10^{-2}	5.85 $\times 10^{4}$	1.32×10^{7}	5.85 $\times 10^{4}$
3	3. 75×10^{-2}	4. 01×10^4	1.18×10^{7}	4. 01×10^4
4	5.75 $\times 10^{-2}$	4. 41×10^4	4. 37×10^9	4. 41×10^4
5	8.50 $\times 10^{-2}$	2. 29×10^4	4. 46×10^7	2. 29×10^4
6	1.25×10^{-1}	3. 99×10^4	6. 42×10^9	3.99×10^4
7	2. 25×10^{-1}	3. 98×10^4	1.31×10^{8}	3. 98×10^4
8	3. 75×10^{-1}	2. 36×10^{6}	1.52×10^{9}	2. 36×10^{6}
9	5. 75×10^{-1}	6. 17×10^{6}	8. 46×10^9	6. 17×10^{6}
10	8.50 $\times 10^{-1}$	2. 22×10^7	7.39 $\times 10^{7}$	2. 22×10^7
11	1.25×10^{0}	8. 13×10^7	5. 27×10^8	8. 13×10^7
12	$1.75 \times 10^{\circ}$	1.14×10^{5}	1.79×10^{5}	1.14×10^{5}
13	$2.25 \times 10^{\circ}$	4. 31×10^2	4. 52×10^2	4. 31×10^2
14	2.75 $\times 10^{\circ}$	3. $47 \times 10^{\circ}$	1.24×10^{0}	3. $47 \times 10^{\circ}$
15	3.50×10^{0}	1. 46×10^{-3}	3. 41×10^{-5}	1. 46×10^{-3}
16	5.00×10^{0}	1.52×10^{-5}	3.55×10^{-7}	1.52×10^{-5}
17	7.00×10^{0}	0.00×10^{0}	0.00×10^{0}	0.00×10^{0}
18	9. $50 \times 10^{\circ}$	0.00×10^{0}	0.00×10^{0}	0.00×10^{0}
	合計	1.20×10^{8}	2. 33×10^{10}	1.20×10^{8}

表4-5 使用済制御棒の線源強度

- 5. 遮蔽計算
- 5.1 計算方法

使用済燃料貯蔵プール水深の遮蔽の計算は,使用済燃料貯蔵プールの近傍にあり操作の可 能性のある燃料プール冷却浄化系の手動弁の設置箇所を想定した点について行う。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コードQAD-CGGP2R*を用いる。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2Rの検証、妥当性評価については、別紙2「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ·線源強度
- ・遮蔽厚さ(使用済燃料貯蔵プール水深)
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギ
- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定
 - 注記*: RIST NEWS No.33「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」2002.3.31, 高度情報科学技術研究機構

5.2 線量率計算

線量率の計算は、5.1項に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

5.2.1 計算モデル

使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図を図5-1及び図5-2に示す。線量率計算では, 評価点を線源となる機器の中心軸上に設定し,線量率が最大となる位置について線量率 を算出する。





注記*1: Tは遮蔽水位の高さを示す(単位:m)。また,単位のない数値はmを示す。 *2:評価モデルの使用済燃料の密度は,使用済燃料の密度及び水の密度を基に, 使用済燃料及び水の体積比から算出している(体積中に含まれる使用済燃料 以外の構造材は保守的に密度の小さい水としている)。

図5-1 使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図(使用済燃料)



注記*:Tは遮蔽水位の高さを示す(単位:m)。また,単位のない数値はmを示す。

図5-2 使用済燃料貯蔵プールの計算モデル図(使用済制御棒)

- 5.2.2 計算結果
 - 線量率の計算結果

使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率との関係の計算結果を図5-3に示す。 図5-3より,使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率を目安とする線量率以下とする放射 線遮蔽の維持に必要な水遮蔽厚(線量率が10mSv/h相当となる水遮蔽厚)は,約4.9mと なる。



図5-3 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と線量率

(2) 使用済燃料貯蔵プールにおける必要遮蔽厚確保の評価

(1)で求めた使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及 び蒸発発生時の最低水位を図5-4に示す。使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発 生時の最低水位は,弁G41-F017(燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁) の閉操作による使用済燃料貯蔵プールからの漏えい隔離後(事象発生から150分後)に 燃料プール代替注水系にて注水開始するまでに蒸発による水位低下を考慮した水位とな る。

使用済燃料貯蔵プール周辺の線量率が,目安とする線量率(10mSv/h)以下となる水 遮蔽厚は,(1)の結果から約4.9m以上であり,通常運転水位からの水位低下は約2.1mと なる。使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の水位低下は,想定事故2に係 る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において確認しているとお り,通常運転水位から約1.2m下まで低下するに留まり,遮蔽に必要な水遮蔽厚を維持 し,技術基準規則第69条第1項及びその解釈の要求を満足する設計となっている。

また,サイフォンブレーク孔による漏えい停止を考慮した場合は,現場での漏えい箇 所の隔離操作完了より前に漏えいが停止するため水位低下は小さくなる。

なお、使用済燃料貯蔵プールの水位低下位置から蒸発により必要水遮蔽厚以下まで水 位低下する期間は、1日程度要するため、必要水遮蔽厚以下に低下するより前に燃料プ ール代替注水系により注水し、水位の回復が可能である。また、図5-4に示す各数値は 以下となる。

・有効燃料棒頂部から目安とする線量率(10mSv/h)以下となる水位までの水深:約

- 4.9m
- ・目安とする線量率(10mSv/h)以下となる水位から通常運転水位までの水深:約2.1m
- ・燃料集合体頂部から通常運転水位までの水深:約7.0m
- ・使用済燃料貯蔵プール水の漏えい及び蒸発発生時の通常運転水位からの水位低下:約 1.2m



図5-4 使用済燃料貯蔵プールの水遮蔽厚と漏えい及び蒸発発生時の水位低下位置の関係

R

6. 使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレーク孔の詳細設計方針

使用済燃料貯蔵プールサイフォンブレーク孔については,重大事故等時においても閉塞が発 生せずその効果を発揮できるよう,以下のとおり設計する。

6.1 配管強度への影響について

ディフューザ配管は,発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年度版(2007年追補版含む。)) JSME S NC1-2005/2007) (日本機械学会 2007年9月)におけるクラス3配管に該当する。クラス3配管への穴補強の適用の条件はPPD-3422より,「(1)平板以外の管に設ける穴であって,穴の径が61mm以下で,かつ,管の内径の4分の1以下の穴を設ける場合」に該当することから,穴の補強が不要と規定されており,サイフォンブレーク孔設置がディフューザ配管強度へ影響を与えない設計とする。

また、当該配管は基準地震動に対して十分な耐震性を有する設計とする。

6.2 人的要因による機能阻害について

サイフォンブレーク孔は,操作や作動機構を有さない開口部のみであり, 誤操作や故障に より機能喪失しない設計とする。そのため,使用済燃料貯蔵プールの保有水のサイフォン現 象による漏えいが発生した場合においても,操作や作業を実施することなく,サイフォンブ レーク孔レベルまで水位低下すれば自動的にサイフォン現象を止めることができる設計とす る。

6.3 異物による閉塞について

使用済燃料貯蔵プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩 器」により、以下の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサ イフォンブレーク孔の閉塞を防止する設計とする。

- ・使用済燃料貯蔵プール水面上の空気中からの混入物
- ・使用済燃料貯蔵プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
- ・使用済燃料貯蔵プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水
- 6.4 落下物干渉による変形

サイフォンブレーク孔は,配管鉛直部に設けることで落下物が直接干渉しにくい設計とする。

計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • •		••••	 •••••	 • • • • • • • • • •	•••••	···· 1
1.	1 使用状初	已一覧 ·	• • • • • • • • •	•••••	 •••••	 •••••	• • • • • • • • • • • • •	2
2.	解析コート	「の概要	• • • • • • • •	••••	 •••••	 		3

1. はじめに

本資料は、V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」において 使用した計算機プログラム(解析コード)ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

1.1	使用状況一	覧
-----	-------	---

使用添付書類	バージョン
V-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関す 明書	-る説 2.2
2. 解析コードの概要

コード名 項目	ORIGEN2
使用目的	制御棒の線源強度計算
	使用済燃料の線源強度計算
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2. 2
コードの概要	本解析コードは,使用済燃料等の核種生成量,崩壊熱量並 びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり,原子力発電所 施設,再処理施設,廃棄物処理施設等幅広く設計に利用され ている。 また,国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を 目指し,日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワー キンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され,公開されている。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・米国原子力学会(ANS)のNuclear Technology vol.62(1983 年 9 月)の「ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and

Characteristic of Nuclear Materials」において, ANS
標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン, プルト
ニウム,アメリシウムなどの組成の実測値との比較によ
り妥当性の確認を行っている。
・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ
ライブラリについては,「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2
用ライブラリ:ORLIBJ33」 JAERI-Data/Code 2004-
015(2004 年 11 月)等において,核種生成量について照
射後試験結果と,本解析コードによる計算値を比較する
ことで妥当性の確認を行っている。
・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容
と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。

計算機プログラム(解析コード)の概要

1.	はじめに	• • • • • • •		••••	 •••••	 • • • • • • • • • •		··· 1
1.	1 使用状涉	已一覧 ·	• • • • • • • • •	•••••	 •••••	 •••••	•••••	··· 2
2.	解析コート	「の概要	• • • • • • • •	••••	 •••••	 		••• 3

1. はじめに

本資料は、V-1-3-5「使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書」において 使用した計算機プログラム(解析コード)QAD-CGGP2Rについて説明するもの である。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧,解析コードの概要を以降に記載する。

1.1	使用状況一	覧
-----	-------	---

	使用添付書類	バージョン
V-1-3-5	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説 明書	1.04

2. 解析コードの概要

コード名 項目	QAD-CGGP2R
使用目的	燃料プール水深の遮蔽計算
開発機関	日本原子力研究開発機構((財)高度情報科学技術研究機構)
開発時期	2001年(初版開発時期 1967年)
使用したバージョン	1.04
コードの概要	本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発され たガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コー ド「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP 1990年勧告の国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実 効線量を計算できるように改良した最新バージョンである。 本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成で き、任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を 計算する。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値(「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4(日本原子力船開発事業団、1967))と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本計算機コードによる計算値を比較している。 ・実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致している

ことを確認している。
・上記妥当性確認では,実験孔からのガンマ線を遮蔽体に
入射させ, 遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と
本解析コードによる計算値を比較している。
・今回の燃料プール水深の遮蔽計算では,上記妥当性確認
における実験体系と同様に,ガンマ線の遮蔽体透過後の
線量率を計算する。
・今回の燃料プール水深の遮蔽計算は上記妥当性確認内
容と合致している。
・また,原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC4
615-2008) (日本電気協会 原子力規格委員会 平
成 20 年 6 月)では,点減衰核積分コードによるガンマ
線の遮蔽体透過後の線量率計算例として, QADコード
が挙げられている。

V-1-4 原子炉冷却系統施設の説明書

V-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の 構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関す る説明書

1.	概要		1
2.	基本方	7針 •••••	2
3.	漏えレ	ヽを監視する装置の構成 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
3.]	し ドラ	イウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
3.2	2 ドラ	イウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	6
3. 3	3 漏え	_い検出時間 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
ç	3.3.1	検出時間の評価方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
ç	3.3.2	漏えい水が蒸気になる割合 ・・・・・	9
ç	3.3.3	記号の定義 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	10
ç	3.3.4	検出時間の算出・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	13
ç	3.3.5	検出時間 ••••••	19
ç	3.3.6	原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響 ・・・・・・・・	27
4.	漏えレ	を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	28
4. 1	L ドラ	イウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲 ・・・・・・	28
4.2	2 ドラ	イウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲 ・・・・・・	29

目

次

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第28条及びその「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」(以下「解釈」という。)に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管等(以下「RCPB 配管」という。)から原子炉冷却材の漏えいが生じた場合に、漏えいを確実に、かつ速やかに検出 する監視装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

なお,技術基準規則第28条及びその解釈に関わる RCPB 配管(拡大範囲を除く。)からの原子炉 冷却材の漏えいを監視する装置に関しては,技術基準規則の要求事項に変更がないため,今回の 申請において変更は行わない。

今回は,原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁 E11-F010A,B,C(残留熱除去系停止 時冷却内側隔離弁(A),(B),(C))から弁 E11-F011A,B,C(残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(A),

(B),(C))まで,弁G31-F018(原子炉冷却材浄化系RPV ヘッドスプレイ逆止弁)から弁G31-F017 (原子炉冷却材浄化系RPV ヘッドスプレイ隔離弁)まで及び弁C41-F008(ほう酸水注入系PCV内 側逆止弁)から弁C41-F007(ほう酸水注入系PCV外側逆止弁)までの配管の拡大部分を含め漏え い位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置について説明す る。 2. 基本方針

RCPB 配管からの原子炉冷却材の漏えいの検出装置として,原子炉格納容器内への漏えいに対し ては、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置,ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測 定装置,ドライウェル低電導度廃液サンプ水位測定装置及びドライウェル内雰囲気放射能濃度測 定装置を設置する設計とする。そのうち,漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内への漏え いに対しては、ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置により1時間以内に0.23m³/h (3.8L/min)*の漏えい量を検出する能力を有した設計とするとともに自動的に警報を発信する設 計とする。ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能 を有するドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置、ドライウェル内雰囲気放射能濃度測定 装置及びドライウェル低電導度廃液サンプ水位測定装置により、漏えい位置を特定できない原子 炉格納容器内への漏えいを検知可能な設計とする。

なお,ドライウェル低電導度廃液サンプ水位測定装置及びドライウェル内雰囲気放射能濃度測 定装置により監視する設計の変更は行わない。

原子炉冷却材は高温高圧であり、RCPB 配管からの漏えいは蒸気と液体(水)に分離され、原子 炉格納容器内に漏えいする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち蒸気分については,原子炉格納容器内に設置する各機器からの放熱量に漏えいした 0.23m³/h (3.8L/min)の蒸気分 (1.5L/min)を凝縮させるための熱量を加えても十分な冷却能力を有するドライウェル冷却系除湿冷却器により凝縮され,これらの凝縮水はドレン配管内を通ってドライウェル高電導度廃液サンプへ流入する。ドレン配管に流入した凝縮水は,ドレン配管に設置したドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置により,漏えい量を検出できる設計とする。

原子炉格納容器内への漏えいのうち液体分(2.3L/min)については,漏えい水が RCPB 配管の保 温材内に滞留した後,保温材から漏れ出し,ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ,ドレン配管を 経て,ドライウェル高電導度廃液サンプに流入する。これらの流入水をドライウェル高電導度廃 液サンプ水位測定装置で水位変化率を測定することにより,漏えい量を検出できる設計とする。 (図 2-1「漏えい監視装置の概略図」参照)

注記*:0.23m³/h (3.8L/min):原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいでないことが確認されていない漏えい率の制限値。



図 2-1 漏えい監視装置の概略図

3. 漏えいを監視する装置の構成

高温高圧の原子炉冷却材が原子炉格納容器内に放出されると、原子炉格納容器内の雰囲気にお ける飽和蒸気と飽和水になる。漏えいの検出装置は、エネルギ保存の式より38%相当が飽和蒸 気となり、残り62%相当が飽和水となることを考慮する。(「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割 合」参照)

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分については、漏えい量の38%相当の蒸気をドライウェル 冷却系除湿冷却器で凝縮することにより漏えい水を回収し、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水 量測定装置にて漏えいを検出する設計とする。その構成について「3.1 ドライウェル内ガス冷 却装置凝縮水量測定装置」に示す。

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分については、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル高電導度廃液サンプに流入する設計であり、すべての漏えい水(液体分及び蒸気分の凝縮水の合計)をドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置で検出する設計とする。その構成について「3.2 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置」に示す。

これらの漏えい検出装置が,1時間以内に0.23m³/h(3.8L/min)の漏えいを検出することについて「3.3 漏えい検出時間」に示す。

3.1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分は、ドライウェル冷却系除湿冷却器で凝縮させ凝縮水 として収集されドレン配管を経由してドライウェル高電導度廃液サンプに流入する。このドレ ン配管に設置されたドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置により、漏えい量を検出す る。

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出信号は、容積式流量検出器からのパル ス信号を、変換器にて電流信号へ変換し、原子炉系制御盤内の演算装置を経由して指示部にて 流量信号へ変換する処理を行った後、ドライウェル冷却系除湿冷却器凝縮水流量を中央制御室 に指示し、記録する。また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音ととも に警報表示を行う。(図 3-1「ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の概略構成図」 参照)



図 3-1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の概略構成図

3.2 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち液体分は、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を 経て、ドライウェル高電導度廃液サンプに流入する。さらに、ドライウェル高電導度廃液サン プには、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からの凝縮水も流入するため、ドライ ウェル高電導度廃液サンプにすべての漏えい水が流入する。したがって、漏えい箇所により、 流入経路が違うものの、すべての漏えい水がドライウェル高電導度廃液サンプへ流入すること から、漏えい箇所から流入までに要する時間が最大となる時間以降は、漏えい量と同量の流入 となる。このドライウェル高電導度廃液サンプに設置されたドライウェル高電導度廃液サンプ 水位測定装置により、漏えい量に相当する水位を検出する。

ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の検出信号は,超音波式水位検出器からの電 流信号を,原子炉系制御盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後,ドライウェ ル高電導度廃液サンプ流量を中央制御室に指示するとともに,中央制御室の指示部にて水位信 号へ変換する処理を行った後,ドライウェル高電導度廃液サンプ水位を記録する。また,検出 信号が警報設定値に達した場合には,中央制御室に音とともに警報表示を行う。(図 3-2「ド ライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の概略構成図」参照)



図 3-2 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の概略構成図

3.3 漏えい検出時間

3.3.1 検出時間の評価方法

RCPB 配管からの漏えいは蒸気と液体(水)に分離されることから,飽和蒸気と飽和水に なる割合を求め,漏えい発生から0.23m³/h(3.8L/min)相当の漏えいを検出するまでの時 間について個別に算出する。蒸気分は、ドライウェル冷却系除湿冷却器で凝縮することに より漏えい水を回収し、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置で漏えいを検出す るまでの時間とする。液体分は、ダイヤフラムフロアからドレン配管を経由してドライウ エル高電導度廃液サンプに回収し、ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置で漏え いを検出するまでの時間及びドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドレン 配管を経由してドライウェル高電導度廃液サンプに回収し、ドライウェル高電導度廃液サ ンプ水位測定装置で漏えいを検出するまでの時間とする。

ここでは、ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置及びドライウェル高電導度廃 液サンプ水位測定装置での漏えい検出時間について、以下の図3-3「漏えい検出時間につ いて」に示す漏えい箇所から検出装置までの経路における遅れ時間要素(T₁~T₉)を考慮し 最大となる時間を算出しても1時間以内に漏えいが検出できることを評価する。



図 3-3 漏えい検出時間について

3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合

RCPB 配管からの漏えい水は、漏れ出した際、瞬時に原子炉格納容器内の雰囲気における 飽和蒸気と飽和水に変化するため、断熱変化として評価する。漏えい水が蒸気になる割合 を以下のエネルギ保存の式により求める。

$$i_{1} = i_{2} \cdot X + i_{2}(1 - X)$$

= $i_{2} \cdot X + i_{2} - i_{2} \cdot X$
$$X = \frac{i_{1} - i_{2}}{i_{2} - i_{2}}$$

	記号	単位	定義
	Х		蒸発する割合
漏えい水が蒸気	i_1	J/kg	原子炉冷却材のエンタルピ*
になる割合	i_2	J/kg	大気圧での蒸気のエンタルピ
	i ₂ '	J/kg	大気圧での水のエンタルピ

表 3-1 漏えい水が蒸気になる割合に使用する記号の説明

注記*:原子炉定格圧力(7.07MPa)における飽和水のエンタルピ。

	計算結果			
インノットハラメー	インプットパラメータ			
	1.276×10^{6}			
11:原于炉帘却材のエンタルビー	(J/kg)			
	2.676 $\times 10^{6}$	0.38	0.62^{*2}	
12: 入気圧での蒸気のエンタルヒ	(J/kg)	(38%)	(62%)	
	0.419×10^{6}			
12:人気圧での水のエンタルヒ	(J/kg)			

表 3-2 漏えい水が蒸気と液体(水)になる割合

注記*1:原子炉定格圧力(7.07MPa)における飽和水のエンタルピ。

*2 : 蒸気になる割合の残りを液体の割合とする。

3.3.3 記号の定義

漏えい検出時間の計算に用いる記号について、以下に説明する。

	記号	単位	定義
	T_1	min	ドライウェル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間(配管~ドラ
			イウェル冷却系除湿冷却器)
	T_2	min	凝縮水量が平衡に達する時間
	T_3	min	ドレン配管移送時間(ドライウェル冷却系除湿冷却器~ドライウ
			ェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置)
	T ₃₋₁	min	ドレン配管移送時間(凝縮水合流前)
	T ₃₋₂	min	ドレン配管移送時間(凝縮水合流後)
F	T_4	min	ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間
ライ	V	m ³	ドライウェル内自由体積
ウ	Q_{G}	m³/min	ドライウェル冷却系送風機風量
エル	Q_{F}	m³/min	除湿に寄与するドライウェル冷却系除湿冷却器風量
内 ガ	Q_1	L/min	漏えい量(蒸気分)
ス冷	Х	L/m^3	ドライウェル内雰囲気湿分
却	X ₀	L/m^3	ドライウェル冷却系除湿冷却器出口湿分
装置	Q	L/min	ドライウェル冷却系除湿冷却器での凝縮水量
凝縮	V_3	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速 (ドライウェル冷却系除
水			湿冷却器~ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置)
- 測 一	V ₃₋₁	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速(凝縮水合流前)
上装	V3-2	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速(凝縮水合流後)
置 の	С		流速係数
検出	i		こう配
時間	n		粗度係数
日]	А	m ²	流路断面積
	Q_{D}	m³/h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
-	m	m	平均深さ
	L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
	L_3	m	ドレン配管の長さ(ドライウェル冷却系除湿冷却器~ドライウェ
			ル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置)
	L ₃₋₁	m	ドレン配管の長さ(凝縮水合流前)
	L ₃₋₂	m	ドレン配管の長さ(凝縮水合流後)

表 3-3 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間の計算に用いる記号の定義

表 3-4 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の検出時間(蒸気分)の

		記号	単位	定義
		T_1	min	ドライウェル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間(配管~ドラ
ドラ				イウェル冷却系除湿冷却器)
		T_2	min	凝縮水量が平衡に達する時間
ノイム		T_3	min	ドレン配管移送時間(ドライウェル冷却系除湿冷却器~ドライウ
リエ				ェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置)
ル 高		T_5	min	ドレン配管移送時間(ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定
電道				装置~ドライウェル高電導度廃液サンプ)
度		T9	min	ドライウェル高電導度廃液サンプ水位変化率の演算時間
廃液	菽	v_5	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速(ドライウェル内ガス冷
サン	気			却装置凝縮水量測定装置~ドライウェル高電導度廃液サンプ)
プ	汀	С	—	流速係数
位		i	_	こう配
測定		n		粗度係数
装置		А	m^2	流路断面積
ー の 検		Q_D	m³/h	ドレン配管を流れる漏えい水の流量
 (田田) (世日) (世日)		m	m	平均深さ
		L	m	ドレン配管のぬれ縁長さ
		L_5	m	ドレン配管の長さ(ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装
				置~ドライウェル高電導度廃液サンプ)

計算に用いる記号の定義

表 3-5 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の検出時間(液体分)の

		記号	単位	定義
ドライ	液体分	T_6	min	保温材から漏れ出るまでの時間
		T_7	min	ドレン配管入口までの到達時間
		T_8	min	ドレン配管移送時間(ドレン配管入口~ドライウェル高電導度廃
				液サンプ)
		T ₉	min	ドライウェル高電導度廃液サンプ水位変化率の演算時間
ウ		d_1	m	保温材外径
エル		d_2	m	配管外径
高電		L ₆	m	保温材最大長さ
導		R		保温材吸収率
廃		Q_2	L/min	漏えい量(液体分)
液 サ		V7	m/s	床面を流れる漏えい水の平均流速
ンプ		v_8	m/s	ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速(ドレン配管入口~ドラ
水				イウェル高電導度廃液サンプ)
心測定装置の検出時間		С	_	流速係数
		i		こう配
		n	_	粗度係数
		А	m^2	流路断面積
		Q_D	m³/h	床面及びドレン配管を流れる漏えい水の流量
		m	m	平均深さ
		L	m	床面及びドレン配管のぬれ縁長さ
		L ₇	m	ドレン配管入口までの床面距離
		L_8	m	ドレン配管の長さ

計算に用いる記号の定義

3.3.4 検出時間の算出

検出時間の評価方法に基づき,漏えい水が蒸気になる割合及び記号の定義を踏まえ各装 置での漏えい検出時間を算出する。

- (1) ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出時間
 - a. ドライウェル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間(配管~ドライウェル冷却系除湿 冷却器): T₁

RCPB 配管からの漏えいのうち, 蒸気分は保温材継目より直ちに保温材外に出ると考える。漏れ出た蒸気は、やがてドライウェル冷却系除湿冷却器の冷却コイルに達し、冷却されて凝縮水となる。

本項では, RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系除湿冷却器の冷却コイルに達し,冷却が開始されるまでの時間を評価する。

RCPB 配管が設置されている空間の空気はドライウェル冷却系送風機により強制的に 循環することから, RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル冷却系除湿冷却器の冷 却コイルに達する最長経路は,漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気がドライウェ ル冷却系送風機により一巡する経路であると考える。従って,ドライウェル冷却系除湿 冷却器までの到達時間は,安全側に評価して,原子炉格納容器内の空気がドライウェル 冷却系送風機により一巡する時間 T₁を求める。

 $T_1 = \frac{V}{Q_c}$

b. 凝縮水量が平衡に達する時間(凝縮水量平衡到達時間): T₂

RCPB配管から漏えいした蒸気により、一定の時間をかけて原子炉格納容器内の湿分が 増加するとともに、ドライウェル冷却系除湿冷却器における凝縮水量が増加するが、最 終的には漏えい蒸気量とドライウェル冷却系除湿冷却器における凝縮水量が同量になり、 原子炉格納容器内の状態が平衡状態に達する。

本項では、漏えい蒸気量とドライウェル冷却系除湿冷却器における凝縮水量が同量に なるまでの時間を評価する。

ドライウェル冷却系除湿冷却器の冷却コイルで冷却された凝縮水が平衡に達するため に必要な時間T₂は,以下の式の原子炉格納容器内の湿分の時間変化量(左辺)と原子炉 格納容器内部への漏えい量及び凝縮量(右辺)により微分方程式及び初期条件t=0にお いてX=X₀が成り立ち,これらを解くことにより式(1)に示す凝縮水量Qと凝縮開始後の経 過時間tとの関係により求めることができる。具体的には,式(1)の結果から凝縮水が平 衡に達する時間として評価し,凝縮水量が平衡に達する時間T₂は,凝縮水量Qが漏えい量 Q₁の90%以上となる平衡到達時間とする。

なお、0.23m³/h (3.8L/min) に相当する漏えいを検出し、警報を発信するための設定値 は、凝縮水量Qが漏えい量Q₁の90%となる値に設定する。(図3-4「凝縮水量平衡時間算出 の概略図」参照) $V \cdot \frac{dX}{dt} = Q_1 - Q_F \cdot (X - X_0)$ $Q = Q_F \cdot (X - X_0)$ 初期条件t=0, X=X₀



図 3-4 凝縮水量平衡時間算出の概略図

なお、本評価時間は、原子炉格納容器の体積が大きいため、徐々に変化するとともに、 蒸気分の検出時間の評価として最も大きな値となることから、ドライウェル冷却系除湿 冷却器までの蒸気到達時間T₁及びドレン配管移送時間T₃の一部が包絡される。

c. ドレン配管移送時間(ドライウェル冷却系除湿冷却器~ドライウェル内ガス冷却装置 凝縮水量測定装置):T₃

ドライウェル冷却系除湿冷却器にて凝縮した凝縮水はドレン配管を通ってドライウェ ル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置に導かれる。

本項では,凝縮水がドライウェル冷却系除湿冷却器のドレン配管を経由し,ドライウ ェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置に到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル冷却系除湿冷却器からドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置までの呼び径 50Aのドレン配管(内径 0.0527m)には 1/100のこう配が施されているため,

ドレン配管を流れる平均流速 $v_3 を$,シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式 (「新版機械工学便覧」(1987年4月日本機械学会編)A5-11.8項より)から算出するこ とにより、ドレン配管移送時間 $T_3 を求める。(図 3-5 「ドレン配管の概略図」参照)$

本評価のドレン配管移送時間 T₃は T₃₋₁と T₃₋₂の和で求める。

なお、本計算は、ドライウェル冷却系除湿冷却器からドライウェル内ガス冷却装置凝 縮水量測定装置までのドレン配管のうち、全長が最も長くなる配管長により評価してい

d. ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間:T4

ドレン配管に流入した凝縮水は、ドレン配管に設置したドライウェル内ガス冷却装置 凝縮水量測定装置で検出し、容積式流量検出器からのパルス信号を、変換器にて電流信 号へ変換し、原子炉系制御盤内の演算装置を経由して指示部にて流量信号に変換し監視 する。パルス信号積算値出力は1分毎に更新されることから、変換器の出力は1分間の パルス信号積算値出力を次の1分間の出力まで保持する設計としている。また、 1.35L/min に到達する前にパルス信号積算値が出力される可能性があることから、ドラ イウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の検出遅れ時間を2分とする。

- (2) ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の検出時間(蒸気分)
 - a. ドライウェル冷却系除湿冷却器までの蒸気到達時間(配管~ドライウェル冷却系除湿 冷却器):T₁

RCPB 配管からの漏えいした蒸気がドライウェル冷却系除湿冷却器の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間 T₁は、(1)a. 項と同じ時間である。

- b. 凝縮水量が平衡に達する時間(凝縮水量平衡到達時間): T₂ 漏えい蒸気量とドライウェル冷却系除湿冷却器における凝縮水量が同量になるまでの 時間T₂は,(1)b.項と同じ時間である。
- c. ドレン配管移送時間(ドライウェル冷却系除湿冷却器~ドライウェル内ガス冷却装置 凝縮水量測定装置): T₃

凝縮水がドライウェル冷却系除湿冷却器のドレン配管を経由し、ドライウェル内ガス 冷却装置凝縮水量測定装置に到達するまでの時間 T₃は、(1)c.項と同じ時間である。

d. ドレン配管移送時間(ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置~ドライウェル 高電導度廃液サンプ): T₅

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置に導かれた凝縮水はドレン配管を通っ てドライウェル高電導度廃液サンプに導かれる。 本項では, 凝縮水がドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置のドレン配管を経 由し, ドライウェル高電導度廃液サンプに到達するまでの時間を評価する。

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置からドライウェル高電導度廃液サンプ までの呼び径 80A のドレン配管(内径 0.0781m)には、ドライウェル高電導度廃液サン プに向かって 1/100 のこう配が施されているため、ドレン配管を流れる平均流速 v5 を、 (1) c. 項で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することに より、ドレン配管移送時間 T5 を求める。

$$T_5 = \frac{L_5}{v_5}$$

e. ドライウェル高電導度廃液サンプ水位変化率の演算時間:T₉

ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置は,超音波式水位検出器によりドライ ウェル高電導度廃液サンプの水位を測定し,その水位から水位変化率を計算し,監視し ている。

水位変化率は3分周期で演算した4回分の水位測定データを用いて単純移動平均により 計算するため、漏えい発生から少なくとも3回分の水位測定(9分)+水位平均演算時間 (25秒)が必要となる。また、演算開始とドレン流入開始のタイミングによっては検出 できないことも考えられるため、1回分(3分)多い時間を考慮する必要がある。これよ り、検出時間は12分25秒となるが、保守的に13分後に検出可能と設定する。

以上より、演算時間T₉は13分とする。

(3) ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の検出時間(液体分)

a. 保温材から漏れ出るまでの時間(保温材内滞留時間): T₆

(a) 金属保温材

原子炉冷却材配管は保温材(金属保温)を設置しており,保温材から漏えい水が漏 れ出るまでの時間 T₆は,保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し,漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後

(保温材は円周方向に一体構造のものではなく,独立に2分割された金属保温を止め 合わせて取り付けていることから漏えい水は保温材内に入り込むとは考えにくいが 安全側の評価をしている。)に接合部から漏れ出ると仮定し,次式により保温材内滞留 時間 T₆を求める。(図 3-6「保温材の概略図」参照)

なお、本計算は、原子炉冷却材を内包する配管の金属保温材のうち、2 分割で水平 配管に設置される保温材内容積が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{\frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} \cdot \left(d_1^2 - d_2^2\right) \cdot L_6\right\}}{Q_2}$$



(b) 一般保温材

原子炉冷却材配管は保温材(一般保温)を設置しており,保温材から漏えい水が漏 れ出るまでの時間 T₆は,保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し,漏えい水が 2 分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の 2 分割部分に滞留後 (流れ出すまでの時間は,液体分が保温材の 2 分割の下半分の体積の 50%分吸収され た後,2 分割された外装板の継ぎ目から漏れ出ると仮定)に接合部から漏れ出ると仮 定し,次式により保温材内滞留時間 T₆を求める。(図 3-6「保温材の概略図」参照) なお,本計算は,原子炉冷却材を内包する配管の一般保温材のうち,保温材内容積

が最も大きい箇所を評価している。

$$T_6 = \frac{\left\{\frac{1}{2} \cdot \frac{\pi}{4} \cdot \left(d_1^2 - d_2^2\right) \cdot L_6 \cdot R\right\}}{Q_2}$$

b. ドレン配管入口までの到達時間(保温材~ドレン配管入口): T7

保温材からの漏えい水はダイヤフラムフロア床面に落下するが,床面には側溝があり, この側溝に向かって1/100のこう配が施されており,床面を流れる平均流速v₇を,(1)c. 項で用いたシェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより, ドレン配管入口までの到達時間T₇を求める。(図 3-7「落下点~ドライウェル高電導度 廃液サンプまでの流入経路」及び図 3-8「床面概略図」参照)

なお、本計算は、ダイヤフラムフロア床面のうち、ドレン配管入口から最も離れてい る位置を落下点として設定し、評価している。



図 3-7 落下点~ドライウェル高電導度廃液サンプまでの流入経路



図3-8 床面概略図

c. ドレン配管移送時間(ドレン配管入口~ドライウェル高電導度廃液サンプ): T₈

ドレン配管入口からドライウェル高電導度廃液サンプまでの呼び径80Aのドレン配管 (内径0.0781m)には、ドライウェル高電導度廃液サンプに向かって1/100のこう配が施 されているため、ドレン配管を流れる平均流速v₈を、(1)c.項で用いたシェジー形の公式 及びガンギェ・クッタの経験式から算出することにより、液体分のドレン配管移送時間 T₈を求める。

なお,本計算は,ドレン配管入口からドライウェル高電導度廃液サンプまでのドレン 配管のうち,全長が最も長くなる配管長により評価している。

$$T_8 = \frac{L_8}{v_8}$$

d. ドライウェル高電導度廃液サンプ水位変化率の演算時間:T₉

ドライウェル高電導度廃液サンプ水位変化率の演算時間T₉は, (2) e. 項と同じ時間である。

3.3.5 検出時間

「3.3.1 検出時間の評価方法」及び「3.3.2 漏えい水が蒸気になる割合」を踏まえて 検出時間の算出を行った結果を図 3-9「漏えい検出時間の評価結果」及び表 3-6「漏えい 検出時間の整理表」に示す。蒸気分としてドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置 により漏えい量を検出するまでの時間(T₁+T₂+T₃+T₄)は43分である。また,液体分と してドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置により漏えい量を検出するまでの時 間は,表 3-6「漏えい検出時間の整理表(4/4)」に示すように,ドライウェル冷却系除湿 冷却器からの流入時間にドライウェル高電導度廃液サンプ水位変化率の演算時間を加算 した時間(T₁+T₂+T₃+T₅+T₉),ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の検出時間 (T₆+T₇+T₈+T₉)のうち最大時間としても56分で検出可能であることから,1時間以内 に検出できる設計である。



図 3-9 漏えい検出時間の評価結果

項目			計算パラメータ	評価時間 (min)	
	a.	ドライウェル冷却系除湿	V:ドライウェル内自由体積(m³)	7350	
		冷却器までの蒸気到達時 間(配管~ドライウェル冷 却系除湿冷却器):T ₁ (min)	Q _G :ドライウェル冷却系送風機風 量(m ³ /min)	*1	$T_1 = 4$
			Ⅴ:ドライウェル内自由体積(m³)	7350	
	b.		Q _F :除湿に寄与するドライウェル		
		凝縮水量が平衡に達する	冷却系除湿冷却器風量		
		時間(凝縮水量平衡到達時	(m³/min)		$T_2 = 31^{*2}$
		間):T ₂ (min)	Q ₁ :漏えい量(蒸気分)(L/min)	1.5	
К			Q:ドライウェル冷却系除湿冷却	(米ケニナ)	
ラ			器での凝縮水量(L/min)	(纵工)	
イウ			v ₃₋₁ :ドレン配管を流れる漏えい	0 194*3	
エル			水の平均流速(m/s)	0.124	
内ガ			C:流速係数	23. 191 ^{*3}	
スム			i:こう配	0.01	
^府 却			n:粗度係数	0.01^{*4}	
装置			A:流路断面積(m ²)	0.000090^{*3}	$(T_{3-1}) = 4$
凝縮			Q₀:ドレン配管を流れる漏えい	0.045	
水			水の流量(m³/h)	0.043	
単測			m:平均深さ(m)	0.00289^{*3}	
定装	с.	ドレン配管移送時間 (ドラ	L:ドレン配管のぬれ縁長さ(m)	0.0313*3	
置の		イウェル冷却系除湿冷却	L ₃₋₁ :ドレン配管の長さ(m)	26	
検		器~ドライウェル内ガス	v ₃₋₂ :ドレン配管を流れる漏えい	0 160*3	
時		冷却装置凝縮水量測定装	水の平均流速(m/s)	0.100	
間		置):T ₃ (min)	C:流速係数	25. 977 ^{*3}	
			i:こう配	0.01	
			n:粗度係数	0.01^{*4}	
			A:流路断面積(m ²)	0.000140^{*3}	(T ₃₋₂)=2
			Q₀:ドレン配管を流れる漏えい	0.00	
			水の流量(m³/h)	0.03	
			m:平均深さ(m)	0.00383*3	
			L:ドレン配管のぬれ縁長さ(m)	0.0365*3	
			L ₃₋₂ :ドレン配管の長さ(m)	15	
			T ₃₋₁ +T ₃₋₂ =		T ₃ =6

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (1/4)

	項目	計算パラメータ	評価時間 (min)
凝縮水量測定装置の検出時間ドライウェル内ガス冷却装置	 d. ドライウェル内ガス冷却 装置凝縮水量測定装置の 検出遅れ時間:T₄ (min) 	*5	T ₄ =2
	検出時間合計	$T_1 + T_2 + T_3 + T_4$	43

注記*1:ドライウェル冷却系送風機2台分の風量。

*2:凝縮水量Qが警報設定値である漏えい量(蒸気分)Qiの90%以上となる平衡到達時間として算出。(図3-10「凝縮水量が平衡に達する時間について」参照)

*3 :流体平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。

*4 :「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に,実機における配管仕様(粗度 係数 0.01 以下)を踏まえて設定した値。

*5 :計算パラメータなし。

項目			計算パラメータ		評価時間 (min)
ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装	e.	ドライウェル冷却系除 湿冷却器までの蒸気到 達時間(配管〜ドライウ ェル冷却系除湿冷却 器):T ₁ (min)	a. 項と同じ	a. 項と同じ	T ₁ =4
	f.	凝縮水量が平衡に達す る時間(凝縮水量平衡到 達時間):T ₂ (min)	b.項と同じ	b.項と同じ	T ₂ =31
	g.	ドレン配管移送時間(ド ライウェル冷却系除湿 冷却器~ドライウェル 内ガス冷却装置凝縮水 量測定装置):T ₃ (min)	c.項と同じ	c. 項と同じ	T ₃ =6
	h.	ドレン配管移送時間(ド ライウェル内ガス冷却 装置凝縮水量測定装置	 v5:ドレン配管を流れる漏えい水の平均流速(m/s) C:流速係数 	0. 150*1 25. 226*1	
置の検出		 ~ドライウェル高電導 度廃液サンプ): T₅ (min) 	 i:こう配 n:粗度係数 、た取取て工作(2) 	0.01 0.01*2	•
1時間(蒸気分)			A: 流路断面積(m ²) Q ₀ : ドレン配管を流れる漏えい水 の流量(m ³ /h)	0.000150*1	T ₅ =2
			m:平均深さ(m)	0.00356^{*1}	
			L:ドレン配管の長さ(m)	14	
	i.	ドライウェル高電導度 廃液サンプ水位変化率 の演算時間:T ₉ (min)	*3		$T_9 = 13$
検出時間合計		検出時間合計	$T_1 + T_2 + T_3 + T_5 + T_9$		56

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (2/4)

注記*1:流体平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。

*2 :「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に,実機における配管仕様(粗度 係数 0.01 以下)を踏まえて設定した値。

*3:計算パラメータなし。

項目				計算パラメータ		評価時間 (min)
				d1:保温材外径(m)	0.808	(
		保温材から漏 れ出るまでの 時間(保温材 内滞留時間): T ₆ (min)	並属保温材	d ₂ :配管外径(m)	0.5588	$T_6 = 30$
	j.			L ₆ :保温材最大長さ(m)	0. 503	
				Q ₂ :漏えい量(液体分)(L/min)	2.3	
			一般保温材	d1:保温材外径(m)	0.6888	$T_6 = 13$
				d ₂ :配管外径(m)	0.5588	
				L ₆ :保温材最大長さ(m)	0.910	
				Q ₂ :漏えい量(液体分)(L/min)	2.3	
ドラ				R:保温材吸収率	0.5	
ノー				v7:床面を流れる漏えい水の平均流速(m/s)	0.060^{*1}	
リエ				C:流速係数	13.235^{*1}	
ル高	1			i:こう配	0.01	
電導	ĸ.	ドレン配管入口ま	日よ	n:粗度係数	0.013^{*2}	T7=5
度廃		での到達時间(保温	A:流路断面積(m ²)	0.000631^{*1}	
液 サ		$\square) \cdot T_{-} (\min)$	百八	Q _D :床面を流れる漏えい水の流量(m ³ /h)	0.138	
ンプ		H).17 (IIIII)		m:平均深さ(m)	0.00210^{*1}	
水				L:床面のぬれ縁長さ(m)	0.3*3	
山測				L ₇ :ドレン配管入口までの床面距離(m)	18	
上装置				v8:ドレン配管を流れる漏えい水の平均流	0.182^{*1}	
直の				速(m/s)	0.102	
検出				C:流速係数	27. 470^{*1}	
時 間	 ドレン配管移送時 間(ドレン配管入) 		時	i:こう配	0.01	$T_8 = 4$
液			入	n:粗度係数	0.01^{*4}	
体会		ロ〜ドライウェル 高電導度廃液サン プ):T ₈ (min)		A:流路断面積(m ²)	0.000210^{*1}	
7				Q _D :ドレン配管を流れる漏えい水の流量	0.138	
				(m ³ /h)		
				m:平均深さ(m)	0.00442^{*1}	
				L:ドレン配管のぬれ縁長さ(m)	0.0475^{*1}	
				L ₈ :ドレン配管の長さ(m)	38	
	m.	ドライウェル	高電			
	導度廃液サンプ水 位変化率の演算時		プ水	1 項と同じ		$T_0 = 13$
			算時			
		間:T ₉ (min)		i		
検出時間合計			$T_6 + T_7 + T_8 + T_9$		52	

表 3-6 漏えい検出時間の整理表 (3/4)

- 注記*1:流体平均深さmを仮定し、収束計算によって得られる値。
 - *2:「機械工学便覧」の純セメント平滑面の係数を参考に設定した値。
 - *3:実測値に基づき設定した値。
 - *4 :「機械工学便覧」の金属配管(黄銅管)の係数を参考に,実機における配管仕様(粗度 係数 0.01 以下)を踏まえて設定した値。
| 項目 | 計算パラメータ | 評価時間(min) |
|-------------------------------|--|-----------|
| ドライウェル高電導度廃液サンプ
の水位変化率検出時間 | ドライウェル高電導度廃液サンプ水位
測定装置の検出時間(蒸気分)(T ₁ +T ₂ +
T ₃ +T ₅ +T ₉) | 56 |
| | ドライウェル高電導度廃液サンプ水位
測定装置の検出時間(液体分)(T ₆ +T ₇ +
T ₈ +T ₉) | 52 |
| 検出時間 | 上記検出時間の最大時間 | 56 |

表 3-6 漏えい検出時間の整理表(4/4)





図3-10 凝縮水量が平衡に達する時間について

3.3.6 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲の拡大が検出時間に与える影響を評価するために, 原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲から漏えいが発生した場合の漏えい時間が,蒸気 分及び液体分のそれぞれについて表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間 に包絡されているかを確認する。

(1) 蒸気分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち蒸気分は、保温材継目より 直ちに保温材外にでるため、従前の RCPB 配管からの漏えいと同様にドライウェル冷却系除 湿冷却器で冷却・凝縮し、ドレン配管に設置したドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測 定装置により検出される。よって、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管 からの漏えい水(蒸気分)の検出時間である $T_1+T_2+T_3+T_5+T_9=56$ 分に包絡される。

(2) 液体分の漏えい

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分は、従前の RCPB 配 管からの漏えいと同様に保温材で一定時間滞留した後に、ダイヤフラムフロアに漏えいす る。その後、ダイヤフラムフロアから側溝へ流れ、ドレン配管を経て、ドライウェル高電導 度廃液サンプに流入し、ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置により検出される。

表 3-6「漏えい検出時間の整理表」における RCPB 配管からの漏えい水(液体分)の検 出時間は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を含めた原子炉冷却材配管のうち、最 も保温材内容積の大きい箇所かつ最も移送時間が長くなる経路により漏えい検出時間を評 価したものであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲からの漏えいのうち液体分に ついても、従前の RCPB 配管からの漏えい水(液体分)の検出時間である $T_6+T_7+T_8+T_9=$ 52 分に包絡される。

(3) 評価結果

(1)(2)より、本評価においては原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲も含め、保守的 な条件を設定していることから、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲での漏えいを検 出する時間は、表 3-6「漏えい検出時間の整理表」で整理した検出時間に包絡される。 4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲

4.1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲は, RCPB 配管からのドライウェル 内への漏えい流体の全漏えい量 0.23m³/h (3.8L/min) に相当する凝縮水を計測できるよう 0~ 20L/min を設定する。

警報動作範囲は、0~20L/min で設定可能であり、全漏えい量 0.23m³/h (3.8L/min)の蒸気分 (1.5L/min)の漏えいに相当する流量になる前(1.35L/min)に、ドライウェル冷却器ドレン流 量大の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継 続する。(図 4-1「ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲」参照)



図 4-1 ドライウェル内ガス冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲

4.2 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲

ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の計測範囲は, RCPB 配管からのドライウェル 内への漏えい流体の全漏えい量 0.23m³/h (3.8L/min)の流入量(ドライウェル高電導度廃液サ ンプにおける1時間の水位上昇は117mmに相当)が計測できるよう0~1250mmを設定する。

警報動作範囲は、0~20L/min で設定可能であり、全漏えい量 0.23m³/h (3.8L/min)の漏えい に相当する流量になる前 (3.55L/min) に、ドライウェル高電導度廃液サンプ流量大の警報を中 央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継続する。(図 4-2「ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の計測範囲」参照)



図 4-2 ドライウェル高電導度廃液サンプ水位測定装置の計測範囲

V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

1.	概要	1
2.	評価範囲 ••••••	1
3.	基本方針 ••••••	1
4.	配管内円柱状構造物の流力振動評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
5.	配管の高サイクル熱疲労に関する評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
6.	まとめ	2

1. 概要

本資料は、「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」第 19 条及び「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」に基づき、原子炉冷却系統 に係る容器、管、ポンプ及び弁が、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生じる流体 振動、又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない 設計となっていることを説明する。

2. 評価範囲

今回の評価範囲は,原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い,以下の範囲の主配管(以下「RCPB 拡大範囲」という。)内の設備を対象とする。

- ・弁 E11-F010A, B, C(残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン隔離弁(内側))から弁 E11-F011A, B, C(残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン隔離弁(外側))まで
- ・弁 G31-F017(原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン隔離弁(外側))
 から弁 G31-F018(原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン隔離弁(内
 側))まで

なお,RCPB 拡大範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止 に関する評価については,「柏崎刈羽原子力発電所における流体振動による配管内円柱状構造 物の損傷防止に関する評価結果と措置計画等の報告内容の訂正について」(平成 18 年 6 月 29 日付け原管発官 18 第 113 号)にて,既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価に ついては,「柏崎刈羽原子力発電所1号機から7号機における高サイクル熱疲労による損傷の 防止に関する評価結果報告書の提出について」(平成 21 年 1 月 26 日付け原管発官 20 第 469 号) にて評価し,問題ないことを確認している。

3. 基本方針

原子炉冷却系統,原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に係る 容器,管,ポンプ及び弁は,原子炉冷却材の循環,沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生 じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動 により損傷を受けない設計とする。

RCPB 拡大範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価 は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S 012-1998) による規定に基づく手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による 損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。 4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合,流れによる流体力及び励起される振動による円 柱状構造物への影響を評価するが,RCPB 拡大範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設 置されていないため,日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S 012-1998)の「2. 適用範囲および対象」に該当せず,評価は不要である。

5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び 閉塞分岐管が考えられるが, RCPB 拡大範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく, また, 通常運転時流路の原子炉からみて第一隔離弁が閉弁で運用されており, 高温水の流入がなく, 閉塞分岐管であるドレンライン, ベントラインが評価対象とならないため, 日本機械学会「配 管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S 017-2003)の「2. 疲労評価上 考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず, 評価は不要である。

6. まとめ

RCPB 拡大範囲には、流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸 込水頭に関する説明書

1. 概要 •••••••••••••••••••••••••••••••••••	1
2. 基本方針	2
2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
3. 評価	3
3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針 ・・・・・・・・・・	3
3.3 評価対象ポンプの選定 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
3.4 評価方法	6
3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	6
3.4.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 ・・・・	8
3.5 評価結果	9
3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果 ・・・・	9

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)により、原子炉冷却系統 施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッションプールを水源とし て原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位、温度及び配管 圧損並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭(以下「有効 NPSH」という。)において、正常に機能することを説明するとともに、サプレッションプール を除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最 も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また,有効 NPSH 以外の温度,放射線,荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては, V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお,設計基準対象施設に関しては,技術基準規則の要求事項に変更がないため,今回の申 請において変更は行わない。

今回,新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサプレッションプールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ, 高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ並びにサプレッションプールを除くタン ク等を水源として原子炉圧力容器に注水する高圧代替注水系ポンプ,復水移送ポンプ,ほう酸 水注入系ポンプ,可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6,7号機共用(以下同じ。))及び大容量送 水車(海水取水用)(6,7号機共用(以下同じ。))について,想定される最も小さい有効 NPSH において,正常に機能することを説明する。 2. 基本方針

2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において,原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注 水設備」としてサプレッションプールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプ は,想定される原子炉格納容器内の圧力,水位,温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物の 影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において,正常に機 能する設計とする。

2.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において,原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注 水設備」としてサプレッションプールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器へ注水す るためのポンプは,各水源タンク等の圧力,水位,温度及び配管圧損により想定される最も 小さい有効 NPSH において,正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては,異物管理されたほう酸水注入系貯蔵タンク,復水貯蔵槽,淡水貯水池又は防火水槽を水源とするため,異物の影響については考慮不要とする。

なお,海から取水する可能性のある大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポン プには,吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一,ポンプの吸込口の フィルタが詰まった場合は,ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及び水中ポンプの 吊り上げによるフィルタ清掃が短時間で可能である。

また,海から取水する可能性のある大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポン プには,吸込口に異物混入防止のフィルタを設置することにより,各水源タンク等内への異 物混入を防止する設計とする。

 \mathbb{R}^{1}

3. 評価

3.1 サプレッションプールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを水源として原子炉圧力容器へ注水するポ ンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位、水源の温度及び配管圧損並びに冷却材中の異物に より想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭(以下「必要 NPSH」という。)を上回 ることを評価する。

評価に当たっては、平成18年8月17日付け平成18・07・31原第44号にて認可された工事計 画のIV-5「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」及び平成20年4月7 日付け平成20・02・29原第10号にて認可された工事計画のIV-5「非常用炉心冷却設備のポン プの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設 備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月 27日原子力安全・保安院制定))に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプは、そ れぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損により想定される最も小さい有効 NPSH が必 要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において,原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原 子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源 を以下に示す。

- ・残留熱除去系ポンプ* (水源:サプレッションプール)
- ・高圧炉心注水系ポンプ (水源:復水貯蔵槽又はサプレッションプール)
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源:復水貯蔵槽又はサプレッションプール)
- ・高圧代替注水系ポンプ
- ・復水移送ポンプ*
- (水源:復水貯蔵槽)(水源:ほう酸水注入系貯蔵タンク)

(水源:復水貯蔵槽)

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)* (水源:淡水貯水池又は防火水槽)
- ·大容量送水車(海水取水用) (水源:海)
 - 注記*:原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し,原子炉 格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお,ほう酸水注入系ポ ンプ及び高圧代替注水系ポンプは,溶融炉心の原子炉格納容器下部(下部ド

 \mathbb{R}

ライウェル)への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水する ことから,原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用 しており、原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては,評価条件が最も厳しくなる水源を想定 する。

ほう酸水注入系ポンプは、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として有効 NPSH が確保され る水位以上に確保された必要水量を原子炉圧力容器へ注水するよう設計されており、機能が 要求される運転状態においては水源の圧力、温度の変化及び異物の影響はなく、ほう酸水注 入系ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから、評価対象外とする。

大容量送水車(海水取水用)の付属品である水中ポンプは,空気を吸い込まない水位を確 保するように沈めて運転するポンプであり,必要 NPSH に代わる条件として運転必要最低水 位(水中ポンプ内に空気を吸い込まず,ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ)を確 保するように設置することで,キャビテーションを防止する設計であることから,評価対象 外とする。

また,大容量送水車(海水取水用)は,付属品である水中ポンプにより,大容量送水車 (海水取水用)の必要 NPSH を上回る押込水頭が大容量送水車(海水取水用)の吸込側にか かるように設計されており,大容量送水車(海水取水用)の有効 NPSH は十分確保されるこ とから,評価対象外とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、水源側に設置するものを評価対象とし、下流側に設 置する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、配置上の高低差、敷設されるホース長さを考慮 しても必要 NPSH を上回る押込水頭が下流側に設置する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の 吸込側に掛かるように設計されており、下流側に設置する可搬型代替注水ポンプ(A-2級) の有効 NPSH は十分確保されることから、評価対象外とする。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

 ・残留熱除去系ポンプ (水源:サプレッションプール) (954m³/h)
 ・高圧炉心注水系ポンプ (水源:サプレッションプール)

 $(727m^{3}/h)$

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源:サプレッションプール) (188m³/h)
- ・高圧代替注水系ポンプ (水源:復水貯蔵槽)
 (182m³/h)

4

・復水移送ポンプ (水源:復水貯蔵槽)

 m³/h*)

 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) (水源:防火水槽)

 $(65m^{3}/h)$

注記*:重大事故等対策の有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉圧 力容器への注入流量 m³/h/個にミニマムフロー流量 m³/h/個を考慮した 値。 3.4 評価方法

3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した残留熱除去系ポンプ,高圧炉心注水 系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価については,重大事故等時の 各事象のうち,個別評価が必要な事象を抽出し,その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッションプール吸込ストレーナの圧損に影響す る評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した残留熱除去系ポンプ、 高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプに対して、有効 NPSH の個別評価 が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3-1に設計基準事故時と重大事故等時におけ る各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等時における各事象(表3-1のaからg)のうち,a及びfの事象については, 評価対象ポンプによるサプレッションプールを水源とした原子炉圧力容器への注水を 考慮しないため個別評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等時における各事象(表3-1のaからg)のうち,b,c,d,e及びgの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されない。したがって、残留熱除去系ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの評価については有効 NPSH 評価条件が設計基準事故時の条件に包絡されることから、個別評価対象外とする。

以上より,サプレッションプールを水源とするポンプは,設計基準対象施設としての 使用条件を超えて運転しないため,個別評価不要とする。

重大事故等時における各事象		S/P水源で運転 有効 NPSH 評価条件		て中国に可いた	発生異物量		
(有効性評価の事故シーケンスグループ)		するポンプ*1	(水源の圧力,温度等)	吸附形態	保温材等	化学影響生成異物	
炉心損傷がない場合	а	高圧·低圧注水機能喪失	—		無	—	—
	b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	с	全交流動力電源喪失	RHR	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	d	崩壊熱除去機能喪失	RHR	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	е	原子炉停止機能喪失	HPCF, RCIC	設計基準事故*2時に包絡	無	—	—
	f	LOCA時注水機能喪失	—		中小破断	設計基準事故未満	—
	g	格納容器バイパス	HPCF, RCIC	設計基準事故*2時に包絡	無	—	_

表3-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果(設計基準事故時を基準)

注記*1:サプレッションプールを水源として、原子炉圧力容器へ注水するポンプを示す。

*2 : 原子炉冷却材喪失事故

注:S/P:サプレッションプール,LOCA:原子炉冷却材喪失事故,RHR:残留熱除去系ポンプ,HPCF:高圧炉心注水系ポンプ,RCIC:原子炉隔離 時冷却系ポンプ 3.4.2 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した,高圧代替注水系ポンプ,復水移送 ポンプ及び可搬型代替注水系ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 評価については,吸込揚程 が最も小さくなる水源の水位が最低水位となった場合の運転を想定した最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

(1) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について,以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 水源の温度

水源の温度は、復水貯蔵槽は重大事故等時の運転温度を考慮し66℃,防火水槽は水 温が40℃を下回るため、保守的に40℃とする。

b. 水源の水位

高圧代替注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は、復水貯蔵槽の水位低警報発信水 位とする。

復水移送ポンプ運転時の水源の最低水位は,復水貯蔵槽の定検時復水移送ポンプ停 止水位とする。

可搬型代替注水系ポンプ(A-2級)運転時の最低水位は,保守的に防火水槽の設置 レベル(防火水槽下端)とする。

c. 水源の液面に作用する圧力

復水貯蔵槽及び防火水槽は大気に開放しているため,水源の液面に作用する圧力は 大気圧とする。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については,配管の径,長さ,形状及び 弁類の仕様並びに原子炉圧力容器注水時におけるポンプの最大流量により評価した値 を用いる。

3.5 評価結果

- 3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果
 - (1) 高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果
 - a. 有効 NPSH の算定結果

高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3-2に示す。また,有効 NPSH 評価の概略図を図3-1に示す。

表3-2 高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位:m)

	重大事故等時
Ha:吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3
H _s :吸込揚程	
H ₁ :ポンプ吸込配管圧損	
h _s :ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効 NPSH (H _a +H _s -H ₁ -h _s)	

b. 有効 NPSH 評価結果

高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3-3に示す。表3-3に示すとおり、 重大事故等時における高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回って おり、高圧代替注水系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3-3 高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位:m)

	以里 MDCH	有効 NPSH	
	业安 NPSH	重大事故等時	
高圧代替注水系 ポンプ			



- (2) 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果
 - a. 有効 NPSH の算定結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3-4に示す。また,有効 NPSH 評価の概 略図を図3-2に示す。

表3-4 復水移送ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位:m)

	重大事故等時
Ha: 吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3
H _s :吸込揚程	
H ₁ :ポンプ吸込配管圧損	
h _s :ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	2.7
有効 NPSH $(H_a+H_s-H_1-h_s)$	

b. 有効 NPSH 評価結果

復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3-5に示す。表3-5に示すとおり、重大 事故等時における復水移送ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、復水 移送ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3-5 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位:m)

	以 亜 NDCII	有効 NPSH
	必要 NPSH	重大事故等時
復水移送 ポンプ		



図 3-2 復水移送ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

- (3) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 評価結果
 - a. 有効 NPSH の算定結果

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 算定結果を表3-6に示す。また,有効 NPSH 評価の概略図を図3-3に示す。

表3-6 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 算定結果

(単位:m)

	重大事故等時
Ha:吸込み液面に作用する絶対圧力	10.3
H _s :吸込揚程	
H ₁ :ポンプ吸込配管圧損	
h _s :ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	0.8
有効 NPSH (Ha+Hs-H1-hs)	

b. 有効 NPSH 評価結果

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 評価結果を表3-7に示す。表3-7に 示すとおり,重大事故等時における可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH は, 必要 NPSH を上回っており,可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の運転状態において, 必要 NPSH は確保されている。

表3-7 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 評価結果

(単位:m)

	以里 MDCH	有効 NPSH	
	业安 NP5H	重大事故等時	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)			



図3-3 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の有効 NPSH 評価の概略図

屋外

14

V-1-5 計測制御系統施設の説明書

V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範 囲に関する説明書

1. 概要		1
2. 基本ス	方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.1 設計	計基準対象施設に関する計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.1.1	計測結果の記録の保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.1.2	安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止 ・・・・・・・・・・・・	1
2.2 重力	大事故等対処設備に関する計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.2.1	原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への	
	排出経路の水素濃度の計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.2.2	静的触媒式水素再結合器の動作監視及び原子炉建屋内水素濃度の計測 ・・・・・・・・・	2
2.2.3	重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定 ・・・・・・・・・・・・・・	2
3. 計測調	表置の構成 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
3.1 計測	則装置の構成 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
3.1.1	起動領域計測装置(中性子源領域計測装置,中間領域計測装置)及び	
	出力領域計測装置	5
3.1.2	原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力,温度又は	
	流量(代替注水の流量を含む。)を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
3.1.3	原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・	31
3.1.4	原子炉格納容器本体内の圧力,温度,酸素ガス濃度又は	
	水素ガス濃度を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	41
3.1.5	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は	
	貯蔵槽内の水位を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	57
3.1.6	原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	59
3.1.7	原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	61
3.1.8	原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	65
3.1.9	その他重大事故等対処設備の計測装置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	68
3.2 計測	則装置の計測結果の表示,記録及び保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	104
3.2.1	計測結果の指示又は表示 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	104
3.2.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	104
3.2.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	104
3.3 安全	全保護装置 ••••••••••••••••••••••••••••••••••••	109
3.3.1	不正アクセス行為等の被害の防止 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	110
4. 計測對	表置の計測範囲及び警報動作範囲 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	113

別添1 格納容器内水素濃度(SA)による格納容器内水素濃度の監視について

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第34条,第35条,第47条,第67条,第68条及び第73条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関 わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成,計測範囲及び警報動作範囲について説明するもの である。併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存に ついても説明するとともに,計測装置の機能を有した安全保護装置に関して,技術基準規則第 35条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の 電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず,又は使用目的に反する動作をさせる行為による 被害を防止するために必要な措置について説明する。

なお,技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としての み使用する計測装置の構成及び計測範囲,技術基準規則第35条及びその解釈に関わる安全保護 装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第47条の計測装置の警 報動作範囲に関しては,要求事項に変更がないため,今回の申請において変更は行わない。

今回は,計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保 護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成, 計測範囲について説明する。

- 2. 基本方針
- 2.1 設計基準対象施設に関する計測
 - 2.1.1 計測結果の記録の保存

技術基準規則第 34 条及びその解釈に基づき,発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並び に放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計 測結果は,原則,確実に記録計にて継続的に記録し,記録紙は取り替えて保存できる設計 又は外部記憶媒体へ保存できる設計とし,断続的な試料の分析を行う場合は,従事者が測 定結果を記録し保存できる設計とする。

2.1.2 安全保護装置への不正アクセス行為等による被害の防止

技術基準規則第 35 条及びその解釈に基づき,安全保護装置は,外部ネットワークと物 理的分離及び機能的分離,外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防 止,物理的及び電気的アクセスの制限を設けることにより,システムの据付,更新,試 験,保守等で,承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置 を講じることで,不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせ ず,又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。

- 2.2 重大事故等対処設備に関する計測
 - 2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測 技術基準規則第67条及びその解釈に基づき、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防

R

止するための設備のうち,監視設備である格納容器内酸素濃度,格納容器内水素濃度及び 格納容器内水素濃度(SA)は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度及び酸素濃度を 測定できる設計とする。また、フィルタ装置水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場 合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における水素濃度を測定で きる設計とする。これらの計測装置は、交流又は直流電源が必要な場合には、常設代替交 流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備か ら給電が可能な設計とする。

2.2.2 静的触媒式水素再結合器の動作監視及び原子炉建屋内水素濃度の計測

技術基準規則第68条及びその解釈に基づき,水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止 するための設備のうち,水素濃度制御設備の監視設備である,静的触媒式水素再結合器動 作監視装置は静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視できる設計とする。また,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のうち,監視設備である原子炉建屋水 素濃度は,原子炉建屋内に検出器を設置し,水素濃度を測定できる設計とする。これらの 計測装置は,直流電源が必要な場合には,常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備 から給電が可能な設計とする。

2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第73条及びその解釈に基づき,重大事故等が発生し,当該重大事故等に対 処するために監視することが必要なパラメータとして,原子炉圧力容器内の温度,圧力及 び水位,原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量,原子炉格納容器内の温度,圧力, 水位,水素濃度及び酸素濃度,原子炉建屋内の水素濃度並びに未臨界の維持又は監視,最 終ヒートシンクの確保の監視,格納容器バイパスの監視,水源の確保の監視に必要なパラ メータの計測装置を設ける設計とするとともに,重大事故等が発生し,計測機器(非常用 のものを含む。)の故障により,当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパ ラメータを計測することが困難となった場合において,当該パラメータを推定するために 必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、炉心損傷防止対策及 び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するた めのパラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施 設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は,設計基準事故時に想定される変 動範囲の最大値を考慮し,適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに, 重大事故等が発生し,当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉圧力 容器内の温度,圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパ ラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に,代替パラメータによる 推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

また,重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握す るための能力(最高計測可能温度等)の明確化をするとともに,パラメータの計測が困難

R

となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の温度,圧力,水位,水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要 となる炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子 炉施設の状態を把握するためのパラメータは,計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対処に必要となるパラメータは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

3. 計測装置の構成

重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示,記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1計測装置の構成」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示,記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」にとりまとめる。

また,安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止措置について「3.3 安全保護装置」に示す。

- 3.1 計測装置の構成
 - 3.1.1 起動領域計測装置(中性子源領域計測装置,中間領域計測装置)及び出力領域計測装置
 - (1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており,起 動領域中性子束の検出信号は,核分裂電離箱からのパルス信号を,前置増幅器で増幅し, 中央制御室の指示部にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後,中性子束レベル を中央制御室に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及 び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図 3-1 「起動領域モニタの概略構成図」及び図 3-2「検出器の構造図(起動領域モニタ)」参照。)



注記 *1 : 記録計

*2 : 原子炉周期(ペリオド)短原子炉スクラム 中性子束計装動作不能原子炉スクラム

*3:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-1 起動領域モニタの概略構成図

K7 ① V-1-5-1 R1



図 3-2 検出器の構造図(起動領域モニタ)

6

(2) 出力領域モニタ

出力領域モニタは,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており,出 力領域中性子束の検出信号は,核分裂電離箱からの電流信号を,中央制御室の指示部にて 中性子束レベル信号に変換する処理を行った後,中性子束レベルを中央制御室に指示し, 緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,

「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図3-3「出力領域モニタの概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図(出力領域モニタ)」参照。)





図 3-3 出力領域モニタの概略構成図

K7 ① V-1-5-1 R1



図 3-4 検出器の構造図(出力領域モニタ)

 ∞

- 3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力,温度又は流量(代替注水の 流量を含む。)を計測する装置
 - (1) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力

高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を 有しており,高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は,弾性圧力検出器からの電流信 号を,中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後,高圧炉心注水系ポン プ吐出圧力を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及 び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」 に示す。(図 3-5「高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」及び図 3-6「検出器の 構造図(高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力)」参照。)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-5 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図


図 3-6 検出器の構造図(高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力)

(2) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有 しており,残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は,弾性圧力検出器からの電流信号を, 中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後,残留熱除去系ポンプ吐出圧 力を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存す る。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。 (図 3-7「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」及び図 3-8「検出器の構造図(残

留熱除去系ポンプ吐出圧力)」参照。)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-7 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図



図 3-8 検出器の構造図(残留熱除去系ポンプ吐出圧力)

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を 有しており,残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は,熱電対からの起電力を,制御 盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由して指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,残 留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援システム伝 送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表 示,記録及び保存」に示す。(図 3-9「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」及 び図 3-10「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器入口温度)」参照。) 注記*:工学的安全施設の制御盤(ESF: Engineered Safety Features)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-9 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図



図 3-10 検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器入口温度)

(4) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を 有しており,残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は,熱電対からの起電力を,制御 盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由して指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,残 留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援システム伝 送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表 示,記録及び保存」に示す。(図 3-11「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」及 び図 3-12「検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器出口温度)」参照。) 注記*:工学的安全施設の制御盤(ESF: Engineered Safety Features)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-11 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図



(5) 復水補給水系温度(代替循環冷却)

復水補給水系温度(代替循環冷却)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水 補給水系温度(代替循環冷却)の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示 部にて温度信号に変換する処理を行った後、復水補給水系温度(代替循環冷却)を中央制 御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存に ついては、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図3-13「復水 補給水系温度(代替循環冷却)の概略構成図」及び図3-14「検出器の構造図(復水補給水 系温度(代替循環冷却))」参照。)



注記*1 :記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-13 復水補給水系温度(代替循環冷却)の概略構成図



18

図 3-14 検出器の構造図(復水補給水系温度(代替循環冷却))

(6) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有してお り,残留熱除去系系統流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号を,制御盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後,残留熱除去 系系統流量を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及 び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」 に示す。(図 3-15「残留熱除去系系統流量の概略構成図」及び図 3-16「検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)」参照。)

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



注記*1 : 緊急時対策支援システム伝送装置 *2 : 区分Ⅰ, Ⅱのみ



図 3-15 残留熱除去系系統流量の概略構成図



図 3-16 検出器の構造図 (残留熱除去系系統流量)

(7) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有 しており,原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号 を,制御盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行っ た後,原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援シス テム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結 果の表示,記録及び保存」に示す。(図 3-17「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成 図」及び図 3-18「検出器の構造図(原子炉隔離時冷却系系統流量)」参照。) 注記*:工学的安全施設の制御盤(ESF: Engineered Safety Features)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-17 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図



図 3-18 検出器の構造図(原子炉隔離時冷却系系統流量)

(8) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有して おり,高圧炉心注水系系統流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号を,制御 盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後,高 圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示する。また,緊急時対策支援システム伝送装置 にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記 録及び保存」に示す。(図 3-19「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」及び図 3-20「検 出器の構造図(高圧炉心注水系系統流量)」参照。)

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



注記*1 : 緊急時対策支援システム伝送装置 *2 : 区分Ⅱのみ



図 3-19 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図



図 3-20 検出器の構造図(高圧炉心注水系系統流量)

(9) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は,重大事故等対処設備の機能を有しており,高圧代替注水系 系統流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号を,中央制御室の演算装置を経 由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後,高圧代替注水系系統流量を中央制 御室に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存に ついては,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図3-21「高圧代 替注水系系統流量の概略構成図」及び図3-22「検出器の構造図(高圧代替注水系系統流 量)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-21 高圧代替注水系系統流量の概略構成図



26

図 3-22 検出器の構造図(高圧代替注水系系統流量)

(10) 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)

復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)は、重大事故等対処設備の機能を有してお り、復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)の検出信号は、差圧式流量検出器からの 電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行 った後、復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)を中央制御室に指示し、緊急時対策 支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装 置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-23「復水補給水系流量(RHR A 系 代替注水流量)の概略構成図」及び図 3-24「検出器の構造図(復水補給水系流量(RHR A 系



注記*1 :記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-23 復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)の概略構成図



図 3-24 検出器の構造図(復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量))

(11) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)

復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)は、重大事故等対処設備の機能を有してお り、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の検出信号は、差圧式流量検出器からの 電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行 った後、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)を中央制御室に指示し、緊急時対策 支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装 置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-25「復水補給水系流量(RHR B 系 代替注水流量)の概略構成図」及び図 3-26「検出器の構造図(復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量))」参照。)



注記*1 :記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-25 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の概略構成図



図 3-26 検出器の構造図(復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量))

- 3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
 - (1) 原子炉圧力

原子炉圧力は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており,原子炉 圧力の検出信号は,弾性圧力検出器からの電流信号を,制御盤(安全保護系盤)内の演算 装置を経由して指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後,原子炉圧力を中央制御室 に指示する。また,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保 存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図 3-27「原 子炉圧力の概略構成図」及び図 3-28「検出器の構造図(原子炉圧力)」参照。)



注記*1:区分Ⅰ, Ⅱのみ

*2 :記録計

*3:原子炉圧力高原子炉スクラム

*4 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-27 原子炉圧力の概略構成図



(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力(SA)の検 出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換す る処理を行った後、中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び 保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」 に示す。(図 3-29「原子炉圧力(SA)の概略構成図」及び図 3-30「検出器の構造図(原 子炉圧力(SA))」参照。)



注記*1 : 記録計 *2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-29 原子炉圧力(SA)の概略構成図



図 3-30 検出器の構造図(原子炉圧力(SA))

(3) 原子炉水位(広帯域)

原子炉水位(広帯域)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有してお り、原子炉水位(広帯域)の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、制御盤 (ESF 盤*)内の演算装置を経由して指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原 子炉水位(広帯域)を中央制御室に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置に て記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録 及び保存」に示す。(図 3-31「原子炉水位(広帯域)の概略構成図」及び図 3-32「検 出器の構造図(原子炉水位(広帯域))」参照。)

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



注記*1 : 区分 I のみ

*2 :記録計

- *3:主蒸気隔離弁閉(区分IIのみ)(原子炉水位低(レベル1.5)) その他の原子炉格納容器隔離弁閉(原子炉水位低(レベル3,2)) 原子炉隔離時冷却系起動(区分I,IIのみ)(原子炉水位低(レベル1.5)) 高圧炉心注水系起動(区分IIのみ)(原子炉水位低(レベル1.5)) 残留熱除去系(低圧注水系)起動(原子炉水位低(レベル1)) 自動減圧系作動(ドライウェル圧力高と原子炉水位低(レベル1)の同時信号)
- *4 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-31 原子炉水位(広帯域)の概略構成図



図 3-32 検出器の構造図(原子炉水位(広帯域))

(4) 原子炉水位(燃料域)

原子炉水位(燃料域)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有してお り、原子炉水位(燃料域)の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御 室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位(燃料域)を中央制御室 に指示する。また、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保 存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図3-33 「原子炉水位(燃料域)の概略構成図」及び図3-34「検出器の構造図(原子炉水位(燃 料域))」参照。)







図 3-33 原子炉水位(燃料域)の概略構成図



図 3-34 検出器の構造図(原子炉水位(燃料域))

(5) 原子炉水位 (SA)

原子炉水位(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位(SA)の検 出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換 する処理を行った後、原子炉水位(SA)を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の 表示、記録及び保存」に示す。(図 3-35「原子炉水位(SA)の概略構成図」及び図 3-36 「検出器の構造図(原子炉水位(SA))」参照。)



注記*1 : 記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-35 原子炉水位 (SA) の概略構成図



40

図 3-36 検出器の構造図(原子炉水位(SA))

- 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力,温度,酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
 - (1) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力(D/W)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (D/W)の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力 信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力(D/W)を中央制御室に指示し、緊急時 対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計 測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-37「格納容器内圧力(D/W) の概略構成図」及び図 3-38「検出器の構造図(格納容器内圧力(D/W))」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-37 格納容器内圧力 (D/W)の概略構成図



図 3-38 検出器の構造図(格納容器内圧力(D/W))

(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力(S/C)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C)の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力 信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力(S/C)を中央制御室に指示し、緊急時 対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計 測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図3-39「格納容器内圧力(S/C) の概略構成図」及び図3-40「検出器の構造図(格納容器内圧力(S/C))」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-39 格納容器内圧力 (S/C)の概略構成図



44

図 3-40 検出器の構造図(格納容器内圧力(S/C))

(3) ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウェル雰 囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換 する処理を行った後、ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援シ ステム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測 結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-41「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」 及び図 3-42「検出器の構造図(ドライウェル雰囲気温度)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置

設計基準対象施設
重大事故等対処設備
設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図 3-41 ドライウェル雰囲気温度の概略構成図


図 3-42 検出器の構造図 (ドライウェル雰囲気温度)

(4) サプレッションチェンバ気体温度

サプレッションチェンバ気体温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレ ッションチェンバ気体温度の検出信号は、熱電対から起電力を、中央制御室の指示部にて 温度信号に変換する処理を行った後、サプレッションチェンバ気体温度を中央制御室に指 示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、 「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-43「サプレッション チェンバ気体温度の概略構成図」及び図 3-44「検出器の構造図(サプレッションチェン バ気体温度)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-43 サプレッションチェンバ気体温度の概略構成図



図 3-44 検出器の構造図(サプレッションチェンバ気体温度)

(5) サプレッションチェンバプール水温度

サプレッションチェンバプール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サ プレッションチェンバプール水温度の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を、中央制御室の 指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、サプレッションチェンバプール水温度を 中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び 保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-45 「サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図」及び図 3-46「検出器の構造図(サ プレッションチェンバプール水温度)」参照。)







図 3-45 サプレッションチェンバプール水温度の概略構成図



図 3-46 検出器の構造図(サプレッションチェンバプール水温度)

(6) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有してお り、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増 幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容 器内酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存 する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示 す。(図 3-47「格納容器内酸素濃度の概略構成図」及び図 3-48「検出器の構造図(格 納容器内酸素濃度)」参照。)

交流電源が必要な場合,常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。電源供給についてV-5「図面」のうち「第1-4-5 図 計測制御単線結線図」に示す。



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-47 格納容器内酸素濃度の概略構成図



(7) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、 格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で 増幅し、中央制御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水 素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。 記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-49「格納容器内水素濃度の概略構成図」及び図 3-50「検出器の構造図(格納容器内水 素濃度)」参照。)

交流電源が必要な場合,常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能である。電源供給についてV-5「図面」のうち「第1-4-5 図 計測制御単線結線図」に示す。



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-49 格納容器内水素濃度の概略構成図



図 3-50 検出器の構造図(格納容器内水素濃度)

(8) 格納容器内水素濃度(SA)

格納容器内水素濃度(SA)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水 素濃度(SA)の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を、中央制御室の演 算装置を経由して指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃 度(SA)を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。 記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-51「格納容器内水素濃度(SA)の概略構成図」及び図 3-52「検出器の構造図(格納容 器内水素濃度(SA))」参照。)

直流電源が必要な場合,常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型 直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給に ついて「第 1-4-3 図 直流全体単線結線図(その 1)」に示す。

格納容器内水素濃度(SA)の機能・構造と耐環境性等について別添「格納容器内水素濃度(SA)による格納容器内水素濃度の監視について」に示す。



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-51 格納容器内水素濃度(SA)の概略構成図



図 3-52 検出器の構造図(格納容器内水素濃度(SA))

- 3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する 装置
 - (1) 復水貯蔵槽水位(SA)

復水貯蔵槽水位(SA)は,重大事故等対処設備の機能を有しており,復水貯蔵槽水位(SA) の検出信号は,差圧式水位検出器からの電流信号を,中央制御室の指示部にて水位信号へ 変換する処理を行った後,復水貯蔵槽水位(SA)を中央制御室に指示し,緊急時対策支援 システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計 測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図3-53「復水貯蔵槽水位(SA)の概略構成図」 及び図3-54「検出器の構造図(復水貯蔵槽水位(SA))」参照。)



注記*1 :記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-53 復水貯蔵槽水位(SA)の概略構成図



図 3-54 検出器の構造図(復水貯蔵槽水位(SA))

- 3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
 - (1) 残留熱除去系系統流量
 3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力,温度又は流量(代替 注水の流量を含む。)を計測する装置」の(6)に同じ。
 - (2) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)

3.1.2「原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力,温度又は流量(代替 注水の流量を含む。)を計測する装置」の(11)に同じ。

(3) 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)

復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)は、重大事故等対処設備の機能を有してお り、復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の検出信号は、差圧式流量検出器からの 電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行っ た後、復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)を中央制御室に指示し、緊急時対策支 援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の 計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-55「復水補給水系流量(格納容器下部 注水流量)の概略構成図」及び図 3-56「検出器の構造図(復水補給水系流量(格納容器 下部注水流量))」参照。)



図 3-55 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の概略構成図



図 3-56 検出器の構造図(復水補給水系流量(格納容器下部注水流量))

- 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
 - (1) サプレッションチェンバプール水位

サプレッションチェンバプール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプ レッションチェンバプール水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央 制御室の演算装置を経由して指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッシ ョンチェンバプール水位を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記 録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び 保存」に示す。(図3-57「サプレッションチェンバプール水位の概略構成図」及び図3-58「検出器の構造図(サプレッションチェンバプール水位)」参照。)



*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-57 サプレッションチェンバプール水位の概略構成図



図 3-58 検出器の構造図 (サプレッションチェンバプール水位)

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は,重大事故等対処設備の機能を有しており,格納容器下部水位の検 出信号は,電極式水位検出器からの水位状態(ON-OFF 信号)を,中央制御室に指示し, 緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図 3-59「格納容器下部水位の概 略構成図」及び図 3-60「検出器の構造図(格納容器下部水位)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-59 格納容器下部水位の概略構成図



図 3-60 検出器の構造図(格納容器下部水位)

- 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
 - (1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度 の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、中央制御室の指示部にて水素濃度 信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策 支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置 の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-61,62「原子炉建屋水素濃度の概略構 成図」及び図 3-63「検出器の構造図(原子炉建屋水素濃度)」参照。)

直流電源が必要な場合,常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型 直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給に ついて V-5「図面」のうち「第1-4-3 図 直流全体単線結線図(その1)」に示す。



図 3-61 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



図 3-62 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



図 3-63 検出器の構造図 (原子炉建屋水素濃度)

- 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置
 - (1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理 を行った後、原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装 置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表 示、記録及び保存」に示す。(図3-64「原子炉圧力容器温度の概略構成図」、図3-65 「検出器の構造図(原子炉圧力容器温度)」及び図3-89「検出器の取付箇所を明示した 図面(原子炉建屋地下1階)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-64 原子炉圧力容器温度の概略構成図



(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検 出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由し、指示部 にて水位信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、緊急 時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計 測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-66「フィルタ装置水位の概略 構成図」、図 3-67「検出器の構造図(フィルタ装置水位)」及び図 3-96「検出器の取付 箇所を明示した図面(屋外)」参照。)



注記*1:記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-66 フィルタ装置水位の概略構成図



図 3-67 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検 出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換 する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム 伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果 の表示、記録及び保存」に示す。(図3-68「フィルタ装置水位の概略構成図」、図3-69「検出器の構造図(フィルタ装置水位)」及び図3-96「検出器の取付箇所を明示した 図面(屋外)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-68 フィルタ装置水位の概略構成図



図 3-69 検出器の構造図 (フィルタ装置水位)

(3) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口 圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号 へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策支 援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の 計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図3-70「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」、 図3-71「検出器の構造図(フィルタ装置入口圧力)」及び図3-91「検出器の取付箇所を 明示した図面(原子炉建屋地上中3階)」参照。)



図 3-70 フィルタ装置入口圧力の概略構成図



図 3-71 検出器の構造図 (フィルタ装置入口圧力)

(4) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素 濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器にて増幅し、中央制 御室の指示部にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央 制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存 については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-72「フ ィルタ装置水素濃度の概略構成図」、図 3-73「検出器の構造図(フィルタ装置水素濃 度)」及び図 3-90「検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上3階)」参照。)

交流電源が必要な場合,常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型交流電源設備である電源車及び AM 用 125V 充電器から給電が可能である。電源供給について V-5「図面」のうち「第 1-4-1 図 交流全体単線結線図(その 1)」,「第 1-4-2 図 交流全体単線結線図(その 2)」に示す。



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図3-72 フィルタ装置水素濃度の概略構成図



図 3-73 検出器の構造図 (フィルタ装置水素濃度)

(5) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ 装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の 指示部にて差圧信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制 御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存に ついては、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図3-74「フィル タ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」、図3-75「検出器の構造図(フィルタ装置金属フ ィルタ差圧)」及び図3-96「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-74 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図



図 3-75 検出器の構造図 (フィルタ装置金属フィルタ差圧)

(6) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて pH 信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。(図 3-76「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」、図 3-77「検出器の構造図(フィルタ装置スクラバ水 pH)」及び図 3-96「検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)」参照。)





図 3-76 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図



図 3-77 検出器の構造図 (フィルタ装置スクラバ水 pH)
(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有 しており,原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号 を,制御盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由し,中央制御室の指示部にて流量信号へ変換す る処理を行った後,原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示する。また,緊急時 対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計測 装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図3-78「原子炉補機冷却水系系統流量 の概略構成図」,図3-79「検出器の構造図(原子炉補機冷却水系系統流量)」,図3-93 「検出器の取付箇所を明示した図面(タービン建屋地下2階)」及び図3-94「検出器の 取付箇所を明示した図面(タービン建屋地下2階)」参照。)

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-78 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図



図 3-79 検出器の構造図(原子炉補機冷却水系系統流量)

(8) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の 機能を有しており,残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の検出信号は,差圧式流量検出 器からの電流信号を,制御盤(ESF 盤*)内の演算装置を経由し,中央制御室の指示部にて 流量信号へ変換する処理を行った後,残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室 に指示する。また,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保 存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図 3-80「残 留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」,図 3-81「検出器の構造図(残留熱 除去系熱交換器入口冷却水流量)」及び図 3-88「検出器の取付箇所を明示した図面(原 子炉建屋地下3階)」参照。)

注記*:工学的安全施設の制御盤 (ESF: Engineered Safety Features)



注記*:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-80 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図



図 3-81 検出器の構造図(残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)

(9) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は,重大事故等対処設備の機能を有しており,復水移送ポンプ 吐出圧力の検出信号は,弾性圧力検出器からの電流信号を,中央制御室の指示部にて圧力 信号へ変換する処理を行った後,復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し,緊急時 対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については,「3.2 計 測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。(図3-82「復水移送ポンプ吐出圧力 の概略構成図」,図3-83「検出器の構造図(復水移送ポンプ吐出圧力)」及び図3-95 「検出器の取付箇所を明示した図面(廃棄物処理建屋地下3階)」参照。)



注記*1 :記録計

*2:緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-82 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図



図 3-83 検出器の構造図(復水移送ポンプ吐出圧力)

(10) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は,重大事故等対処設備の機能を有しており, 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は,熱電対からの起電力を,中央制御 室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後,静的触媒式水素再結合器動作監視 装置を中央制御室に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。 記録及び保存については,「3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。 (図 3-84「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」,図 3-85「検出器の 構造図(静的触媒式水素再結合器動作監視装置)」及び図 3-92「検出器の取付箇所を 明示した図面(原子炉建屋地上4階)」参照。)

直流電源が必要な場合,常設代替直流電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及び AM 用直流 125V 充電器から給電が可能である。電源供給についてV-5「図面」のうち「第1-4-3 図 直流全体単線結線図(その1)」に示す。



注記*1 :記録計

*2 : 緊急時対策支援システム伝送装置



図 3-84 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図



図 3-85 検出器の構造図(静的触媒式水素再結合器動作監視装置)

(11) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功 させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設 備について、温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視す るとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算 表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、要員が記録用紙に記録 し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び 保存」に示す。可搬型計測器は、1セット24個(必要数23個(予備1個)) (7号機に 保管)を中央制御室に保管し、予備1セット24個(6,7号機共用、5号機に保管)を5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に保管する。(図3-86「可搬 型計測器の概略構成図」,図3-87「検出器の構造図(可搬型計測器)」、図3-97「可搬 型計測器の保管場所を明示した図面(6,7号機コントロール建屋地上2階)」、図3-98 「可搬型計測器(6,7号機共用)(予備)の保管場所を明示した図面(5号機原子炉建屋 地上3階)」、表 3-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び表 4-2「可搬型計測器 の計測範囲」参照。)



図 3-86 可搬型計測器の概略構成図



監視パラメータ					
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	格納容器内圧力(S/C)				
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ドライウェル雰囲気温度				
残留熱除去系熱交換器入口温度	サプレッションチェンバ気体温度				
残留熱除去系熱交換器出口温度	サプレッションチェンバプール水温度				
復水補給水系温度(代替循環冷却)	復水貯蔵槽水位 (SA)				
残留熱除去系系統流量	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)				
原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッションチェンバプール水位				
高圧炉心注水系系統流量	格納容器下部水位				
高圧代替注水系系統流量	原子炉圧力容器温度				
復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	フィルタ装置水位				
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	フィルタ装置入口圧力				
原子炉圧力	フィルタ装置金属フィルタ差圧				
原子炉圧力(SA)	原子炉補機冷却水系系統流量				
原子炉水位(広帯域)	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量				
原子炉水位(燃料域)	復水移送ポンプ吐出圧力				
原子炉水位(SA)	静的触媒式水素再結合器動作監視装置				
格納容器内圧力(D/W)					

表 3-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ



図 3-88 検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地下3階)



図 3-89 検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地下1階)



図 3-90 検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上3階)



図 3-91 検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上中3階)



図 3-92 検出器の取付箇所を明示した図面(原子炉建屋地上4階)



図 3-93 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下2階)



図 3-94 検出器の取付箇所を明示した図面 (タービン建屋地下1階)



図 3-95 検出器の取付箇所を明示した図面(廃棄物処理建屋地下3階)



図 3-96 検出器の取付箇所を明示した図面(屋外)



図 3-97 可搬型計測器の保管場所を明示した図面(6,7号機コントロール建屋地上2階)



図 3-98 可搬型計測器(6,7号機共用)(予備)の保管場所を明示した図面(5号機原子炉建屋地上3階)

- 3.2 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存
 - 3.2.1 計測結果の指示又は表示

「3.1 計測装置の構成」に示したパラメータは中央制御室に指示又は表示するとともに、 緊急時対策支援システム伝送装置に記録,保存できる設計とする。

計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所を表 3-2「計測装置の計測結果の 指示又は表示場所及び記録場所」に示す。

3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に,原則,確 実に記録計にて継続的に記録し,記録紙は取り替えて保存できる設計又は外部記憶媒体へ 保存できる設計とする。制御棒の位置,原子炉圧力容器の水位(原子炉水位(停止域)), 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度(主蒸気圧力,給水圧力,主蒸気温 度,給水温度)の計測結果は中央制御室のプロセス計算機から記録を帳票として出力し保 存できる設計とするとともに,原子炉冷却材の不純物の濃度については,断続的な試料の 分析を行い,従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表 3-3「記録を保存する計測項目と計測装置等」 に示す。

3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは,緊急時対策支援システム伝送装置に電磁 的に記録,保存し,電源喪失により失われないとともに,帳票として出力できる設計とす る。また,プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分,記録の保存容量 は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう,14日以上保存でき る設計とする。

計測装置【既設/新設】	指示又は	記録場所	
	表示場所		
起動領域モニタ 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
出力領域モニタ 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
残留熱除去系熱交換器入口温度*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
残留熱除去系熱交換器出口温度*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
復水補給水系温度(代替循環冷却)* ² 【新設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
残留熱除去系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
原子炉隔離時冷却系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
高圧炉心注水系系統流量*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
高圧代替注水系系統流量*2 【新設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
原子炉圧力* ² 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所(1/3)

111111日 [[[]] (二) (二) []	指示又は	記録場所	
司 侧 表 匣 【 巩 政 / 利 政 】	表示場所		
原子炉圧力(SA) ^{*2} 【新設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
原子炉水位(広帯域)*2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
原子炉水位(燃料域)*2 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
原子炉水位(SA)* ² 【新設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
格納容器内圧力(D/W)*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
格納容器内圧力(S/C) ^{*2} 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
ドライウェル雰囲気温度*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
サプレッションチェンバ気体温度*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
サプレッションチェンバプール水温度*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
格納容器內酸素濃度 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
格納容器内水素濃度 【既設】	中央制御室*1	中央制御室(記録計) 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
格納容器内水素濃度(SA) 【新設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
復水貯蔵槽水位(SA)*2 【新設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	
復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)*2 【既設】	中央制御室*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)(緊急時対策支援シ ステム伝送装置)	

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所(2/3)

	指示又は		
計測装直【防設/ 新設】	表示場所	記嫁場所	
サプレッションチェンバプール水位*2		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【既設】	甲央制御室*1	東本部・局気密室)(緊急時対東文援シ ステム伝送装置)	
格納容器下部水位*2	中中制御堂*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 等大型, 京与密索)(緊急時対策支援)	
【新設】	中央前仰至一	東本部・高丸密至)(索急時対東又援ン ステム伝送装置)	
原子炉建屋水素濃度	-+	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	甲央制御室**	東本部・尚気密至)(紫急時対東文援ン ステム伝送装置)	
原子炉圧力容器温度*2		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【既設】	中央制御室"	東本部・尚気密至)(紫急時対東文援ン ステム伝送装置)	
フィルタ装置水位*2	古中世纪99年1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	中央制御室"	東本部・尚気密至)(紫急時対東文援ン ステム伝送装置)	
フィルタ装置入口圧力*2		5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	甲央制御室**	東本部・局気密室)(緊急時対東文援シ ステム伝送装置)	
フィルタ装置水素濃度	古中世纪99年1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	中央前仰至一	東本部・高丸密至)(索急時対東又援ン ステム伝送装置)	
フィルタ装置金属フィルタ差圧*2	古 由 出版[[二] *]	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	中央制御室	東本部・高丸密至)(索急時対東又援ン ステム伝送装置)	
フィルタ装置スクラバ水 pH	古由此的合*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	中央制御室"	東本部・尚気密至)(紫急時対東文援ン ステム伝送装置)	
原子炉補機冷却水系系統流量*2	中中年(2011年11)	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【既設】	中央前仰至一	東本部・高丸密至)(索急時対東又援ン ステム伝送装置)	
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*2	中中制御亭*]	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 等大型, 京年密室)(緊急時対策支援)	
【既設】	中央制御室	東本部・高丸密至)(索急時対東又援ン ステム伝送装置)	
復水移送ポンプ吐出圧力*2	由由出知(字*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	甲犬刑仰至**	□ 東平市・向风留主○ (緊急時対東文援ン ステム伝送装置)	
静的触媒式水素再結合器動作監視裝置*2	由由出知(字*1	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対	
【新設】	甲犬刑仰至**	ホペー・「市気電主」(第三時対東文援ン ステム伝送装置)	

表 3-2 計測装置の計測結果の指示又は表示場所及び記録場所(3/3)

注記*1:中央制御室待避室も含む。

^{*2:}重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には,可搬型計測器を接続し, 計測結果を要員が記録用紙に記録し,保存する。

計測項目	計測装置等			
	起動領域モニタ			
炉心における中性ナ東密度	出力領域モニタ			
制御棒の位置	制御棒位置監視装置			
百子伝染却なの不純物の濃度	原子炉水導電率			
尿丁炉 而如何 07个 胞初 07 履度	化学分析装置			
	主蒸気圧力			
	給水圧力			
原子炉冷却材の原子炉圧力容器の入口及び出	主蒸気温度			
口における圧力,温度及び流量	給水温度			
	主蒸気流量			
	給水流量			
	原子炉水位 (狭帯域)			
国子仮国力宏界内の水位	原子炉水位 (停止域)			
尿于炉压刀谷奋的切水位	原子炉水位(広帯域)			
	原子炉水位 (燃料域)			
	格納容器圧力			
原子炉格納容器内の圧力,温度,可燃性ガスの	格納容器温度			
濃度	格納容器内酸素濃度			
	格納容器内水素濃度			

表 3-3 記録を保存する計測項目と計測装置等

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に係るその他の計測項目については, V-1-7-1「放射 線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」の「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示, 記録及び保存」及びV-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説 明書」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示, 記録及び保存」 に示す。 3.3 安全保護装置

安全保護装置の機能を実現する計測制御設備は、4 区分構成の検出器、多重伝送装置、安全 保護系盤等で構成し、このうち、安全保護系盤には、マイクロプロセッサを用いたディジタル 制御装置を適用した設計とする。安全保護系盤は、プロセス信号(検出器からの信号)を処理、 監視するとともに、設定値との比較を行い、原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動に係 る信号を発信する設備である。(図 3-99「安全保護系盤構成図(例:原子炉非常停止信号)」参 照。)

また,安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はディジタル信号(接点信号を含む)であり,外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

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



図3-99 安全保護系盤構成図(例:原子炉非常停止信号)

3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークか らの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電気的アクセスの制限を設ける ことにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウ イルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子 計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為によ る被害を防止できる設計とする。

(1) 外部ネットワークと物理的な分離

安全保護装置は,盤に対する施錠及び保守ツール接続部に対する施錠によりハードウェ アを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。

安全保護装置は,盤に対する施錠及び保守ツール接続部に対する施錠によりハードウェ アを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。

(2) 外部ネットワークと機能的な分離

安全保護系の信号は、安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援シス テム伝送装置→防護装置を介して伝送しており、この信号の流れにおいて、安全保護系か らは発信されるのみであり、外部への信号の流れを送信のみに制限することにより外部ネ ットワークと機能的に分離する設計とする。(「図 3-100 外部ネットワークと物理的又は 機能的な分離概略図」参照。)

(3) コンピュータウイルスが動作しない環境

安全保護装置は,計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイ ルスが動作しない環境となる設計とする。

(4) 物理的及び電気的アクセスの制限

人的侵入や不正行為が発生しないように,発電所への入域の出入管理,盤の施錠等によ る物理的アクセスを制限する設計とするとともに,安全保護系制御装置の保守ツールを施 錠管理された場所に保管するとともに,保守ツールのパスワード管理により電気的アクセ スを制限する設計とする。

(5) システムの導入段階,更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策 安全保護装置は、「安全保護系へのディジタル計算機の適用に関する規程(JEAC46 20-2008)」及び「ディジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針(JEAG 4609-2008)」に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確 認(コンピュータウイルスの混入防止含む。)がなされたソフトウェアを使用する設計とす る。(図 3-101「ディジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流 れ」、表 3-4「各検証項目における検証内容」参照。) (6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止 外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離,コンピュータウイルスが動作しな い環境,物理的及び電気的アクセスの制限,システムの導入段階,更新段階または試験段 階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワ ークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。



図 3-100 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図



図 3-101 ディジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ

検証項目	検証内容
+☆ 言丁 1	ディジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様
使起 1	に反映されていることを検証する。
検討の	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様
快证乙	に反映されていることを検証する。
検試り	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されている
仮証る	ことを検証する。
検討 4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検
仮証 4	証する。
検討ち	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計
仮証 5	要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
ゴンリートトークラフ	ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが, ディジタ
女ヨゴ土唯祕	ル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

表 3-4 各検証項目における検証内容

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考えについて以下に 示し、表 4-1「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。 また、重大事故等が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測 定範囲を表 4-2「可搬型計測器の計測範囲」に示す。

重大事故等対処設備については,重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測(パ ラメータの推定を含む)する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから 警報装置を設けない設計とする。

【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】

計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御 及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。 制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とする ことや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。

また,炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施 設の状態を把握するためのパラメータの計測装置の計測範囲は,設計基準事故時に想定される変 動範囲の最大値を考慮し,適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。

このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータ においては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラン ト状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、当該パラメータの用途に応じ適 切に設定する。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計 測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定 方法については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健 全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。

重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力 (最高計測可能温度等)を明確化するとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測 範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定の対応手段等、複数のパラメータの中から確か らしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵守できるよう手順として定 めて管理する。

						-
プラントの状態*1と予想変動範囲						
			設計基準事故時*1	重大事故等時*1		
	通常運転時*1	(連転時の異常 な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	計側範囲の 設定に 戻りる 考え力	
起動領域 モニタ	$10^{-1} \sim 10^{6} \text{s}^{-1}$ (1. 0×10 ³ ~1. 0× 10 ⁹ cm ⁻² · s ⁻¹)	約 100~10 ⁴ s ⁻¹ 前後	定格出力の約 10 倍	$10^{-1} \sim 10^{6} \text{s}^{-1}$ (1. 0×10 ³ ~1. 0 ×10 ⁹ cm ⁻² • s ⁻¹)		原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約100~10 ⁴ s ⁻¹ 前後)を測定できる範 囲として10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確 認のためのパラメータとして用いる。 停止時の変動範囲は計測範囲に包絡さ れている。起動領域モニタ(中性子源 領域)が測定できる範囲を超えた場合 は、起動領域モニタ(中間領域)、平均 出力領域モニタによって監視可能。
	$0 \sim 40\% \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \ \$	$10^{8} \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$				原子炉の起動時から定格出力運転時の 中性子束を測定できる範囲として,中 性子源領域とのオーバーラップを考慮 して 1.0×10 ⁸ ~2.0×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹ に設 定している。

表 4-1 計測装置の計測範囲(1/10)

	-		 フラントの状態¹ 設計基準事故時^{*1} 		<i>*</i> /	
名称計測範囲	通常運転時*1	 (運転時の異常 な過渡変化時を 含む) 	炉心損傷前	炉心損傷後	計測範囲の設定に関する考え方	
出力領域 モニタ	$0 \sim 125\%$ (1. 2×10 ¹² ~ 2. 8×10 ¹⁴ cm ⁻² · s ⁻¹) *2	0~100%	定格出力の約 10 倍	定格出力の約 3 倍		原子炉の起動時から定格出力運転時,運 転時の異常な過渡変化時並びに設計基準 事故時の中性子束を測定できる範囲とし て0~125%に設定している。 なお,設計基準事故及び重大事故等時, 一時的に計測範囲を超えるが,負の反応 度フィードバック効果により短期間であ り,かつ出力上昇及び下降は急峻である ため,現状の計測範囲でも運転監視上影 響はない。また,重大事故等時において も再循環ポンプトリップ等により中性子 束は低下するため,現状の計測範囲でも 対応が可能である。「中間領域中性子 束」「中性子源領域中性子束」と相まっ て重大事故等時における中性子束の変動 範囲を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲(2/10)

			プラントの状態*1と言	予想変動範囲		
			設計基準事故時*1	重大事	 故等時*1	
名 称	計測範囲	活台:雷起哇 *1	(運転時の異常			計測範囲の設定に関する考え方
		旭市 建铅时	な過渡変化時を	炉心損傷前	炉心損傷後	
			含む)			
						重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう
高圧炉心注水系	$0 \sim 12 M P_{0}$	$0 \sim 11$ SMPs	最大值:	最大值:		に、高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心
ポンプ吐出圧力	0 ° 12141 a	0°-11. OMI a	11.8MPa	11.8MPa		注水系系統の最高使用圧力(約 11.8MPa)を監視
						可能。
建灳埶陉土玄						重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう
が国際原ム示	$0\sim$ 3.5MPa	$0\sim$ 3.5MPa	取八恒· 3 5MPa	取八恒· 3 5MPa	—	に,残留熱除去系の運転時における,残留熱除去
			5. 0mi a	5. 5Mi a		系系統の最高使用圧力(約 3.5MPa)を監視可能。
建叼埶险土玄						重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう
20日201000000000000000000000000000000000	0∼300°C	182℃以下	取八恒. 182℃	取八恒・	—	に,残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温
然又按碚八口區反			102 C	162 C		度(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
建叼埶险土玄						重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう
》及田杰际 五 示	0∼300°C	182℃以下	取八直・	取八直.		に,残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温
然又1英硆山口值及			102 C	162 C		度(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度	$0 \sim 200^{\circ}$				最大值:	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使
(代替循環冷却)	0.2000				85°C	用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲(3/10)

表 4-1	計測装置の計測範囲	(4/10)

		プラントの状態*1と予想変動範囲				
			設計基準事故時*1	重大事故	汝等時*1	
名称	計測範囲	通常運転時*1	(運転時の異常 な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	計測範囲の設定に関する考え方
残留熱除去系 系統流量	$0\sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$	$0\sim 954 { m m}^3/{ m h}$	$0\sim 954$ m $^3/h$	$0\sim 954$ m³/h	_	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に,残留熱除去系ポンプの最大注水量 (954m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系 系統流量	$0\sim 300 \text{m}^3/\text{h}$	$0\sim 182 \mathrm{m}^3/\mathrm{h}$	$0\sim 182 \mathrm{m}^3/\mathrm{h}$	$0\sim 182 { m m}^3/{ m h}$		重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に,原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	$0\sim 1000 \text{m}^3/\text{h}$	$0\sim727 \mathrm{m}^3/\mathrm{h}$	$0\sim 727 m^3/h$	$0\sim 727 m^3/h$		重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に,高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0~300m ³ /h		_	$0\sim 182 { m m}^3/{ m h}$	_	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に,高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水 流量)	$0\sim\!150{ m m}^3/{ m h}$			$0\sim 90 m^3/h$	0~90m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に,低圧代替注水系(RHR A 系ライン)における 最大注水量(90m ³ /h)に余裕を見込んだ設定と する。
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	0∼350m³/h			0~300m ³ /h	0~140m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に,低圧代替注水系(RHR B系ライン)における 最大注水量(300m ³ /h)に余裕を見込んだ設定と する。
名称	計測範囲		設計基準事故時*1	重大事故	等時*1	計測範囲の設定に関する考え方
------------------	--------------------------------	------------------------	----------------------------------	--	-------------------------	--
		· 通吊運転時*1	(運転時の異常な過 渡変化時を含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0~10MPa	7.07MPa	最大值: 8.48MPa	最大值: 8.92MPa (ATWS) * ³	最大值: 約7.8MPa	重大事故等時における原子炉圧力 容器最高圧力(8.92MPa)を包絡 するように,原子炉圧力(0~
原子炉圧力 (SA)	0∼11MPa	7.07MPa	最大值: 8.48MPa	最大値: 8.92MPa (ATWS) *3	最大值: 約 7.8MPa	10MPa)を設定する。 なお,主蒸気逃がし安全弁の手動 操作により変動する範囲について も計測範囲に包絡されており,監 視可能である。 また,原子炉圧力(SA)にて原子 炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa)の1.2倍(10.34MPa) を監視可能である。
原子炉水位 (広帯域)	$-3200{\sim}3500$ mm *4	1179 mm^{*4}	$-6872{\sim}1650{ m mm}^{*4}$			
原子炉水位 (燃料域)	$-4000{\sim}1300{\rm mm}^{*5}$	4372 mm^{*5}	$-3680{\sim}4843~{ m mm}^{*5,6}$	$-7742 \sim 1650$ mm *4	1179mm ^{*4} 以下	炉心の冷却状況を把握する上で, 原子炉水位制御範囲(レベル3~
原子炉水位	$-3200{\sim}3500 { m mm}^{*4}$	1170*4	6979 - 1650mm* ⁴	$-4550 \sim 4843$ mm *5	4372mm⁵以下	8) 及び有効燃料棒底部まで監視 可能である。
(SA)	$-8000{\sim}3500$ mm *4	1179 mm ⁻	$-6872 \sim 1650$ mm $^{\circ}$			
格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	5. 2kPa	最大值: 246kPa	最大值: 310kPa	620kPa 未満	重大事故等時のパラメータ変動を 包絡するように,格納容器内圧力
格納容器内圧力 (S/C)	0∼980.7kPa[abs]	5. 2kPa	最大值: 177kPa	最大值: 310kPa	最大值: 550kPa	(2Pd:620kPa)に余裕を見込ん だ設定とする。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (5/10)

			プラントの状態*1	と予想変動範囲		
			設計基準事故時*1	重大事故	女 等時*1	
名称	計測範囲	通常運転時*1	(運転時の異常 な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	計測範囲の設定に関する考え方
ドライウェル 雰囲気温度	0∼300℃	57℃以下	最大値 : 138℃	最大値 : 140℃	最大値 : 207℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡 するように,格納容器内温度 (207℃)に余裕を見込んだ設定とす る。また,原子炉格納容器の限界温度 (200℃)を監視可能である。
サプレッショ ンチェンバ気 体温度	0∼300℃	57℃以下	最大値 : 138℃	最大値 : 146℃	最大値 : 169℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡 するように、サプレッションチェンバ 気体温度(約169℃)に余裕を見込ん だ設定とする。また、原子炉格納容器 の限界温度(200℃)を監視可能であ る。
サプレッショ ンチェンバプ ール水温度	0∼200°C	35℃以下	最大値 : 97℃	最大値 : 139℃	最大値 : 158℃	通常運転時~設計基準事故時のパラメ ータ変動を包絡するように、サプレッ ションチェンバプール水温度(約 158℃)に余裕を見込んだ設定とす る。また、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd:620kPa)におけるサプレッシ ョンチェンバプール水の飽和温度(約 166℃)を監視可能である。
格納容器内 酸素濃度	0~10vo1%/ 0~30vo1%	3.5vo1%以下	4.9vo1%以下	3.5vo1%以下	3.9vo1%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸 素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~4.9vol%)を監視可能である。
格納容器内 水素濃度	0~20vo1%/ 0~100vo1%	0vo1%	0∼6.2vo1%	0vo1%	0∼38vo1%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水 素濃度が変動する可能性のある範囲(0 ~38vol%)を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲(6/10)

			プラントの状能*1	レ予想変動範囲		
to the			設計基準事故時*1	重大事	故等時*1	- 1. 御然国の記点に開たて来る十
名	計 (則車回田) 	通常運転時*1	(連転時の異常 な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内 水素濃度 (SA)	0~100vo1%	0vol%	0∼6.2vo1%	0vol%	0∼38vo1%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水 素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~38vo1%)を監視可能である。
復水貯蔵槽水位 (SA)	$0\sim\!17{ m m}$	_	0∼15.7m	$0{\sim}15.~7{\rm m}$	$0\!\sim\!15.7{ m m}$	重大事故等時において,復水貯蔵槽の 底部からオーバーフローレベル(0~ 15.7m)を監視可能である。
復水補給水系流 量 (格納容器下部 注水流量)	$0\sim 100 { m m}^3/{ m h}$	_	_	_	$0\sim 90 \text{m}^3/\text{h}$	重大事故等時のパラメータ変動を包絡 するように,格納容器下部注水系の最 大注水量(90m ³ /h)に余裕を見込んだ 設定とする。
サプレッション チェンバプール 水位	$-6 \sim 11 \text{m}$ (T. M. S. L. $-7150 \sim +9850 \text{mm}$) *7	Om (T. M. S. L. — 1150mm) *7	−2.59~0m (T.M.S.L. − 3740~− 1150mm) *7	0∼5.77m (T. M. S. L. − 1150∼+ 4665mm) *7	0~9.1m (T. M. S. L. − 1150~+ 7950mm) *7	ウェットウェルベント操作可否判断 (ベントライン高さ-1m:9.1m)を把 握できる範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡 するように,サプレッションチェンバ プール水位(0~9.1m)に余裕を見込 んだ設定とする。 (なお,サプレッションチェンバプー ルを水源とする非常用炉心冷却系の起 動時に想定される変動(低下)水位: -2.59mについても監視可能である。)

表 4-1 計測装置の計測範囲 (7/10)

			プラントの状態			
			設計基準事故時*1	重大事	事故等時*1	
名称	計測範囲	通常運転時*1	(運転時の異常 な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器下部水 位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L 5600mm, -4600mm, -3600mm) *7	_	_	_	+2m以上 (T.M.S.L.— 4600mm以上) *7	原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため,溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。 操作上2mまで計測できれば問題ない。
原子炉建屋 水素濃度	0~20vo1%	_	_	0vo1%	2vo1%以下	重大事故等時において,水素と酸素 の可燃限界(水素濃度:4vol%)を 監視可能である(なお,静的触媒式 水素再結合器にて,原子炉建屋の水 素濃度を可燃限界である4vol%未満 に低減する)。
原子炉圧力 容器温度	0∼350℃	287℃以下	最大値:300℃ (制御棒落下)	最大値: 304℃	最大値:300℃*8	重大事故等時における損傷炉心の冷 却状態を把握し,適切に対応するた めの判断基準(300℃)に対して,原 子炉圧力容器温度(0~350℃)を設 定する。
 フィルタ装置水 位	$0\sim 6000$ mm	_	_	550~2200mm	550~2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼ ロ点とし,フィルタ装置機能維持の ための上限水位:約2200mm,下限水 位:約500mmを監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲(8/10)

		-	プラントの状態*1	と予想変動範囲		
夕 称	計測約田		設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常	重大事	故等時*1	計測範囲の設定に関する考え方
	山口四年17月日	通常運転時*1	な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置 入口圧力	0∼1MPa			最大值: 0.31MPa	最大值: 0.62MPa	格納容器ベント実施時に,格納容器圧 力逃がし装置内の最高圧力 (0.62MPa)が監視可能。また,待機 時に,窒素置換(約0.01MPa以上)が 維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0∼100vo1%			0vo1%	0∼38vo1%	格納容器ベント停止後の窒素によるパ ージを実施し、フィルタ装置入口及び 出口配管内に滞留する水素濃度が可燃 限界(4vo1%)未満であることを監視 可能。格納容器内水素濃度の最大値 (38vo1%(ドライ条件))を監視可 能。
フィルタ装置 金属フィルタ 差圧	0∼50kPa			最大値 :	最大値 :	金属フィルタの差圧 能。 が監視可
フィルタ装置 スクラバ水 pH	рН0~14	_				フィルタ装置スクラバ水のpH (pH0~ 14) が監視可能。

表 4-1 計測装置の計測範囲 (9/10)

			X INAL			
			プラントの状態*1			
			設計基準事故時*1	重大事故等時*1		
名称	計測範囲	通常運転時*1	(運転時の異常 な過渡変化時を 含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	計測範囲の設定に関する考え方
原子炉補機冷 却水系系統流 量	0~3000m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (区分Ⅲ)	0~600m³/h	原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (2600m ³ /h (区分Ⅰ,Ⅱ),1600m ³ /h (区分Ⅲ))を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大 流量(600m ³ /h)を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口 冷却水流量	0~1500m³/h	0∼1200m³/h	0∼1200m³/h	0~1200m³/h	0∼470m³/h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流 量の最大流量(1200m ³ /h)を監視可 能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機 冷却水ポンプ)の最大流量 (470m ³ /h)を監視可能。
復水移送ポン プ吐出圧力	0∼2MPa	l	_	最大值 : 1.37MPa	最大值: 1.7MPa	重大事故等時のパラメータ変動を包 絡するように,重大事故等時におけ る,復水補給水系の最高使用圧力 (約1.7MPa)を監視可能。
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0∼300°C	—		最大値:100℃ 以下	最大値:300℃ 以下	重大事故等時において,静的触媒式 水素再結合器作動時に想定される温 度範囲を監視可能である。

表 4-1 計測装置の計測範囲(10/10)

注記*1:プラントの状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時:計画的に行われる起動,停止,出力運転,高温停止,冷温停止,燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって,その運転状態 が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時:発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時:「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・ 重大事故等時:発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により,発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生 するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- *2: 定格出力時の値に対する比率で示す。
- *3: ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合。
- *4 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)。
- *5 : 基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器零レベルより 905cm)。
- *6 :水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。
- *7 : T. M. S. L. =東京湾平均海面。
- *8:300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
高圧炉心注水系ポンプ吐出	0 - 19MD-	0~12MPa に相当する検出器からの電
圧力	$0\sim$ 12MPa	気信号を計測。
残留熱除去系ポンプ吐出圧	0 a 2 EMDa	0~3.5MPa に相当する検出器からの電
力	0, ~3. SMPA	気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口	0~200°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で
温度	0, ~ 200 C	ある 350℃までの温度計測が可能。
残留熱除去系熱交換器出口	0~300°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で
温度	0 - 300 C	ある 350℃までの温度計測が可能。
復水補給水系温度(代替循環	0~200°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で
冷却)	0 - 200 C	ある 350℃までの温度計測が可能。
建密執除去系系統流量	$0 \sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$	0~1500m³/h に相当する検出器からの
及由然你厶永永祝仇重	0 1000m / 11	電気信号を計測。
原子炉隔離時冷却系系統流	$0\sim 300 \text{m}^3/\text{h}$	0~300m ³ /h に相当する検出器からの
量	0 500m / 11	電気信号を計測。
喜压临心注水系系統流量	$0 \sim 1000 \text{m}^3/\text{h}$	0~1000m³/h に相当する検出器からの
	0 - 100011 / 11	電気信号を計測。
真 耳代 恭注水 玄 ふ 恭 法 最	$0\sim 300 \text{m}^3/\text{h}$	0~300m ³ /h に相当する検出器からの
间几代自己尔尔尔机机重	0 - 300m / 11	電気信号を計測。
復水補給水系流量(RHR A 系	$0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$	0~150m ³ /h に相当する検出器からの
代替注水流量)	0 - 130m / 11	電気信号を計測。
復水補給水系流量(RHR B 系	$0\sim 350 \text{m}^3/\text{h}$	0~350m ³ /h に相当する検出器からの
代替注水流量)	0 - 33011 / 11	電気信号を計測。
原子 恒圧力	$0 \sim 10 MPa$	0~10MPa に相当する検出器からの電
	0 10mi a	気信号を計測。
原子炬圧力 (SA)	$0 \sim 11 \text{MPa}$	0~11MPa に相当する検出器からの電
	0 IIMa	気信号を計測。
原子炉水位 (広帯域)	$-3200\sim3500$ mm *1	-3200~3500mm*1に相当する検出器
		からの電気信号を計測。
原子炉水位 (燃料域)	$-4000 \sim 1300$ mm ^{*2}	-4000~1300mm*2 に相当する検出器
	1000 1000000	からの電気信号を計測。
	$-3200\sim3500$ mm *1	$-3200 \sim 3500 \text{mm}^{*1}, -8000 \sim 3500 \text{mm}^{*1}$
原子炉水位(SA)	$-8000 \sim 3500$ mm ^{*1}	に相当する検出器からの電気信号を
		計測。
格納容器内圧力 (D/W)	$0 \sim 1000 \text{kPa}[\text{abs}]$	0~1000kPa[abs]に相当する検出器か
		らの電気信号を計測。
格納容器内圧力 (S/C)	$0 \sim 980.7 \text{kPa}[\text{abs}]$	0~980.7kPa[abs]に相当する検出器
		からの電気信号を計測。
ドライウェル雰囲気温度	$0\sim 300^{\circ}\mathrm{C}$	検出器内部の温度素子の耐熱温度で
		ある 350℃までの温度計測が可能。
サブレッションチェンバ気	0∼300°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で
体温度		ある350℃までの温度計測が可能。
サブレッションチェンバプ	0∼200°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で
ール水温度	-	ある 500 てまでの温度計測が可能。
復水貯蔵槽水位 (SA)	$0\sim 17 { m m}^{*3}$	0~17m*。に相当する検出器からの電
		気信号を計測。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲(1/2)

監視パラメータ	常設計器の計測範囲	計測範囲等
復水補給水系流量(格納容器 下部注水流量)	$0\sim 100 { m m}^3/{ m h}$	0~100m ³ /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
サプレッションチェンバプ ール水位	−6~11m ^{*4} (T. M. S. L. −7150~ +9850mm)	-6~11m ^{*4} に相当する検出器からの 電気信号を計測。
格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m ^{*5} (T. M. S. L5600mm, -4600mm, -3600mm)	+1m,+2m,+3m*5に相当する検出器 からの電気信号を計測。
原子炉圧力容器温度	0∼350°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で ある 350℃までの温度計測が可能。
フィルタ装置水位	$0\sim\!6000$ mm*6	0~6000mm ^{*6} に相当する検出器からの 電気信号を計測。
フィルタ装置入口圧力	$0\sim 1$ MPa	0~1MPa に相当する検出器からの電気 信号を計測。
フィルタ装置金属フィルタ 差圧	$0{\sim}50$ kPa	0~50kPa に相当する検出器からの電 気信号を計測。
原子炉補機冷却水系系統流 量	0~3000m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (区分Ⅲ)	0~3000m ³ /h(区分Ⅰ,Ⅱ),0~2000m ³ /h (区分Ⅲ)に相当する検出器からの電 気信号を計測。
残留熱除去系熱交換器入口 冷却水流量	$0\sim 1500 \text{m}^3/\text{h}$	0~1500m ³ /h に相当する検出器からの 電気信号を計測。
復水移送ポンプ吐出圧力	$0\sim 2MPa$	0~2MPa に相当する検出器からの電気 信号を計測。
静的触媒式水素再結合器動 作監視装置	0∼300°C	検出器内部の温度素子の耐熱温度で ある350℃までの温度計測が可能。

表 4-2 可搬型計測器の計測範囲(2/2)

注記*1:基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)。

*2:基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)。

*3:基準点は復水貯蔵槽底部。

*4 : 基準点は N.W.L. (T.M.S.L. - 1150mm)。

*5:基準点は下部ドライウェル底部。

*6:基準点はスクラバノズル上端。

V-1-5-1-別添1 格納容器内水素濃度(SA)による格納容器内水素濃度の監視について

1.	概要	₹ •••••	•••••		• • • • • • • • •					1
2.	格糾	的容器内酸素濃	豊度及び水素	、濃度の監視	•••••	•••••	•••••	• • • • • • • • • •	•••••	2
2.	1 格	S納容器水素・	酸素濃度計	削装置につい	17	• • • • • • • • • •	•••••		•••••	2
3.	格糾	的容器内水素濃	豊度(SA)に、	ついて	•••••					3
3.	1 格	S 納容器内水素	₹濃度(SA)	の概要 ・・・・	• • • • • • • •					3
	3.1.	1 測定原理	•••••	• • • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	•••••	•••••	• • • • • • • • • •	•••••	3
	3.1.2	2 計器精度	• • • • • • • • • •	• • • • • • • • • • • • •	• • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	•••••	•••••	•••••	7
	3.1.3	3 格納容器内	习水素濃度(SA)の応答性	について	•••••	•••••	• • • • • • • • • •	••••	11
	3.1.4	4 システム構	毒成 ・・・・・・		•••••	• • • • • • • • • •	•••••	• • • • • • • • • •	••••	14
	3.1.	5 設置位置	• • • • • • • • • •		• • • • • • • • •	• • • • • • • • • •	•••••	• • • • • • • • • •	••••	16
	3.1.0	6 格納容器内	可における気	〔体のミキシン	ノグについ	17	•••••	• • • • • • • • • •	••••	17
3.	2 格	系納容器内水 素	₹濃度(SA)	の検出素子音	羽の加温に	こついて	•••••	• • • • • • • • • •	••••	18
3.	3 格	系納容器内水 素	₹濃度(SA)	の健全性にな	ついて ・	• • • • • • • • • •	•••••	• • • • • • • • • •	•••••	22
3.	4 7	、素燃焼の影響	兆 ••••••		•••••		•••••			25
3.	5 被	皮毒物質の影響	『 『 『 『 』 『 『 』 『 』 『 』 『 』 『 』 『 』 』 『 』 』 』 』 『 』		• • • • • • • • •		• • • • • • • • • •			30
3.	6 格	S 納容器内水素	₹濃度(SA)	の耐震性に	ついて ・		• • • • • • • • • •			37
3.	7 格	S 納容器内水素	₹濃度(SA)	の電源供給に	こついて	•••••	• • • • • • • • • •			37

次

目

1. 概要

本資料は、V-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関す る説明書」にて、格納容器内水素濃度(SA)の計測装置の構成、計測範囲を示している。 本資料は、V-1-5-1「計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関す る説明書」の格納容器内水素濃度(SA)の機能・構造と耐環境性等について説明するものである。

- 2. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視
- 2.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について

格納容器水素・酸素濃度計測装置は,著しい炉心の損傷が発生した場合に,原子炉格納容器 内に発生する水素及び酸素を監視する目的で,水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲 で測定できる設計とする。

原子炉格納容器内の酸素濃度は,解析上は事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限 界である5vo1%を超えることは無く,原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしなが ら,徐々にではあるが,酸素濃度は上昇し続けることから,代替原子炉補機冷却系が使用可能 となった時点で速やかに格納容器内雰囲気計装により酸素濃度を測定できる設計としている。 (水素濃度については格納容器内水素濃度(SA)により事故初期から継続して監視が可能)

代替原子炉補機冷却系が復旧されない場合,炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に 蓄積され,それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇し,原子炉格納容器 の限界圧力(620kPa(gage))に到達するまでに格納容器ベントを実施することとなる。(有効 性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」では約38時間後に格 納容器ベントを実施)格納容器ベントを実施する約38時間までは,水の放射線分解によって発 生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから,原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界 (5vol%)に到達するおそれはない。

このために、格納容器内水素・酸素濃度計測装置は、可燃限界に到達するまでに準備対応が でき、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、中央制御室にて原子炉 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の傾向(トレンド)を監視できることが重要となる。柏崎刈 羽原子力発電所7号機では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納 容器内水素濃度(SA)、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度によって監視することと している。格納容器内水素濃度(SA)については代替電源設備からの給電により事故初期から 原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内水素濃度及び格納容器内 酸素濃度においては代替原子炉補機冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効 性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においては 代替原子炉補機冷却系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は5vol%に到 達しない。

- 3. 格納容器内水素濃度(SA) について
- 3.1 格納容器内水素濃度(SA)の概要
 - 3.1.1 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度(SA)は、水素吸蔵材料式のものを用いる。

水素吸蔵材料式の水素検出器は,水素吸蔵材としてパラジウムを用いており,パラジウムが水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式の測定原理は、図 3-1「格納容器内水素濃度(SA)の測定原理」のと おりである。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へと分離する。分離 した水素原子はパラジウムの内部へと侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテ ンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの 電気抵抗が増加する。



図 3-1 格納容器内水素濃度(SA)の測定原理

水素吸蔵材料式の水素検出器の検出回路を図 3-2「水素濃度計検出回路の概要図」に 示す。水素検出器に内蔵しているパラジウムに水素を含む原子炉格納容器内ガスが接触す ると,水素吸蔵によりパラジウムの電気抵抗が大きくなる。この時のパラジウムの電気抵 抗の変化を直流電流計及び直流電圧計で構成される抵抗測定器にて測定し,水素濃度に換 算する。

なお,格納容器内水素濃度(SA)の計測範囲 0~100vo1%において,計器仕様は最大± 2.0vo1%の誤差を生じる可能性があるが,この誤差があることを理解した上で,原子炉格 納容器内の水素濃度の推移,傾向(トレンド)を監視していくことができる。



R1

ここで、パラジウムの抵抗値は温度によっても変化するため、温度を測定し補正する必要がある。水素検出器の検出素子部の概要図を図 3-3「検出素子部の概要図」に示す。

検出素子部はパラジウム線と白金線を交互にボビンに巻いた形となっており,パラジウムの温度は白金の抵抗変化により測定している。



図 3-3 検出素子部の概要図

水素検出器の信号は、中央制御室に設置される制御盤に収納されているパラジウム線 及び白金線の抵抗値を測定する抵抗測定器に出力される。抵抗測定器の出力は演算装置 に入力され、パラジウム線の抵抗変化量と白金線で計測された温度から水素分圧を計算 し、さらにドライウェル及びサプレッションチェンバの圧力値を用いて圧力補正を行

い,水素濃度を算出する。

以下に水素濃度演算手順を示す。

- a. 白金線の抵抗値を抵抗測定器で計測し、その抵抗値から検出素子部の温度を算出する。(図3-4参照)
- b. 検出素子部の温度より、水素濃度0vo1%におけるパラジウム抵抗値を計算する。(図 3-5参照)
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値と水素濃度0vo1% におけるパラジウム抵抗値の差分より、パラジウム抵抗値増加量を算出する。
- d. パラジウムの抵抗値増加量と温度(t℃)におけるパラジウムの抵抗値(R_t)よりパラジウムの抵抗変化率を算出し、図3-6に示す水素分圧と抵抗変化率の試験データのグラフから、パラジウムの抵抗変化率に対応する水素分圧を求める*1。
- e. 水素濃度(体積濃度)は水素分圧を全圧で除する必要があることから*2,検出器設置場所(ドライウェル又はサプレッションチェンバ)の圧力値を用い,水素濃度を算出する。
- 注記*1:金属に吸収されるガス量は雰囲気ガス分圧の平方根に比例する(ジーベルツの 法則)ことから,水素密度は水素分圧の平方根に比例する。さらに金属中の水 素密度と電気抵抗の変化率も比例係数が実験で確認されていることから,パラ ジウム抵抗値増加量及び温度から水素分圧を求められる。なお,本実験では水 素濃度を0~100vol%まで変化させた時の電気抵抗の変化率が直線性を有してい ることを確認している。(図3-6参照)
 - *2:混合気体の圧力(全圧)は各成分の分圧の和に等しい(ドルトンの分圧の法 則)ことから,水素分圧を全圧で除算することにより水素濃度を算出できる。

[水素濃度計算例]

(白金の抵抗測定値:191.8Ω,パラジウムの抵抗測定値:187.7Ωを仮定した場合)

- a. 白金線の抵抗値(191.8Ω)から検出素子部の温度(260℃)を算出。(図3-4参照)
- b. 検出素子部の温度(260℃)より、水素濃度0vo1%におけるパラジウム抵抗値(186.4
 Ω)を算出。(図3-5参照)
- c. 抵抗測定器で計測された水素を吸蔵した時のパラジウム線の抵抗値(187.7Ω)と水 素濃度0vol%におけるパラジウム抵抗値(186.4Ω)の差分より、パラジウム抵抗値 増加量(1.3Ω)を算出する。
- d. パラジウム抵抗値増加量(1.3Ω)と0℃におけるパラジウムの抵抗値(96.8Ω)から パラジウムの抵抗変化率(%)を算出し,図3-6のグラフから260℃,パラジウ ムの抵抗変化率が %の時の水素分圧(10kPa)をグラフから読み取る。(図3-6 参照)
- e. 水素分圧(10kPa)を全圧(大気圧:101kPa)で除し水素濃度(約10vol%)を算出す る。



3.1.2 計器精度

格納容器内水素濃度(SA)の概略構成図を図 3-7「格納容器内水素濃度(SA)の概略 構成図」に示す。



図 3-7 格納容器内水素濃度(SA)の概略構成図

格納容器内水素濃度(SA)のループ精度は,水素検出器~指示までが±2.0%F.S.として 管理している。但し,上記の精度には,格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力 (S/C)の誤差は含まれておらず,実際の水素濃度を測定した誤差は以下に示す誤差伝播 の式により求められる。

$$f(x_1, x_2) = \frac{x_1}{x_2}$$
(a)
$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2}$$
(b)

 $x_1 = m_1 \pm \varepsilon_1, \ x_2 = m_2 \pm \varepsilon_2$ $x_1, \ x_2 : 入力値$ $m_1, \ m_2 : 測定値(m_1 = 水素分圧, \ m_2 = 全圧)$ $\varepsilon_1, \ \varepsilon_2 : 水素分圧, 全圧の誤差$ $\sigma : f(x_1, x_2)$ の誤差(水素濃度の誤差)

(b)に示すとおり,水素濃度を測定した誤差は,水素分圧(水素濃度)と全圧(格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C))の値により異なり,原子炉格納容器の圧力

は高い方が誤差は小さくなり、水素分圧は低い方が誤差は小さくなる。

水素検出器~指示までの誤差を±2.0%F.S.として,圧力計の誤差も考慮した場合のルー プ精度を計算した。なお,上記のとおり,水素分圧と全圧によってループ精度は変化す る。ここでは代表として,有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納 容器過圧・過温破損)」における水素濃度の最大値(約38vol%)を考慮し,水素濃度 40vol%におけるループ精度を表 3-1「水素濃度 40vol%におけるループ精度」に示す。

ここでは,水素濃度 40vol%,全圧(格納容器内圧力(D/W))が大気圧(101kPa)の時 における計算の具体例を以下に記載する。



注記*1:格納容器内水素濃度(SA)のループ精度は±2.0%F.S.であり,フルスケールは 100vol%である。ここで,格納容器内圧力(全圧)が大気圧の場合,水素濃度 計のフルスケール(100vol%)を水素分圧に換算すると↓ kPa(abs)となり,こ の場合の水素分圧の誤差ε₁は, ↓ kPa(abs)×2.0% = ↓ kPa(abs)となる。

*2:格納容器内圧力 (D/W) の圧力検出器~演算装置までのループ精度は, %F.S.であり、フルスケールは1000kPa (abs)である。 よって、全圧の誤差ε,は、1000kPa (abs) × k= kPa (abs)となる。

$$\sigma = \sqrt{\left(\frac{1}{m_2} \cdot \varepsilon_1\right)^2 + \left(\frac{m_1}{m_2^2} \cdot \varepsilon_2\right)^2} = \sqrt{\left(\frac{1}{101} \times \square\right)^2 + \left(\frac{40.4}{101^2} \times \square\right)^2} \times 100 = \square[\%]$$

表 3-1 水素濃度 40vol%におけるループ精度

全圧[kPa(abs)]	誤差 [vo1%]			
101(大気圧)				
約 125				
721 (2Pd)				

上記のとおり,重大事故等時の原子炉格納容器圧力においては,水素濃度計の誤差より 圧力計の誤差の影響が大きくなるため,全体の誤差は±2.0%F.S.より小さくなる。

なお,格納容器内水素濃度(SA)は格納容器ベントの判断やその他制御に使用するパラ メータではなく,原子炉格納容器内の水素濃度の推移,傾向(トレンド)を監視すること が目的であり,全圧に応じてループ誤差が変化することを理解した上で監視していくこと ができる。 水素検出器~指示で水素濃度を精度内で測定できることを確認するため、水素濃度試験 を実施している。試験装置を図 3-8「水素濃度試験の試験装置概略図」に示す。試験装 置は、検出器を収納するための圧力容器、検出器を加温するための恒温槽、検出器への水 素ガスの供給並びに圧力容器を加圧するための水素ガスボンベ及び窒素ガスボンベ,圧力 容器内の圧力を指示し演算装置へ入力するための圧力計,圧力容器内の気体を排気するた めの真空引用ポンプから構成される。

図 3-8 水素濃度試験の試験装置概略図

試験条件を表 3-2「水素濃度試験の試験条件」に示す。本試験では重大事故等時の環 境条件を想定し、200℃-620kPa(gage)(原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力)の 環境条件にて水素濃度を 0.0~100.0vo1%までの 7 点に変化させ、検出器のループ精度を 確認した。

なお、本水素濃度計は水素濃度の上昇(パラジウムによる水素ガスの吸蔵)と水素濃度 の下降(パラジウムによる水素ガスの放出)の特性(図3-14参照)で差異が生じないこ とを確認していることから、水素濃度の上昇方向のみ試験を実施している。

圧力容器内温度[℃]	200				
圧力容器内圧力[kPa(abs)]	721				
検出素子部の温度	C ± C				
水素濃度[vo1%]*	0.0, 4.0, 20.0, 40.0, 60.0, 80.0, 100.0				

表 3-2 水素濃度試験の試験条件

注記*:一般的な工業計器の精度(直線性確認)は3点もしくは5点校正を標準として おり、本水素濃度計は5点校正を基本として20vo1%毎に水素濃度測定をする こととし、さらに水素濃度計の使用目的を考慮し、可燃限界として重要な 4vo1%を測定点に追加した。

試験結果を表 3-3「水素濃度試験の試験結果」,試験結果をグラフ化したものを図 3-9 「水素濃度試験の試験結果グラフ」に示す。本試験では全圧の補正値を一定としているた

R1

め全圧の誤差は考慮せず,水素検出器~指示のループ精度に着目し,計器精度は±2.0%F.S. とし評価している。

表 3-3 及び図 3-9 に示すとおり,水素濃度を 0.0vol%~100.0vol%に変化させた時に 検出器の指示値が判定基準内であることから,重大事故等時の環境条件を想定しても精度 内で水素ガスを測定することができることを確認している。

水素濃度 [vo1%]	基準ガス 濃度* ¹ [vo1%]	判定基準* ² [vo1%]	指示値 [vo1%]	誤差 [vo1%]	判定
0.0	0.0	0.0~2.0			
4.0	3.95	2.0 \sim 5.9 *3			
20.0	20.1	18.1~22.1			
40.0	40.0	38.0~42.0			良
60.0	60.2	58.2∼62.2			
80.0	80.2	78.2~82.2			
100.0	100.0	98.0~100.0			

表 3-3 水素濃度試験の試験結果

注記*1:水素ガスボンベの検査成績書の値

*2: 判定基準は基準ガス濃度±2.0vo1%とした。

*3: 判定基準は 1.95vol%~5.95vol%となるが保守的に 2.0vol%~5.9vol%とした。



図 3-9 水素濃度試験の試験結果グラフ

3.1.3 格納容器内水素濃度(SA)の応答性について

格納容器内水素濃度(SA)の応答性を応答性確認試験により評価している。試験装置を 図 3-10「応答性確認試験の試験装置」に示す。試験装置は、検出素子部を収納するチェ ンバ、チェンバへ水素ガスを供給するための水素ガス供給部、チェンバへ水蒸気を供給す るための水蒸気供給部、チェンバ内の気体を排気するための排気部、パラジウム線の抵抗 と白金線の抵抗を測定する抵抗計から構成される。

試験中はチェンバ内の水素濃度分布を均一かつ変化しないようにするため,チェンバ内 にガスを流し続けた。また,チェンバ内の水素濃度はマスフローコントローラで調整し た



図 3-10 応答性確認試験の試験装置

試験条件を表 3-4「応答性確認試験の試験条件」に示す。水素濃度を 0.0vol%, 4.0vol%にステップ状に 5 回変化させ、応答時間と出力値の誤差を確認した。

表 3-4 応答性確認試験の試験条件

チェンバ内環境	320℃, 大気圧, 水蒸気
★ 書 淟 庄 [10/]	0.0, 4.0
小糸侲皮[\01/0]	ステップ状,5回

<試験条件の設定根拠>

- 320℃ : 過去の文献*を基にパラジウムを水素検出器として使用できる温度として
 320℃とした。
- 大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。
- 水蒸気 : 応答性の確認に合わせて水蒸気の影響評価を実施するため水蒸気とした。
- 水素濃度:試験場及び試験設備の制約から可燃限界である4.0vol%とした。また,水 素導入と水素排出を複数回繰り返した場合の再現性を確認するため,ステ ップ状で5回確認した。

注記*:E.Wicke,et.al., "Hydrogen in Metals II," G.Alefeld and J.Volkl,eds., Springer, pp.81(1978)

試験結果を表 3-5「応答時間確認結果」,表 3-6「出力値の誤差確認結果」,図 3-11 「応答性確認試験結果」に示す。本試験では水素ガスの応答性の判定基準は 40 秒以下 とし、出力値の誤差が 2.0vol%以下として評価を行っている。

表 3-5 及び図 3-11 に示すとおり、応答性は判定基準の 40 秒以下に対し、水素ガス導入時及び排出時に 秒以下で応答しており、応答性が良好であることを確認している。また、表 3-6 及び図 3-11 に示すとおり、出力値の誤差が 2.0vol%以下に対し、± vol% 以下の誤差であり、良好であることを確認している。

ステップ	水素導入又は 水素排出	判定基準	応答時間[秒]	評価結果
1	水素導入			
1	水素排出			
9	水素導入			
2	水素排出			
0	水素導入			占
J	水素排出	40 79 以下		R
4	水素導入			
4	水素排出			
5	水素導入			
5	水素排出			

表 3-5 応答時間確認結果

表 3-6 出力値の誤差確認結果

ステップ	水素濃度[vo1%]	判定基準[vo1%]*	出力值[vo]	1%]	誤差[ve	01%]	評価結果		
1			最大值:		最大値:				
1			最小值:		最小值:				
0			最大值:		最大値:				
2	最小		最小值:		最小值:				
0		最大值:		最大値:		- 			
3	4.0	2.0~6.0	2.0 00.0	2.0 0.0	最小值:		最小值:		R
4	4		最大值:		最大値:				
4			最小值:		最小值:				
F			最大值:		最大値:		1		
5			最小值:		最小值:				

注記*:判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。



3.1.4 システム構成

原子炉格納容器内の水素の測定において,原子炉格納容器内のそれぞれの雰囲気ガスを 検出器で測定することで原子炉格納容器内の水素濃度を中央制御室より監視できる設計と する。

格納容器内水素濃度(SA)の概要について図 3-12「格納容器内水素濃度(SA)系統概 要図及び検出器概要図」に示す。



図 3-12 格納容器内水素濃度(SA)系統概要図及び検出器概要図

検出器容器の上部及び下部の2ヶ所に開口部があり、この開口部から雰囲気に含まれる 水素ガスが流入する構造としている。この開口部の大きさは、検出素子部より大きくなる よう設計しており、上部の開口部は、下部の開口部に比べて、余裕を持たせた大きさとし ている。

格納容器内水素濃度(SA)は、パラジウム線、白金線をボビンに巻き付けた検出素子 部、ヒータ部等で構成され、検出器容器に収納されている。

各構成機器の概要について以下に示す。

- (1) 水素検出器
 - a. パラジウム線

パラジウム線は水素を吸蔵すると抵抗値が増加する。この抵抗値の増加量を測定する ために設置する。

b. 白金線

白金線によりパラジウム線の温度を正確に測定し,水素濃度算出時に温度補正をする ために設置する。

c. ヒータ部

パラジウム線は、低温領域では水素濃度のばらつきが大きいことから、水素濃度が安 定する高温領域とするため、パラジウム線をヒータで 260℃以上に加温する必要があ り、パラジウム線を約 300℃にするために設置する。

d. ヨウ素フィルタ

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生するヨウ素による検出素子部への影響を低減 するため、ヨウ素吸着剤を入れたフィルタを検出器の上下開口部に設置している。

(2) 格納容器内水素モニタ盤

格納容器内水素モニタ盤は,水素検出器で測定されたパラジウムの抵抗値を水素濃度へ 換算することを目的として,中央制御室に設置している。格納容器内水素モニタ盤は,抵 抗測定器,演算装置等で構成されている。

3.1.5 設置位置

格納容器内水素濃度(SA)の設置位置を図 3-13「格納容器内水素濃度(SA)の設置位置」に示す。

図 3-13 に示すとおり,格納容器内水素濃度(SA)の設置高さは格納容器スプレイによる原子炉格納容器の水位上昇を考慮しても水没しない高さ,かつ格納容器内水素濃度と同等の高さとしている。また,格納容器内水素濃度(SA)の周囲に原子炉格納容器内の気体が滞留するような構造物がなく,開口部が閉塞しない位置に設置している。



3.1.6 格納容器内における気体のミキシングについて

格納容器内水素濃度(SA)の設置位置は3.1.5のとおりであるが,原子炉格納容器全体の水素濃度を測定している根拠について以下に示す。詳細については「重大事故等対策の 有効性評価について(補足説明資料) 4.格納容器内における気体のミキシングについ て」を参照。

BWRの原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究等*¹,*²によって確認している。その結果として、原子炉格納容器内は格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。また、PWRを模擬した体系においても同様にミキシング効果が得られることが確認されている。*³

有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、間欠的なスプレイの実施及び原子炉格納容器 内の温度差により、原子炉格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。事象 発生から約 22.5 時間後の代替循環冷却の運転開始前に復水移送ポンプを停止しないと実 施できない系統構成があるため、数十分間復水移送ポンプの運転を停止するが、この間に ついても原子炉格納容器内の温度差によってミキシングされるものと考えられる。

注記*1:社内研究「触媒式FCS導入に向けた格納容器内熱流動特性の評価(フェーズ2)」 (平成19年3月)

- *2:電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(昭和58年3月)
- *3: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)

- 3.2 格納容器内水素濃度(SA)の検出素子部の加温について
 - (1) 加温温度

パラジウムを水素検出器として使用できる温度範囲を確認するため、温度条件を 20℃、 100℃、260℃、300℃とした時の、雰囲気圧力とパラジウムの重量増加量を測定した。測定 結果を図 3-14「パラジウム中の水素原子の密度」に示す。

温度が一定の条件で雰囲気圧力を徐々に増減していくとパラジウム中の水素密度も徐々に 増減していくが,ある圧力で直線性を有しなくなり,検出の再現性が悪くなる。

図 3-14 に示すとおり,格納容器内水素濃度(SA)はパラジウム線が260℃以上であれば,水素圧力961kPaまでの検出器の直線性を有することが確認されていることから,ヒータによりパラジウム線を約300℃にする。



図 3-14 パラジウム中の水素原子の密度

(2) ヒータ温度制御について

格納容器内水素濃度(SA)のパラジウム線の加温温度は(1)のとおり約 300℃にする必要 があることから、ヒータにて検出素子部を C ± C の範囲で温度制御している。

検出素子部とヒータ部の概要を図 3-15「ヒータ部の概要図」,保温材を巻いた検出素子 部の外観を図 3-16「保温材を巻いた検出素子部」に示す。図 3-15に示すとおり,ヒータ はボビンの周囲に設置した金属円筒にヒータケーブルを巻き付けた構造となっている。ま た,ヒータの周囲には図 3-16に示すとおり保温材を巻き付けている。さらに,保温材を巻 いた検出素子部は検出器容器に収納されており,周囲温度の変化による検出素子部の温度変 化が発生しにくい構造となっている。

ヒータは隙間を設けて金属円筒に巻き付けており,水素ガスの流入を阻害することはない。また,ヒータを巻付けている金属円筒には無数の穴を設けている。

保温材は繊維状の材料を使用しており,保温材がボビンへの水素ガスの流入を阻害することはない。また,保温材の周囲に設けている保温材固定用の金属円筒には水素ガスの流入を 阻害することのないよう無数の穴を設けている。



図 3-15 ヒータ部の概要図

検出素子部の温度を判定基準内に制御できることを確認するため、常温及び200℃の環境 条件下において、ヒータ温度制御試験を実施している。試験結果を表3-7「ヒータ温度制 御試験の結果」に示す。表3-7に示すとおり、周囲温度に依存することなく検出素子部 (白金線温度)を□℃±℃の範囲内で制御できることを確認している。



表 3-7 ヒータ温度制御試験の結果

(3) 格納容器内水素濃度(SA)の検出素子部への温度影響について

格納容器内水素濃度(SA)の検出素子部へ温度影響を与える可能性のある事象を抽出 し,評価を行った。評価の結果,検出素子部の温度に対して大きな温度変化を起こす影響は

- 小さいと考えられる。
- a. 雰囲気温度の影響

検出素子部はヒータ,保温材に囲われており約300℃に加温されている。検出素子部は 検出器容器に収納されていることから検出素子部は雰囲気温度の影響を受けにくい構造と なっている。(ヒータ温度制御については3.2(2)参照)

b. 水位上昇による水没

検出器の設置高さは、原子炉格納容器の水没水位より上部としており検出器は水没しない。(図 3-13 参照)

c. 検出器の被水

格納容器スプレイによる被水及び格納容器スプレイの際に検出器上部にあるケーブルト レイ等の構造物からの跳ね返りによる被水を防止するため、ドライウェル及びサプレッシ ョンチェンバに設置している検出器上部に被水防止カバーを設置する。

被水防止カバーは検出器容器を覆える大きさとすることで検出器容器への被水を防止する。

被水防止カバーの設置例を図 3-17「被水防止カバー設置例」に示す。

なお、検出器について蒸気環境を含む環境試験を実施しており、健全性を維持している ことを確認している。(表 3-8, 3-9 参照)





図 3-17 被水防止カバー設置例

- 3.3 格納容器内水素濃度(SA)の健全性について
 - (1) 使用環境

格納容器内水素濃度(SA)の環境条件は,表3-8「格納容器内水素濃度(SA)の耐環境試験の評価結果」に示すとおり、全ての有効性評価で想定される環境条件を包絡する環境条件 を設定する。

(2) 健全性

格納容器内水素濃度 (SA)の検出器及び検出器に付属する無機物で構成されている MI ケー ブルを試験装置内に設置し耐環境試験を実施している。図 3-18 に絶縁抵抗及び抵抗測定箇 所を示す。

格納容器内水素濃度(SA)は、表 3-8 及び表 3-9「格納容器内水素濃度(SA)の耐環境 試験の評価結果(詳細)」に示すとおり、環境条件を満足する試験条件で耐環境試験を実施 して、健全性を維持できることを確認している。

なお、パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要が ない。さらに、耐環境試験後に検出素子部の外観に異常は認められていないため、検出器一 式で蒸気暴露による故障モードとして、水蒸気による絶縁低下及び検出器信号の短絡・断線、 ヒータ故障を想定し、絶縁抵抗測定、連続的な抵抗測定及びヒータの昇温確認を実施してい る。

項目	環境条件(包絡条件)	試験条件	評価結果		
温度	200℃(168 時間)	220℃以上(5分以上)/ 200℃以上(168 時間以上)	想定される環境温度での機能維持 を確認しており,健全性を維持で きる。		
湿度	蒸気(168 時間)	蒸気(168 時間以上)	想定される環境湿度での機能維持 を確認しており,健全性を維持で きる。		
圧力	620kPa(gage)(168 時間)	620kPa(gage)以上(168 時間以上)	想定される環境圧力での機能維持 を確認しており,健全性を維持で きる。		
放射線	800kGy/168 時間		当該設備は全て無機物で構成され るため,放射線劣化を考慮する必 要がなく,健全性を維持できる。		

表 3-8 格納容器内水素濃度(SA)の耐環境試験の評価結果



マルチメータ(抵抗測定器)

表 3-9	格納容器内水素濃度	(SA)	の耐環境試験の評価結果	(詳細)
100				

	天 。。。 旧州計日間	が水波(201) ジョ		
試験項目	判定基準	試験前	試験後	評価結果
	[検出素子部-筐体間]	[検出素子部-筐体間]	[検出素子部-筐体間]	
	・20MΩ以上であること	・20MΩ以上	・20MΩ以上	
	[ヒーター筐体間]	[ヒーター筐体間]	[ヒーター筐体間]	絶縁抵抗は判定基準を満
絶縁抵抗	・5MΩ以上であること	・5MΩ以上	・5MΩ以上	足しており、健全性を維
	[白金線-パラジウム線	[白金線-パラジウム線	[白金線-パラジウム線	持できる。
	間](参考)	間](参考)	間](参考)	
	・20MΩ以上であること	・20MΩ以上	・20MΩ以上	
パラジウム 抵抗値	短絡、断線がないこと	異常なし (参考値 : 198Ω)	異常なし (参考値 : 201Ω)	試験前後で抵抗値のオー ダーは変化しておらず, 白金線-パラジウム線間 の絶縁抵抗も判定基準を 満足していることから, 短絡,断線がないことを 確認しており,健全性を 維持できる。
白金抵抗値	短絡、断線がないこと	異常なし (参考値 : 203Ω)	異常なし (参考値 : 204Ω)	試験前後で抵抗値のオー ダーは変化しておらず, 白金線-パラジウム線間 の絶縁抵抗も判定基準を 満足していることから, 短絡,断線がないことを 確認しており,健全性を 維持できる。
ヒータ機能	300℃まで昇温できるこ と	昇温可能	昇温可能	ヒータ機能は昇温可能で あることを確認してお り,健全性を維持でき る。

(3) パラジウムの劣化について

水素吸蔵材であるパラジウムの想定される劣化因子と評価結果を表 3-10「パラジウム の劣化評価結果」に示す。

パラジウムは無機材であり、事故時に想定される環境による劣化を考慮する必要がない。念のため、熱・湿分/水蒸気・圧力・放射線について確認した結果、パラジウムは想 定される劣化因子によって劣化しないことを確認した。

劣化因子	評価結果		
去九	200℃以上の温度で耐環境試験を実施し、検出素子部の外観に異常は		
然	なく耐熱性を有することを確認した。		
泪八 / 水志/	蒸気環境下において試験を実施し、検出素子部の外観に異常はなく		
湿分/ 水烝気	耐湿性を有することを確認した。		
LT +	620kPa(gage)以上の圧力で耐環境試験を実施し,検出素子部の外観		
庄刀	に異常はなく耐圧性を有することを確認した。		
十年年十分	無機物であり、放射線による劣化を考慮する必要はないことを確認		
瓜外 禄	した。		

表 3-10 パラジウムの劣化評価結果

- 3.4 水素燃焼の影響
 - (1) 酸素対策について

検出素子部に使用しているパラジウム及び白金は,水素と酸素を反応させる触媒作用があ るため,水素に加え酸素が存在する環境では,検出素子部表面で水素燃焼を促進し,水素濃 度測定に影響を及ぼす可能性がある。

検出器への酸素の影響を確認するため,図 3-19 に示す試験構成にて検出器に水素,酸素,窒素の混合ガスを流し,水素濃度の計測精度を確認した。

図 3-19 酸素特性試験の試験構成(酸素対策前)

試験条件を表 3-11「酸素特性試験の試験条件(酸素対策前)」に示す。水素濃度 3.5vol%の時に,酸素濃度を 1.0vol%, 3.0vol%, 4.5vol%の各濃度に変化させて計測精度を評価した。

表 3-11 酸素特性試験の試験条件(酸素対策前)

検出素子部温度[℃]	300		
サンプルホルダ内圧力	大気圧		
水素濃度[vo1%]	3.5		
酸素濃度[vo1%]	1.0, 3.0, 4.5		

<試験条件の設定根拠>

- 300℃ :検出素子部の加熱温度である 300℃とした。
- 大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。
- 水素濃度:酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である4.0vol%に安全を考慮して、3.5vol%とした。
- 酸素濃度:酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため、可燃限界である 5.0vol%に安全を考慮して、4.5vol%とした。
酸素特性試験の試験結果を図 3-20「酸素特性試験の試験結果(酸素対策前)」に示す。 図 3-20 に示すとおり、水素を導入した状態でさらに酸素を導入すると、酸素導入と同時 に検出素子部表面での水素燃焼により白金温度が上昇している。また、パラジウムと白金の 抵抗値が上昇することを確認している。このことから酸素は水素濃度測定に影響を及ぼすこ とが分かる。

図 3-20 酸素特性試験の試験結果(酸素対策前)

検出素子部表面での水素燃焼を防止するため、酸素バリア材、水素透過膜として知られている を酸素バリア材として選定した。 には図 3-21「分子ふるい 効果のイメージ図」に示す分子ふるい効果があり、水素の透過性を維持したまま酸素の透過 を阻害することができることが確認されており、この特性を利用し水素燃焼を防止する。 している。



図 3-21 分子ふるい効果のイメージ図

の被膜が水素燃焼の対策として有効であることを確認するため、図 3-22「酸素特性 試験の試験構成(酸素対策後)」に示す試験体系で 被膜を施した検出素子部に対し水 素,酸素,窒素の混合ガスを導入し、水素濃度の計測精度を確認した。試験構成を図 3-22 に示す。

図 3-22 酸素特性試験の試験構成(酸素対策後)

酸素特性試験の試験条件は表 3-12「酸素特性試験の試験条件(酸素対策後)」に示すと おり,2 種類の試験条件にて計測精度を評価した。

表 3-12 酸素特性試験の試験条件(酸素対策後)

検出素子部温度	300	
サンプルホルダ	大気圧	
★ 実) (10/1	条件1	3.5
小糸侲皮[\01%]	条件 2	10.0
酸素濃度[vo	5.0	

<試験条件の設定根拠>

300°C

大気圧 : 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。

:検出素子部の加熱温度である 300℃とした。

水素濃度(条件1):酸素特性試験は水素と酸素が反応し爆発する恐れがあるため,可 燃限界である4.0vol%に安全を考慮して,3.5vol%とした。

- 水素濃度(条件2):水素燃焼が起きやすい濃度として,酸素濃度5.0vo1%の2倍の 10vo1%とした。
- 酸素濃度 : 可燃限界である 5.0vol%とした。

試験結果を表 3-13「酸素特性試験の試験結果(酸素対策後)」,図 3-23「酸素特性試験 (条件 1)の試験結果(酸素対策後)」,図 3-24「酸素特性試験(条件 2)の試験結果(酸 素対策後)」に示す。本試験では直接的に水素濃度は測定しておらず,パラジウム及び白金 の抵抗値を測定している。このため、パラジウム及び白金の抵抗値を基に 3.1.1に示す演算 手順と同じ手順で水素濃度を算出した。表 3-13に示すとおり、酸素導入時にも水素濃度を 精度内で測定できることを確認できた。また、図 3-23 及び図 3-24 に示すとおり、酸素ガ スの導入と停止を繰返し行った時にも、酸素の影響を抑制しており、↓↓ 被膜の有効性を確 認できた。

なお、 は無機物であり、放射線による劣化を考慮する必要がない。 は原子炉格納 容器内に設置されている起動領域モニタの MI ケーブルにも使用されており、原子炉格納容 器内の環境下での使用実績がある。また、 は融点が 1650℃の安定な物質で耐熱性に優 れている。さらに、 は本水素検出器の保温材としても使用されており、重大事故等時を 模擬した環境条件で耐環境試験を行い、健全性を維持できることを確認している。

表 3-13 酸素特性試験の試験結果(酸素対策後)

	21 -				
条件	水素濃度[vo1%]	判定基準[vo1%]*	測定值[vo1%]	誤差[vol%]	評価結果
1	3. 5	1.5~5.5	最大值: 最小值:	最大值: 最小值:	良
2	10.0	8.0~12.0	最大値:	最大值:	良
			最小值:	最小值:	

注記*:判定基準は水素濃度±2.0vo1%とした。





- 3.5 被毒物質の影響
 - (1) 被毒物質の抽出

重大事故等時の原子炉格納容器内には,窒素,水素,水蒸気のほかに,酸素,核分裂生成物(ヨウ素等)の物質が含まれると考えられており,これらの物質が被毒として検出器の性能に与える影響を評価する必要がある。

これら原子炉格納容器内で想定される物質のうち,格納容器内水素濃度(SA)に用いるパ ラジウムのような貴金属触媒に対する被毒物質には,一酸化炭素,硫黄,ハロゲン,重金 属,水,ダスト(粉塵),エアロゾルがある。各々の被毒物質の影響について確認した。

a. 一酸化炭素

溶融炉心とコンクリートの反応により発生し,可燃性ガスの一部としてある程度存在していると考えられる。濃度や温度域によっては水素吸蔵に対する被毒性を有する。 従って,一酸化炭素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

b. 硫黄

通常運転時においては,原子炉格納容器内は窒素置換され,かつ,密閉されていること から,これらの被毒物質が原子炉格納容器外より流入することは考えられない。

被毒物のうち,火災の際に発生しうる硫黄成分は,原子炉格納容器内に可燃性物質を極 力使用しないこと及び通常運転中窒素置換されていることから発生の可能性はないとして いる。

従って、硫黄は被毒物質として考慮しない。

c. ハロゲン, 重金属

原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物としては、ヨウ素(I)、臭素(Br)、クリ プトン(Kr)、キセノン(Xe)、ウラン(U)、プルトニウム(Pu)等がある。これらのう ち、パラジウム表面に吸着して被毒物質となるものは、ハロゲンであるヨウ素、臭素であ る。これらハロゲンについては、炉内内蔵量のうちハロゲンの50%が放出されると仮定し ているため、そのうち約90%を占めるヨウ素と約10%を占める臭素による触媒への影響を考 慮する必要がある。このうち、臭素はヨウ素より反応性が高いため化合物を作りやすく、 粒子状の形態になると考えられ、格納容器スプレイによって水中に捕捉されるため、臭素 の被毒物としての影響はヨウ素を想定することで包絡される。

従って、ヨウ素を被毒物質として考慮し試験対象とした。

d. 水

異物のうち,水に対しては,検出器上部に被水防止カバーを設置しており,検出器は被 水の影響を受けない設計としている。

なお,水は被毒物質として考慮し,蒸気環境を含む環境試験を実施しており健全性を維 持していることを確認している。

R1

e. ダスト (粉塵)

ダスト(粉塵)に関しては冷却材喪失事故発生時に,破断配管からのジェット流によっ て保温材が破損し,ダスト(粉塵)が発生する可能性がある。原則,金属反射保温材を使 用するため,ダスト(粉塵)の発生量は少量と考えられることから,固体粒子が一様にパ ラジウム表面を覆うことは考えられない。また,ダスト(粉塵)は格納容器スプレイによ って水中に捕捉されることから,影響は少ないと考えられる。

従って、ダスト(粉塵)は被毒物質として考慮しない。

f. エアロゾル

核分裂生成物のうち,エアロゾル(セシウム化合物他)として原子炉格納容器内に存在 する物質は,格納容器スプレイによって水中に捕捉され,格納容器スプレイ作動後は速や かに濃度が低下するが,原子炉格納容器内の存在量の観点からその影響を考慮し,エアロ ゾルを試験対象とした。

以上より一酸化炭素,ヨウ素及びエアロゾルを反応阻害物質とし被毒影響を検討すること とした。 (2) 被毒物質の影響評価

(1)のとおり、一酸化炭素、ヨウ素及びエアロゾルを被毒物質として選定した。なお、ヨウ素については、NUREG-1465*や文献等を参考に、ヨウ素の形態から派生する物質についても影響評価を実施する。

パラジウムの被毒影響を評価するため抽出した物質による浸漬又は暴露による評価を行い、水素濃度測定及び応答性を確認した結果、検出性能に与える影響が最も大きいものはヨウ素であることが分かったので、ヨウ素について対策を実施することとした。評価結果を表 3-14「被毒物質の抽出結果」に示す。

注記*:Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, NUREG-1465, February 1995

形態	抽出理由	評価対象	影響の有無 (評価結果)
一酸化炭素 (CO)	a. 一酸化炭素 溶融炉心とコンクリートの反応により発 生し,可燃性ガスの一部としてある程度 存在していると考えられる。濃度や温度 域によっては白金触媒に対する被毒性を 有することから被毒物質として選定し た。	対象	影響無し ・一酸化炭素に暴露し,水素濃度 測定,応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響 無しと評価した。
ヨウ素 (I ₂)	 c. ハロゲン,重金属 CsI+H₂0⇔Cs0H+I+1/2H₂の反応により生成 され、スプレイ水のpH 調整が行われた場 合は、格納容器内のヨウ素の1~5%程度 がこの形態と評価されている。一方,pH 調 整が行えない場合は、元素状ヨウ素(I₂や HI)が多数を占めると評価されている。 白金触媒に対して被毒性を有することが 知られており、被毒物質として選定した。 	対象	影響有り ⇒対策実施 ・ヨウ素環境下において,水素濃 度測定,応答性を確認。 ・判定基準を逸脱したことから影 響有りと評価した。
ヨウ化メチル (CH ₃ I)	c. ハロゲン,重金属 格納容器内の有機物と反応し,この物質 が生成され,ヨウ素の4%程度がこの形態 と評価されている。 被毒影響のあるヨウ素より派生する化学 形態であり,被毒物質として選定した。	対象	影響無し ・ヨウ化メチルに暴露し,水素濃 度測定,応答性を確認。 ・判定基準内であることから影響 無しと評価した。

表 3-14 被毒物質の抽出結果(1/2)

下公会的		封殿封角	影響の有無
形態	抽口理由	武驶刈家	(試験結果)
ヨウ化エチル	c. ハロゲン, 重金属	対象外	_
(C_2H_5I)	CH ₃ I よりも発生量が少ないため		
ジョードメタン	(CH ₃ I,C ₂ H ₅ I,CH ₂ I ₂ は約 80%,約 5%,約		
	15%の形態で存在するとされている),		
(CH_2I_2)	CH ₃ I の試験により代表化することで対象		
	外とした。		
ヨウ化水素	c. ハロゲン, 重金属	(対象)*	—
(HI)	CsI+H ₂ 0⇔CsOH+HIの反応により生成され,		
. ,	スプレイ水の pH 調整が行われた場合は,		
	格納容器内のヨウ素の 1~5%程度がこの		
	形態と評価されている。一方, pH 調整が		
	行えない場合は,元素状ヨウ素(I ₂ やHI)		
	が多数を占めると評価されていることか		
	ら被毒物質として選定した。		
	なお,揮発性であり,毒性を有することか		
	ら取り扱いの観点からも, 揮発させた I2		
	をサンプルガス (水素含む) に混合させる		
	ことで I2の試験により代表化した。		
ヨウ化セシウム	f. エアロゾル	対象	影響少ない
(CsI)	代表的な白金触媒に対する被毒物質とは		・ヨウ化セシウム水溶液に浸漬
()	考えられないが,よう素の大部分はCsIの		し,水素濃度測定,応答性を確
	形態で存在しているとされており、存在		認。
	量の観点からその影響が無視できない可		・水素濃度測定は判定基準内であ
	能性があると考え、被毒物質として選定		ったが、応答性は若干の判定基
	した。		準の逸脱が確認されたため、影
			響少ないと評価した。

表 3-14 被毒物質の抽出結果(2/2)

注記*:()は直接的に当該物質を対象とした試験を行わないが、ヨウ素の試験により代表化する ことで対象とした物質を意味する。 (3) 格納容器内水素濃度(SA)のヨウ素対策について

パラジウムがヨウ素環境下にあるとヨウ素と反応してヨウ化パラジウムに変化し、水素 の吸蔵性能が低下し、格納容器内水素濃度(SA)の水素計測に影響を与えることを確認し たことから、対策として検出器容器の開口部にヨウ素を補集するヨウ素フィルタを設置し た。ヨウ素フィルタ付き検出器の外観を図3-25「ヨウ素フィルタ付き検出器外観」に示 す。

ヨウ素フィルタを設置することによる悪影響については、ダストによるヨウ素フィルタの 目詰まりが想定されるが、水素などの気体を完全に遮断するものではないと考えられる。

なお、ダストは格納容器スプレイによって捕捉されるため、格納容器内水素濃度(SA)は ダストの影響は受けないが、仮にダストが検出器上部の開口部に堆積した場合でも、開口部 は上下にあることから計測に悪影響を与えるものではない。



(側面図)

図3-25 ヨウ素フィルタ付き検出器外観

ョウ素フィルタの有効性を確認するためョウ素フィルタ付き検出器に対しョウ素試験を実施している。試験条件を表 3-15「ヨウ素試験の試験条件」,試験構成を図 3-26「ヨウ素試験の試験構成」に示す。ヨウ素を一定の流量で流した状態で水素ガスの導入と停止を繰返し,検出器の計測精度を評価した。



図 3-26 ヨウ素試験の試験構成

試験環境	200℃,大気圧,水蒸気
検出素子部の温度	C = C
ヨウ素積算流入量[mg/m ³ ・時間]	*
連続時間[時間]	72
水素濃度[vo1%]	0.0, 4.0

表 3-15 ヨウ素試験の試験条件

注記*:「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規

則」審査資料(第五十条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備,第 五十九条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)の記載値を考慮して設

定しており,重大事故等時の条件を包絡。

<試験条件の設定根拠>

- 200℃ : 原子炉格納容器の限界温度である 200℃とした。
- 大気圧: 圧力変動がなく一定であれば問題ないため本試験では大気圧とした。
- 水蒸気 : 重大事故等時の環境条件を模擬するため水蒸気とした。
- ヨウ素積算流入量:72時間で重大事故等時に想定されるヨウ素の7日間の積算流入量 を包絡する流入量とした。
- 水素濃度 : 可燃限界である 4. 0vo1%とした。

試験結果を表 3-16「ヨウ素試験結果」,図 3-27「ヨウ素試験結果」に示す。表 3-16及 び図 3-27に示すとおり、ヨウ素環境下においても水素導入時にパラジウムの抵抗値が変化 しており、指示値が精度内であることから、ヨウ素環境下でも水素検出が可能であることを 確認した。

表 3-16 ヨウ素試験結果

水素濃度[vo1%]	判定基準[vo1%]*	測定值[vo1%]	誤差[vo1%]	評価結果
4.0	2.0~6.0	最大值: 最小值:	最大值: 最小值:	良

注記*:判定基準は水素濃度±2.0vol%とした。

図 3-27 ヨウ素試験結果

3.6 格納容器内水素濃度(SA)の耐震性について

加振試験において,格納容器内水素濃度(SA)を加振台に設置し,表 3-17「格納容器内水 素濃度(SA)の加振試験の結果」に示す加速度を加えた後で格納容器内水素濃度(SA)が機能 的な健全性が確保されていることを確認している。

卡向	枚如 <u>灾</u> 界内水 表) (S
刀門	伯利在码门外系债及(SA)
X 方向	4G
Y 方向	4G
Z 方向	2G

表 3-17 格納容器内水素濃度(SA)の加振試験の結果

3.7 格納容器内水素濃度(SA)の電源供給について

格納容器内水素濃度(SA)は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電できる設計とする。

電源供給については図 3-28「格納容器内水素濃度(SA)の電源概略構成図」に示す。



図 3-28 格納容器内水素濃度(SA)の電源概略構成

V-1-5-2 工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値の根拠に関する 説明書

目 次

1.	概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.	基本方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.2	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
3.	施設の詳細設計方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
3.1	その他の工学的安全施設・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
4.	工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値根拠・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
4.1	ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
4.2	ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
4.3	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	10

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規則」という。)第35条,第59条及び第61条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関わる、工学的安全施設等の起動

(作動) 信号の設定値の根拠について説明する。

なお,設計基準対象施設に関しては,技術基準規則の要求事項に変更がないため,今回の申請 において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては,工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として,緊 急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを 減圧するための設備を設置したことから,本設備から発信される作動信号の設定値の根拠につい て説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき,運転時の異常な過渡変化時において発電用原子 炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがあ る場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷 却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界 に移行させるため、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)により、全制御棒を全挿入させて原 子炉を未臨界に移行させる。

また,ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)により,原子炉冷却材再循環ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1) ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象 において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度が印 可され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じること で燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする原子炉 圧力高信号とは別に ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)用として原子炉圧力高信号の検出器 を新たに追加する。

また,原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため,原子 炉がスクラムする原子炉水位低以下に ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)用として原子炉水 位低(レベル2)信号の検出器を新たに追加する。

ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)は,原子炉圧力高,原子炉水位低(レベル2)のいず れかの信号により起動(作動)する。

なお、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、原子炉緊急停止系とは別の電磁弁からスクラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。

原子炉緊急停止系が動作後に ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)が動作した場合において, スクラム弁の空気はすでに原子炉緊急停止系のスクラム・パイロット弁より排出されているこ とから、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)の動作による悪影響はない。

(2) ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)

運転時の異常な過渡変化のうち、「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事 象において ATWS が発生した場合、原子炉圧力の上昇に伴い、ボイドの減少による正の反応度 が印可され、中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し、燃料棒表面で沸騰遷移が生じ ることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため、ATWS 緩和設備(代替 冷却材再循環ポンプ・トリップ機能:原子炉冷却材再循環ポンプ4台の自動停止)用として 原子炉圧力高信号の検出器を新たに追加する。

また,原子炉水位が低下する過渡変化時において ATWS が発生する事象に対応するため, ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能:原子炉冷却材再循環ポンプ4台の 自動停止)用として原子炉水位低(レベル3)信号の検出器を新たに追加し,ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能:原子炉冷却材再循環ポンプ6台の自動停止)用 として原子炉水位低(レベル2)信号の検出器を新たに追加する。

ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく,10 台全台停止させると冷却能力の低下 を招くことから,ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は,原子炉圧力 高又は原子炉水位低(レベル3)の信号により,原子炉冷却材再循環ポンプ4台を自動停止 し,原子炉水位低(レベル2)の信号により,原子炉冷却材再循環ポンプ6台を自動停止す る設計とする。なお,本機能は建設時から設置されている機能である。

ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は、建設時から設置されている タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能とは別にトリッ プ信号を出力することにより原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置を停止させ、原 子炉冷却材再循環ポンプ4台をトリップさせる。

タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能が動作後に ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)が動作した場合において,原子炉 冷却材再循環ポンプはすでにトリップしていることから,ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環 ポンプ・トリップ機能)の動作による悪影響はない。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第61条及びその解釈に基づき,原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって,設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても,炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため,原子炉冷却材圧力バウンダリを減 圧するための設備として代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして,高圧注水機能が喪失し,原子炉水位のみ低下 し、ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため,残留熱 除去系ポンプ(低圧注水モード)の吐出圧力確立を条件に原子炉水位低(レベル 1)信号を 新たに追加する。

代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)は、残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)

2

の吐出圧力確立を条件に原子炉水位低(レベル1)の信号により起動(作動)する。

施設の詳細設計方針

以下の設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお、設定値、セット値等の用語の説明は表 3-1「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

- 3.1 その他の工学的安全施設
 - ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)
 以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)は作動する。
 - (a) 原子炉圧力高
 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高7.34MPa以下及び主蒸気逃がし安全弁第1段設定
 圧力(7.51MPa)以下を考慮し、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し、かつ、
 確実に作動するように設定する。
 - (b) 原子炉水位低(レベル2) 原子炉水位低(レベル3)スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象を緩和する ため、原子炉水位低(レベル2)を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を 阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。
 - (2) ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) 以下のいずれかの信号により ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は 作動する。
 - (a) 原子炉圧力高
 - 3.1(1)(a)と同様。
 - (b) 原子炉水位低(レベル3)

原子炉水位低(レベル3)スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において,事象を緩和する ため,原子炉水位低(レベル3)を設定値とし,本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を 阻止し,かつ,確実に作動するように設定する。

(c) 原子炉水位低 (レベル2)

原子炉水位低(レベル3)で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事象 緩和に有効な値として原子炉水位低(レベル2)を設定値とし、本設備の計装誤差を考慮し て不要な作動を阻止し、かつ、確実に作動するように設定する。

(3) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)

残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)運転中に,以下の信号により代替自動減圧機能は作 動する。

(a) 原子炉水位低 (レベル1)

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため,残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード) の吐出圧力確立を条件として,自動減圧系と同様の原子炉水位低(レベル1)を設定値とし, 本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し,かつ,確実に作動するように設定する。

用語	説明
設定値	工学的安全施設等の起動(作動)信号の上限値又は下限値。
	工学的安全施設等の起動(作動)信号の許容範囲。
設定範囲	セット値に対して計装誤差を差し引いた値から、セット値に対して
	計装誤差を加算した値までの範囲。
	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。
セット値	実機の計装設備にセットする値であり、設定値に計装誤差を加算あ
	るいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

表 3-1 設定値根拠の用語の説明

4. 工学的安全施設等の起動(作動)信号の設定値根拠

4.1 ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)

	名		称		原子炉圧力高
目	的	/	機	田内	運転時の異常な過渡変化時において,原子炉を緊急に停止することがで きない事象が発生した場合において,炉心の著しい損傷を防止し,原子 炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため, 制御棒挿入を行う。
	設	定	値		7.48MPa 以下
設定範囲			色 囲		7.38MPa 以上かつ, 7.48MPa 以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し7.48MPa以下に設定する。

- 1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
- 2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し,主蒸 気逃がし安全弁第1段設定圧力(7.51MPa)以下とする。

・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.48MPa に計装誤差 0.05MPa を考慮した 7.43MPa とする。

設定範囲はセット値 7.43MPa に対し計装誤差 0.05MPa を差し引いた 7.38MPa から計装誤差の 0.05MPa を加算した 7.48MPa までの範囲とする。また,設定範囲は原子炉スクラム信号である 原子炉圧力高の信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため,原子炉スクラム信号であ る原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.34MPa 以上,かつ,主蒸気逃がし安全弁から の蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し,可能な限り低い値とするため 7.48MPa 以下に設定する。



	名		称		原子炉水位低(レベル2)
目	的	/	機	田内	運転時の異常な過渡変化時において,原子炉を緊急に停止することがで きない事象が発生した場合において,炉心の著しい損傷を防止し,原子 炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため, 制御棒挿入を行う。
	設	定	値		原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上
設定範囲原子炉圧				[原子炉圧力容器零レベル*より1165.2 cm以上,かつ,1175.6 cm以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より1165 cm以上に設定する。

- 1. 原子炉水位低(レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において,事象緩和に有 効な値として原子炉水位低(レベル 2)を設定値とする。
- ・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値1165.2cmに計装誤差5.2cmを考慮した1170.4cmとする。

設定範囲はセット値 1170.4cm に対して計装誤差 5.2cm を差し引いた 1165.2cm から計装誤差 5.2cm を加算した 1175.6cm までの範囲とする。また,設定範囲は原子炉水位低(レベル3)の 信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため,原子炉水位低(レベル3)の信号が最も 遅れて発信される 1285.2cm より低く設定する。

注記*:原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下



4.2 ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)

	名		称		原子炉圧力高
目	的	/	機	船	運転時の異常な過渡変化時において,原子炉を緊急に停止することがで きない事象が発生した場合において,炉心の著しい損傷を防止し,原子 炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため, 原子炉冷却材再循環ポンプ4台のトリップを行う。
	設	定	値		7.48MPa 以下
	設気	宦 葷	節 囲]	7.38MPa 以上かつ,7.48MPa 以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し7.48MPa以下に設定する。

- 1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
- 2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し,主蒸 気逃がし安全弁第1段設定圧力(7.51MPa)以下とする。
- ・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値7.48MPaに計装誤差0.05MPaを考慮した7.43MPaとする。 設定範囲はセット値7.43MPaに対し計装誤差0.05MPaを差し引いた7.38MPaから計装誤差の 0.05MPaを加算した7.48MPaまでの範囲とする。また,設定範囲は原子炉スクラム信号である 原子炉圧力高の信号に対して本設備の不必要な作動を防止するため,原子炉スクラム信号であ る原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される7.34MPa以上,かつ,主蒸気逃がし安全弁から の蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し,可能な限り低い値とするため 7.48MPa以下に設定する。



	名		称		原子炉水位低(レベル3)
Ш	的	/	機	田内	運転時の異常な過渡変化時において,原子炉を緊急に停止することがで きない事象が発生した場合において,炉心の著しい損傷を防止し,原子 炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため, 原子炉冷却材再循環ポンプ4台のトリップを行う。
	設定値				原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上
設定範囲					原子炉圧力容器零レベル*より1285.2 cm以上,かつ,1287.6 cm以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より1285 cm以上に設定する。

- 1. 原子炉水位低(レベル3)スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において,事象緩和に有 効な値として原子炉水位低(レベル3)を設定値とする。
- ・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 1285.2cm に計装誤差 1.2cm を考慮した 1286.4cm とする。

設定範囲はセット値 1286.4cm に対して計装誤差 1.2cm を差し引いた 1285.2cm から計装誤差 1.2cm を加算した 1287.6cm までの範囲とする。また,設定範囲は原子炉スクラム用の原子炉水 位低 (レベル3) 信号と同様に 1285.2cm 以上に設定する。

注記*:原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下



	名		称		原子炉水位低(レベル2)
III	的	/	機	名田	運転時の異常な過渡変化時において,原子炉を緊急に停止することがで きない事象が発生した場合において,炉心の著しい損傷を防止し,原子 炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため, 原子炉冷却材再循環ポンプ6台のトリップを行う。
	設	定	値		原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上
設定範囲					原子炉圧力容器零レベル*より1165.2 cm以上,かつ,1175.6 cm以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より1165 cm以上に設定する。

 原子炉水位低(レベル3)で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事 象緩和に有効な値として原子炉水位低(レベル2)を設定値とする。

・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値1165.2cmに計装誤差5.2cmを考慮した1170.4cmとする。

設定範囲はセット値 1170.4cm に対して計装誤差 5.2cm を差し引いた 1165.2cm から計装誤差 5.2cm を加算した 1175.6cm までの範囲とする。また,設定範囲は原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップ信号である原子炉水位低(レベル 3)の信号に対して本設備の不必要な作動を防止 するため,原子炉水位低(レベル 3)の信号が最も遅れて発信される 1285.2cm より低く設定す る。





4.3 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)

	名		称		原子炉水位低(レベル1)
目	的	/	機	船	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷 及び格納容器破損(炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。)を防止 するため,原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去系ポンプ運転状態で 主蒸気逃がし安全弁を作動させる。
	設	定	値		原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm以上
	設気	宦 葷	危 囲]	原子炉圧力容器零レベル*より 936.2 cm以上,かつ,946.6 cm以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より936 cm以上に設定する。

- 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器 圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、 原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉 水位低(レベル1)を設定値とする。
- 2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないよ うに有効炉心上端より高い水位とする。
- ・設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。
 - セット値は本設備の設定値 936.2cm に計装誤差 5.2cm を考慮した 941.4cm とする。

設定範囲はセット値941.4cmに対して計装誤差5.2cmを差し引いた936.2cmから計装誤差5.2cm を加算した946.6cm までの範囲とする。また,設定範囲は原子炉水位低(レベル2)の信号に 対して不必要な作動を防止するため,原子炉水位低(レベル2)の信号が最も遅れて発信され る1165.2cmより低く設定する。

注記*:原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224 cm下



V-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る 制御方法に関する説明書

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 中央制御室に係る制御方法	2
3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御 ·····	2
3.1.1 起動手順	2
3.1.2 停止手順 ······	3
3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
3.3 発電用原子炉の緊急停止 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	4
3.4.1 原子炉出力制御 ·····	5
3.4.2 プロセス制御 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	6
3.4.3 安全保護系(原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)及びその他	ī
の工学的安全施設等の作動設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
3.4.4 その他の保護設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
4. 中央制御室外原子炉停止装置	28
4.1 制御機能	28
4.2 監視機能	28

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第38条及び第74条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関わる制御方式である中央制御方式に よる常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に 係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第33条,第35条,第36条, 第37条,第59条及び第61条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力 制御(制御棒駆動系,原子炉再循環流量制御系),プロセス制御(タービン制御系,原子炉給水 制御系),安全保護系(原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路),その他の工 学的安全施設等の作動設備,発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するた めの制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお,設計基準対象施設の機能に関しては,技術基準規則の要求事項に変更が無いため,今回 の申請において変更は行わない。

今回は,発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち,工学的安全施 設等の作動信号を発信する設備(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)の制御方法について説明する。

2. 基本方針

7号機は、原則として基底負荷用として高負荷運転を行う。また、出力変更は、中央給電指令 所からの指令に基づき当直長の指示により、原子炉冷却材再循環ポンプ回転速度設定操作、又は 負荷設定操作により発生する負荷/速度偏差信号で原子炉出力を調整することにより行われる。

また,タービンの出力制御は,電気油圧式制御装置(速度制御,負荷制御,圧力制御,バイパ ス制御及び流量制御)による出力の制御並びに発電用原子炉,タービン及び発電機の自動あるい は手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

通常運転時(起動及び停止を含む。),運転時の異常な過渡変化時,設計基準事故時及び重大事 故等時に必要な計装及び制御装置が,中央制御室内に配置され集中管理方式による運転が行われ る。プラントの監視は,主に中央制御室内の大型表示盤,制御盤上のCRT等により行われ,操作 は,主に中央制御室内の制御盤上の操作スイッチ及びタッチオペレーション機能付フラットディ スプレイにより行われる。なお,中央制御室で操作が困難な場合に,発電用原子炉をスクラム後 の高温状態から低温状態に導くための中央制御室外原子炉停止装置を設置する。

また,通常運転時の熱的制限値の監視,プラント性能計算は,炉心性能計算機により行われる。

なお,その他の中央制御室の機能(中央制御盤等,外部状況把握,居住性の確保,通信連絡) については,V-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象 (以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を 維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機 能)により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる設計とする。

また,ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)により,原子炉冷却材再循環 ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって,設計基準事故対処設備が有する発電用原 子炉の減圧機能が喪失した場合においても,炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止 するため,代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)により,主蒸気逃がし安全弁を動作させ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設計とする。

3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は,様々な制御方式によって制御され, プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理す る。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他発電用 原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急 変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生 じた場合の原子炉スクラム及びタービン並びに発電機の保護装置による制御を「3.3 発電用原 子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として,発電用原子炉の出力制御 (制御棒駆動系,原子炉再循環流量制御系),プロセス制御(タービン制御系,原子炉給水制御 系),安全保護系(原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)並びにその他の工 学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。

また,発電用原子炉の出力制御設備を図 3-1「出力制御設備」に示す。

なお,発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については,平成12年10月13日付総官発12 第299号にて認可された工事計画の「IV-1制御能力についての計算書」による。

3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

通常運転中の出力は、手動操作、又は自動による再循環流量の調整あるいは手動操作、又は 自動による制御棒位置の調整により原子炉出力を変更することにより増減される。なお、制御 棒位置の自動調整は、全制御棒全挿入状態から定格出力の約70%までの範囲で行う。

また,発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は,以下に述べるとおりであり,初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下によらない場合がある。

3.1.1 起動手順

冷温停止の状態から原子炉給水ポンプ切替えまでの起動要領は以下のとおりである。

- (1) 起動前準備として各系統設備は次のような状態にあること。
 - a. 原子炉水位が,通常運転水位に保持された状態にあり,原子炉冷却材再循環系及び 原子炉冷却材浄化系が運転中であること。
 - b. 低圧復水ポンプが運転中であり、発電用原子炉への給水が可能な状態にあること。
 - c. 復水器の真空度が確立された状態にあること。

- (2) モードスイッチを「起動」位置にし、制御棒操作シーケンスにしたがって、制御棒の 引き抜きを開始する。
- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、発電用原子炉の温度、圧力上昇を開始する。
- (4) 発電用原子炉の圧力上昇に伴い、下記の操作を実施する。
 - a. タービングランドシール蒸気を所内蒸気系蒸気より, グランド蒸気蒸化器の発生蒸 気に切り替える。
 - b. タービン及び発電機の保護装置をリセットし、タービンの暖機を行う。
 - c. 起動停止用蒸気式空気抽出器から蒸気式空気抽出器に切り替える。
 - d. 原子炉給水制御系が単要素であることを確認する。
 - e. 原子炉給水制御系の電動機駆動原子炉給水ポンプを起動する。
 - f. 電気油圧式制御装置圧力制御機能の圧力設定値を原子炉圧力の上昇に合わせて上昇 させ、最終的に原子炉定格圧力に調整する。
- (5) 引き続き制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を引き抜き,原子炉出力を増加さ せ,主蒸気をタービンバイパス弁を通して復水器にバイパスする。
- (6) 原子炉出力上昇の過程で,平均出力領域モニタの監視範囲に入ったらモードスイッチ を「運転」位置に切り替える。
- (7) 蒸気タービンを起動し、蒸気タービン回転数を1500rpmとする。
- (8) 発電機初期負荷に必要な主蒸気流量が得られるまで原子炉出力が増加したら,発電機 を起動し同期速度まで上昇させる。
- (9) 発電機を外部電源系統に並入し、発電機の出力を増加させる。
- (10) 負荷制限器を操作し、タービンバイパス弁を閉させる。
- (11) 更に制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を引き抜き原子炉出力,発電機出力を 増加させ,発電機出力が所内負荷以上になったら,所内電源を起動変圧器側から所内変 圧器側に切り替える。
- (12) 約20%給水流量の状態で,電動機駆動原子炉給水ポンプからタービン駆動原子炉給水 ポンプに切り替え,原子炉給水制御系が三要素であることを確認する。
- 3.1.2 停止手順

原子炉給水ポンプ切替えから冷温停止状態までの停止要領は以下のとおりである。

- (1) 原子炉給水制御系が単要素であることを確認する。
- (2) 約20%給水流量の状態で、タービン駆動原子炉給水ポンプから電動機駆動原子炉給水 ポンプに切り替える。
- (3) 所内電源を所内変圧器側から起動変圧器側に切り替える。
- (4) 制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を挿入し,原子炉出力,発電機出力を減少 させる。
- (5) 負荷制限器を操作しタービンバイパス弁を開させ,発電機出力が最小となった時点 で,発電機を外部電源系統より解列する。
- (6) タービンを停止する。
- (7) 原子炉出力減少の過程で起動領域モニタの監視範囲に入ったら、モードスイッチを

「起動」位置に切り替える。

- (8) 引き続き制御棒操作シーケンスにしたがって制御棒を挿入し,全制御棒を全挿入状態 にする。全挿入となったらモードスイッチを「燃料取替」位置に切り替える。
- (9) タービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却を開始する。
- (10) 発電用原子炉の圧力減少に伴い下記の操作を実施する。
 - a. 原子炉給水制御系の電動機駆動原子炉給水ポンプを停止する。
 - b. 蒸気式空気抽出器から起動停止用蒸気式空気抽出器に切り替える。
 - c. タービングランドシール蒸気をグランド蒸気蒸化器の発生蒸気より所内蒸気系蒸 気に切り替える。
- (11) 引き続きタービンバイパス弁を使用し、原子炉圧力の減少及び発電用原子炉の冷却 を行い、原子炉圧力が低下したら残留熱除去系を停止時冷却モードで運転し、発電用 原子炉を冷温停止状態に移行させる。

以上の起動及び停止手順は,自動操作及び手動操作にて行われるが,手順の途中に ブレークポイントを設け,ブレークポイントがくると全ての自動化機能は一旦停止 し,運転員が確認した後,次のステップへ進むことになる。

3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

発電機が定格出力の40%以上で運転中,例えば系統事故等により発電機負荷遮断が生じる と,出力負荷アンバランス検出回路からの信号によって蒸気加減弁が急速に閉鎖し,発電用原 子炉はスクラムする。

また,タービンバイパス弁が急開するとともに,原子炉圧力上昇に伴い主蒸気逃がし安全弁 が開き,蒸気をそれぞれ復水器及びサプレッションチェンバのプール水中に放出し,主蒸気圧 力の調整を行う。

3.3 発電用原子炉の緊急停止

保護装置は、プラント異常時、又は故障が生じた場合に、発電用原子炉、タービン及び発電 機を緊急停止する。また、小破断、給水ポンプトリップ等の事象が発生した場合は、運転員の 判断によって発電用原子炉、タービン及び発電機を緊急停止させることも可能である。

なお,原子炉緊急停止系作動回路,タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合, 図 3-2「プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である,制御棒の挿入位置を調節する ことによって反応度を制御する制御棒駆動系,再循環流量を調整することによって反応度を制 御する原子炉再循環流量制御系,タービンの速度を制御するタービン制御系,原子炉水位を一 定に保持するよう制御する原子炉給水制御系,発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系 (原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)及びその他の工学的安全施設等の 作動設備について以下に示す。

R1

- 3.4.1 原子炉出力制御
 - 3.4.1.1 制御棒駆動系

制御棒位置の調整は、中央制御室から自動、又は手動遠隔操作で行われる。自動調整の場合、制御棒駆動装置が、操作すべき制御棒、又は制御棒グループ(最大 26本)を制御棒操作シーケンスに基づき自動的に選択し、制御棒駆動系の駆動電動機を操作することによって行われる。また、プラント運転手順の途中にブレークポイントを設けブレークポイントがくると全ての自動化機能は一旦停止し、運転員が確認した後、次のステップへ進むことになる。手動調整の場合、制御スイッチで操作すべき制御棒、又は制御棒グループを運転員が選択し、制御棒駆動系の駆動電動機を操作することによって行われる。

制御棒位置の調整は,自動,手動いずれの場合でも1ステップごと,又は連続的に 動かして行うことが可能である。また,制御棒価値ミニマイザの許可範囲で制御スイ ッチにて引抜き及び挿入が可能なようになっている。これらの場合,操作すべき制御 棒,又は制御棒グループが選択されると,それ以外の制御棒は同時に動作しないよう なインターロックを有している。なお,制御棒の位置制御はフィードバック制御であ るため偏差は生じにくいが,万一生じた場合は制御棒の引抜きは阻止される。

なお、制御棒の引抜きを阻止するインターロックには以下のようなものがある。

- a. モードスイッチが「停止」位置にある場合
- b. モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、燃料取替用クレーン位置が原子炉 上部にあり、かつ荷重状態のとき
- c. モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、引き抜かれている制御棒が同一の 水圧制御ユニットに属する1組又は1本のとき
- d. モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で制御棒駆動機充てん水圧力低のスク ラム信号がバイパスされているとき
- e. 制御棒駆動機充てん水圧力低による制御棒引抜阻止信号のあるとき
- f. モードスイッチが「運転」位置以外にある場合で、起動領域モニタの中性子束高、中 性子束低、動作不能又は原子炉周期(ペリオド)短のとき
- g. モードスイッチが「起動」又は「運転」位置にある場合で、制御棒駆動機構の分離検 出装置が動作したとき
- h. モードスイッチが「運転」位置にある場合で、平均出力領域モニタの中性子束低又は 動作不能のとき
- i. 平均出力領域モニタの中性子束高のとき(ただし、モードスイッチが「運転」位置に ある場合、中性子束高による制御棒引抜阻止の設定点は、炉心流量の変化に対応して自 動的に変えられるようになっている。)
- j. 制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号にあるとき
- k. 制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるとき(ただし、制御棒引抜阻止 機能は任意の出力運転状態からの制御棒引き抜きによって最小限界出力比(MCPR) が過渡時の限界値を下回らないようにするために設けられており、この制御棒引抜阻止 信号の設定点は、炉心流量に対応して自動的に変えられるようになっている。)

 \mathbb{R}^{1}

1. ギャンググループ内制御棒位置偏差大のとき

さらに、制御棒を市松模様の状態になるまで引き抜く間(低出力時)は、最大26本の制御棒を同時に操作可能であるが、制御棒引抜監視装置の作動が必要となる高出 力時には、同時操作可能な制御棒は最大8本に制限される。

また,原子炉冷却材再循環ポンプが2台以上トリップし,低炉心流量(36%以下) かつ,原子炉高出力運転時(原子炉出力30%以上)の領域に入った場合,自動的に 選択制御棒を電動駆動で挿入するインターロックを有している。

3.4.1.2 原子炉再循環流量制御系

原子炉再循環流量制御は炉心流量をフィードバック信号として用い,手動操作,又 は自動による原子炉冷却材再循環ポンプの速度調整によって行われるが,所要のポン プ速度は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置を通し,原子炉冷却材再循環 ポンプ駆動電動機の電源周波数及び電圧を変化させることにより調整される。

速度変化率については、主制御部の速度変化率制限器により5%/sに制御する。 なお、原子炉冷却材再循環ポンプの流量制御は、主制御器により全台(10台,う ち6台が MG セット有)一括制御される。また、原子炉高出力運転時(原子炉出力 35%以上)におけるタービントリップ、又は発電機負荷遮断時には、主蒸気止め弁 閉、又は蒸気加減弁急速閉の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ4台(MG セット 無)を同時トリップし、タービントリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力の上 昇を抑制する。

所内電源喪失時の燃料損傷防止の観点から,原子炉冷却材再循環ポンプMGセット に接続された原子炉冷却材再循環ポンプの電源は,所内電源喪失による原子炉冷却材 再循環ポンプ全台トリップを回避するため3秒間運転を維持する設計とする。

3.4.2 プロセス制御

3.4.2.1 タービン制御系

通常の出力運転中において,原子炉圧力を一定に自動制御する系統であり,蒸気加 減弁とタービンバイパス弁によって手動操作,又は自動により制御する。

例えば, 原子炉出力が上昇すると原子炉圧力がそれに伴って上昇する。

この圧力上昇は,圧力検出器により,電気信号に変換され電気油圧式制御装置の一 部である圧力制御機能の出力信号増加となり,蒸気加減弁のサーボ弁に伝達され,こ の弁開度を調整し原子炉圧力を一定にするようタービン出力を増加させる。したがっ て,通常運転時には,発電機出力は原子炉出力に従属して制御されている。

なお,電気油圧式制御装置は,速度制御,負荷制御,圧力制御,バイパス制御及び 流量制御により構成される。

3.4.2.2 原子炉給水制御系

原子炉出力に応じ,可変速のタービン駆動原子炉給水ポンプの速度,又は給水調整 弁の開度を手動操作,又は自動により,原子炉水位を一定に保持するように制御され る。

原子炉給水制御系が自動の場合,タービン駆動原子炉給水ポンプあるいは給水調整 弁は,三要素(原子炉水位,主蒸気流量,給水流量)あるいは単要素(原子炉水位) による制御が行われる。

例えば、原子炉出力が上昇すると主蒸気流量が増大し原子炉水位が低下する。単要 素制御の場合にはこの水位低下を水位検出器により検出し、原子炉水位低下分に相当 する水位制御器の出力を増加させる。この信号は、原子炉給水ポンプ駆動用タービン 制御装置、又は給水調整弁制御装置に伝達され、タービン駆動原子炉給水ポンプの回 転数の増大、又は給水調整弁の開度増大となり、給水流量が増大し水位を一定に保持 する。また、三要素制御(原子炉高出力運転時)の場合には原子炉出力の上昇による 主蒸気流量の増大を流量検出器により検出し、主蒸気流量の増大に伴う給水流量との 偏差を水位低下分として水位信号に加えることにより、給水流量の制御を行う。

3.4.3 安全保護系(原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)及びその他の 工学的安全施設等の作動設備

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支 障が生ずる場合において、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする原子炉緊急停止 系作動回路及び工学的安全施設作動回路、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運 転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場 合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷 却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未 臨界に移行させる ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)及び ATWS 緩和設備(代替冷却材 再循環ポンプ・トリップ機能)並びに原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっ て、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉 心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ を減圧する代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は,発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の 異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に,そ れを抑制あるいは防止するため,異常を検知し発電用原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は,基本的に「2 out of 4」方式のトリップチャンネルとし、チャンネル相互間を分離した構成とする。

チャンネル相互間の分離は、ケーブル等を適切な隔離距離をとって分離配置、障壁の 設置、電気的に分離することによって独立性を確保する。

原子炉緊急停止系作動回路は,電気的に分離された4チャンネルの作動回路によって 構成され,このうち2チャンネル以上同時の原子炉非常停止信号によって制御棒が急速 に挿入され,発電用原子炉はスクラムされる。

なお、原子炉非常停止信号は選択制御棒挿入機構、制御棒引抜監視装置、制御棒価値

ミニマイザより信号が出ている場合においても、独立に機能する。

原子炉非常停止信号を表 3-1「原子炉非常停止信号一覧表」,安全評価の条件である 応答時間及びその内訳を表 3-2「解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間」に 示す。

(2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は,作動するチャンネルに多重性をもたせ,チャンネル相互 間を分離した構成とする。

チャンネル相互間の分離は、ケーブル等を適切な隔離距離をとって分離配置、障壁の 設置、電気的に分離することによって独立性を確保する。

工学的安全施設作動回路として,主蒸気隔離弁及びその他の原子炉格納容器隔離弁, 非常用ガス処理系,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心注水系,低圧注水系,格納容器スプ レイ冷却系,自動減圧系の機器を作動させる回路を設ける。

工学的安全施設の起動信号を表 3-3「工学的安全施設の起動信号一覧表」,安全評価の条件である応答時間及びその内訳を表 3-4「解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間」に示す。

なお,上記の原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動回路は,自己診断機能を有 するマイクロプロセッサを用いた,ディジタル制御装置を適用し,検証及び妥当性確認 を行ったソフトウェアを使用する。

(3) ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)

ATWS 緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、ATWS が発生するおそれがある場合又は当 該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧 カバウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界 に移行させるため、ATWS 緩和設備用として原子炉緊急停止系とは独立した原子炉圧力 高又は原子炉水位低(レベル2)の信号により作動させる。ATWS 緩和設備(代替制御棒 挿入機能)の作動信号を表 3-5「工学的安全施設等(ATWS 緩和設備)作動信号一覧 表」に示す。

(4) ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)

ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)は、ATWS が発生するおそ れがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するた め、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原 子炉冷却材再循環ポンプを自動停止させ再循環系流量の低下により原子炉出力を抑制す るため、ATWS 緩和設備用として原子炉緊急停止系とは独立した原子炉圧力高、原子炉 水位低(レベル3)又は原子炉水位(レベル2)の信号により作動させる。

なお、炉心流量の急激な減少を緩和させるため、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル3)の信号により原子炉冷却材再循環ポンプ4台(MGセット無)を自動停止させ、 原子炉水位低(レベル2)の信号で原子炉冷却材再循環ポンプ6台(MGセット有)を自 動停止する設計とする。ATWS 緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)の 作動信号を表 3-5「工学的安全施設等(ATWS 緩和設備)作動信号一覧表」に示す。

(5) 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)

代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧 の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場 合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉水位 低(レベル1)及び残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)が運転している場合に、主 蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)8個のうち4個を動作させ、原子炉冷却材圧力バウン ダリを減圧させる。代替自動減圧機能は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であ るため、自動減圧系本来の安全機能と干渉しないよう、自動減圧系の減圧信号より遅く 動作する必要があることから、信号発信後に自動減圧系作動信号が成立する 30秒(29 秒の時間遅れに伝送遅れ1秒を考慮)に起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考 慮し、10分の時間遅れを設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系又は代替自動減圧ロジック(代替自動減圧 機能)が動作すると、低圧注水系等から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につ ながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチ(1個)により自動減圧系及び代替自動減 圧ロジック(代替自動減圧機能)による自動起動を阻止する。代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)の作動信号を表 3-6「工学的安全施設等(代替自動減圧機能) 作動信号一覧表」に示す。

3.4.4 その他の保護装置

タービン保護装置

タービン保護装置は、タービン設備が異常な状態へ接近することを検知して、電気式 トリップ電磁弁又は機械式トリップ電磁弁により非常トリップ油をドレンし、主蒸気止 め弁、中間蒸気止め弁、蒸気加減弁及びインターセプト弁を閉鎖することによりタービ ンをトリップさせる。

タービントリップ信号を表 3-7「タービントリップ信号一覧表」に示す。

なお,表 3-8「タービントリップ信号(原子炉起因)一覧表」に示す発電用原子炉 からの信号により,主蒸気止め弁を閉じることでタービンをトリップする。

(2) 発電機保護装置

発電機保護装置は,発電機設備が異常な状態へ接近することを検知して,発電機ロックアウトリレー86G1及び86G2により発電機並列用 500kV 遮断器及び界磁遮断器を開く ことにより,発電機を系統より自動遮断させる。

発電機トリップ信号を表 3-9「発電機トリップ信号一覧表」に示す。
	検出	器	及び作い	動 条 件	
原子炉非常停止 信 号 の 種 類	検出器の種類	個 数	原子炉非常停止 に要する信号の 個 数	設定値	原子炉非常停止信号 を発信させない条件
原子炉圧力高	原子炉圧力 検出器	4	2	7.34MPa 以下	_
原子炉水位低	原子炉水位 検出器	4	2	1285 cm (原子炉圧力容器 零レベル ^{*1} より) 以上	_
ドライウェル 圧力高	ドライウェル 圧力検出器	4	2	13.7kPa 以下	_
	出力領域			モードスイッチ ^{*2} 「運転」位置で 定格出力の 120%以下	—
中性子束高	中性子束 検出器	4	2	モードスイッチ 「運転」位置以外 で定格出力の 15%以下	_
				自動可変設定*3	
原子炉周期 (ペリオド)短	起動領域 中性子束 検出器	10	2*4	10 秒以上*5 (中間領域)	モードスイッチ 「運転」位置
中性子束	出力領域 中性子束 検出器	4	2	_	_
動作不能	起動領域 中性子束 検出器	10	2*4	_	モードスイッチ 「運転」位置
炉心流量急減	炉心流量 検出器	4	2	流量変化幅大*6	原子炉出力 75%以下
制御棒駆動機構 充てん水圧力低	制御棒駆動機 構充てん水圧 力検出器	4	2	12.8MPa以上	 モードスイッチ 「燃料取替」 又は「停止」 位置,かつ, 制御棒駆動 機構充てん水 圧力低バイパス スイッチ 「バイパス」 位置

表 3-1 原子炉非常停止信号一覧表

	検出	器	及び作り	動 条 件					
原子炉非常停止			原子炉非常停止		原子炉非常停止信号				
信号の種類	検出器の種類	個 数	に要する信号の	設定値	を発信させない条件				
			個 数						
主蒸気管	王烝気管			通常運転時					
放射能高	放射線	4	2	の放射能の	—				
///	検出器			10 倍以下					
					原子炉圧力 4.13MPa				
子 井 白	主蒸気隔離				以下,				
王烝気	弁位置	8	2*4	90%開度以上	かつ,モードス				
隔離开闭	検出器				イッチ「運転」				
					位置以外				
	主蒸気止め弁				百乙后中力				
主蒸気止め弁閉	位置	4	2	90%開度以上	250/ い下				
	検出器								
	蒸気加減弁								
	制御油圧	4		4.12MPa 以上					
恭信加减金	検出器				百乙后山五				
急速閉	蒸気加減弁		2^{*4}	点 、主化毛	原于炉田刀				
	急速作動			急速作動	3070KT				
	電磁弁位置	4		電磁开					
	検出器			励磁位置					
モードスイッチ	モード	_	_						
「停止」	スイッチ	1	1						
千卦	押しボタン	0	0						
一	スイッチ	Δ	Δ						
				水平方向					
	水亚古向	4		(T. M. S. L. −8. 2m)					
	小十万同			120Ga1 以下					
	加速度			水平方向					
地震加速度大	便山奋	4	2^{*4}	(T. M. S. L. 23.5m)					
				185Gal 以下					
	鉛直方向			鉛直方向					
	加速度	4		(T. M. S. L. −8. 2m)					
	検出器			100Ga1 以下					
注:原子炉緊急	急停止系の作動回	回路は4	系統のトリップ	チャンネルによって	構成される。これらの				
トリップチ	-ャンネルは,係	21日本	目的で1チャンネ	ペルのみバイパスする	ることができる。4ト				
リップチャ	・ンネルのうち2	トリッ	プチャンネルの電	電源が喪失したとき!	こは、フェイル・セイ				
フの機能により発電用原子炉は緊急停止する。									

安全保護系の検出器は、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。

注記*1 : 原子炉圧力容器零レベルは,蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下。

*2:モードスイッチには「停止」,「燃料取替」,「起動」及び「運転」の位置がある。

*3:スクラム設定値と炉心流量との関係を図 3-3 に示す。

*4:個数は、その検出器が属するトリップチャンネルの数を示す。

*5 : 起動領域モニタ原子炉周期 (ペリオド) 指示値。(中間領域:3×10⁸~2×10¹³cm⁻²・s⁻¹)

*6 :スクラム設定値と炉心流量急減との関係を図 3-4 に示す。

·						
			凥	芯答時間(秒)		
原子炉非常停止信号	T1*l	T 0*2		合 計	то*4	合 計
	11	12		$(T1+T2)^{*3}$	15	(T1+T2+T3)
原子炉圧力高				0.55	1.44	1.99
原子炉水位低				1.05	1.44	2.49
中性子束高				0.09	1.44	1.53
原子炉周期				0.20	1 11	1 64
(ペリオド) 短				0.20	1.44	1.04
主蒸気隔離弁閉				0.06	1.44	1.50
主蒸気止め弁閉				0.06	1.44	1.50
蒸気加減弁急速閉				0.08	1.44	1.52

表 3-2 解析に使用する原子炉非常停止信号の応答時間

注記*1 : T1 : プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間。

*2:T2:論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間。

*3 : T1+T2:設置許可添付資料十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件。

*4 : T3 : 制御棒挿入時間の設計値(定格圧力時全ストロークの 60%挿入まで)。

						検	出	器	及	び	作	動	条	件						
工施信	学 設 号	的 の の	安起種	全 動 類	検 の	出種	器類	個	数	工施に男	学的 安 の 走 の 走 で で で で で で で で で で で で で	安全 記動 る 信 数	設	定	値	工学 起動 せ	:的 9 信 え な	そ全 子を い	施記 発信	设の 言さ 件
	原子炉 水位低 (レベル 1.5) 主蒸気管 圧力低			i レ	水	原子) 位検	炉 出器		4		2		1 (原 力 レ よ	020 cr 東子炉 容器 ベル り)以	n 圧 零 *1 上					
				三 圧	主蒸気 〔力検〕	〔管 出器		4		2		6.	01MP 以上	a	モ	ード 「運車 り	スィ 云」 [,] 人外	、 ッジ 位置	F	
主蒸気隔離弁		主素 放身	蒸気管 対能調		=	主蒸気 放射 検出	〔管 線 器		4		2		通 時 能	常運 の放 の 10 以下	転 射 倍					
		主蒸気管 トンネル 温度高		這	主蒸 気 トンネ .度検l	〔管 ミノレ 出器	2	20		2* ²		通 最 の	常運 高温 1.15 以下	転 度 倍						
	主蒸気管 流量大		三 流	主蒸気 :量検	〔管 出器]	16		2* ³		定 の	格流: 0 1409 以下	量 %							

表 3-3 工学的安全施設の起動信号一覧表

						検	出	<u> </u> 1	器	及	び	作	動	հ	条	件						
工施信	学 的 設 の 号 の	J 乏 か 走 か 利	安記運	全 動 類	検 の	出 種	日 名 米大	闰 马口	個	数	工施に号	学的 没の 要す の (安 全 起 重 る 数	に り 転 ズ	設	定	値	工 生 せ	学的 動信 な	安全 号を い	È施i : 発(条	設の 言さ 件
主蒸気隔離弁	〔〕	夏水四	器低	Ĩ.		復水器 真空度 検出器				4		2			72 [ał	2.5kP bs] J	'a 以下	主 90 ⁹ 4. つ 低 チ モ F	蒸% 原 11 , バ 「 置 一 運気 以 戸 胚 復 イ バ 貴 一 転	止下子ね水パイかく位め、炉以器スパかく位	弁か王下真ススつイ置	唐, か度ッ位 チ 外
	手			動					_													
その他	*4	ト ウ 日	ヾラ ケェ E力	イル高	ド [、] 圧	ドライウェル 圧力検出器		(4 で) 列	8 4 個 1 系)	(2 1 系》 内)	列の		13	3.7kP 以下	a						
の原子炉格納容	(1)	1) 原子炉 水位低 (レベ ル3) 原子炉 水位低 水位低 水位検出器 4		4		2			1 (原 力窄 り	285cr 系子炉 家器零 小V ^{*1} 。)以	n 戸庄 ドレ よ 上											
器隔離弁	*5 (2)	房 オ ブ	- 子位 レ ン 3	「炉低べ)	ホ	原子	炉 出器			4		2			 (原 力 名 べ り	285cr 京子炉 字器零 ル ^{×1} 。)以	n 戸王 ドレ よ 上					

				検	出	器	及	び	作	動	条	件					
工 施 信	学 韵 の 号 の	安 全 起 動 種 類	検 の	出 種	器類	個	数	工 端 施 民 号	学的 学 の 走 の 走 の 個	安全 起 る 【 数	設	定	値	工学 起動 せ な	り安≦ 言号 そ こ い	全施 を発 ^ん 条	設の 信さ 件
その他の原子炉格納容	*6 (3)	原子炉 水位レベ ル2)	〕 水(原子炉 水位検出器			3 1 個)	(1	2 1 系列 内)	刂の	1 (原 力 ギ り	165cr 京子炉 容器 ^{案1} 。)以	n 正 レ 上				
口器隔離弁	手	動							_							-	
	燃料 エリ 放員	燃料取替 エリア排気 放射能高		料リ気射出	なアに線器	2	1				通貨	常運転	诗				
非常用ガ	原 区 二 一 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二	子炉 或換気 J系排気 対能高		使口器 原子炉 区域換気 空調気 排気 放射線 検出器		2	4		2*7		の 10	牧射能 倍以	で 下		_		
ス処理系	ド ウ 圧	ライ ェル 力高		ドラ- ウェ- 圧力 検出	イル ル	。 (4 で) 列	3 4 個 1 系)	(1	2 1 系歹 内)	刂の	13	3.7kP 以下	a			-	
	原 水 (1	子炉 位低 レベル 3)	J	原子; 水位 険出	炉 Z 器	2	4		2		1 (原 力 ネ 、 り	285cr 京子炉 字器零 ジレ ^{*1} 。)以	n 『圧 ミレ よ 上			-	
	Ξ	手動				-	_									-	

						検	出	器	及	び	作	動	条	件						
工	学 的 設 の 号 の	〕 5) 走) 利	安起重	全 動 類	検 の	出種	器	上 〔	数	工施に号	学的 設の 涙 要 す の 個	安全動信数	設	定	値	工 ^会 起重 せ	学的 動信 な	安全 号を い	:施讀 ·発信 条	_{登の} 言さ 件
原子炉	Ţ	ドラ クェ 王力	イル高		ど出	ライウ 力検	7 <i>ェル</i> 出器		4		2		13	3.7kP 以下	a					
隔離時冷	万 フ. (亰子 た位 [レ√ 1.5]	·炉低 べい)	-	水	原子; 位検	炉 出器		4		2		1 (加 力名 ~ り	020cr 原子炉 容器零 シレ ^{*1} 。)以	n 軍圧 ドレ 上					
却 系		手重	勆			_			_											
高圧	ドライ ウェル 圧力高		ド) 圧	ライウ 力検	7 <i>ェル</i> 出器		4		2		13	3.7kP 以下	a							
ル 心 注 水	万 フ (京子 た ん に レ ~ 1.5	「炉低」×バ	/	水	原子; 位検	炉 出器		4		2		1 (加 力名 つ り	020cr 原子炉 容器零 シレ ^{*1} 。)以	n 軍圧 ドレ よ 上					
系		手重	勆			_					_			_						
残	低	トウロ	ドラ	イル高	ド) 圧	ライウ : : 力検	7 <i>ェル</i> 出器	です	8 〔4 個 〔1 系 刊〕	(2 1 系列 内)	间の	13	3.7kP 以下	a					
留熱除去系	圧 注 水 系	原オ ノ	子 位 レ 1	炉低べ)	水	原子	炉 出器	で ろ	8 〔4 個 〔1 系 刊〕	(2 1 系列 内)	间の	((力 ? ~	936cm 京子炉 京器零 シル ^{*1} 。 り) 以上	デビン					
不			手重	劸		_								_				_		_

					検	出	器	及	び	作	動	条	件						
工 : 施 :	学 的 の の	安起種	全 動 類	検 の	出種	器類	個	数	工作施に引	学的 安 の 走 の 走 で で で の 価	安全 起 信 数	設	定	値	工 宅 重 せ	学的 動信 な	安全 号を い	施 部 発 信 条	_{その} 言さ 件
残留熱除去系	格納容器スプレイ冷却系	手	動				_												
自	系 糸 自 ドライウェ ル圧力高と ル子炉水位 低の同時 信号 減 圧		ド〕 圧	ライウ 力検出	ェル 出器	(4 で) 列	8 4 個 1 系 1)	2 (〔1 系列 内)	间の	1	3.7kP 以下	a						
動 減 圧 系			水	原子烷 位検出	戸 出器	(4 で) 列	8 4 個 1 系 1)	2 (〔1 系列 内)	削の	(J 力気 べ り	936cm 京子炉 容器零 ル ^{*1} 。)以_	正レよと						
手動				-	_		—	0					<u> </u>	—	-				
注	:主蒸	:気隔	離弁	閉鎖	の作動	助回路	は4	系統の日	のト	リッこ	プチャ	マンネ	ルに。	よつ	て構成 ー ー フ	えさオ	いる。	これ	15

のトリップチャンネルは、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。4 トリップチャンネルのうち2トリップチャンネルの電源が喪失したときには、フェイル・ セイフの機能により主蒸気隔離弁は閉鎖する。

安全保護系の検出器は、保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。

- 注記*1 : 原子炉圧力容器零レベルは,蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下。
 - *2: 個数は,原子炉建屋主蒸気トンネル室検出器の個数,又はタービン建屋主蒸気トンネル 室検出器が属するトリップチャンネル数を示す。
 - *3:個数は、各主蒸気ラインの4個の検出器のうちの個数を示す。
 - *4 :本信号により,原子炉冷却材浄化系,サプレッションプール冷却浄化系,残留熱除去 系,漏えい検出系,可燃性ガス濃度制御系,放射性ドレン移送系,弁グランド部漏え い処理系,試料採取系(事故後サンプリング設備),格納容器内雰囲気モニタ系に属 する格納容器隔離弁が作動する。
 - *5 :本信号により,残留熱除去系に属する格納容器隔離弁が作動する。
 - *6 :本信号により、原子炉冷却材浄化系に属する格納容器隔離弁が作動する。
 - *7:個数は、その検出器が属するチャンネル数を示す。
 - *8 :残留熱除去系ポンプ又は高圧炉心注水系ポンプ運転中のみ。

工学的5	台合坛記		応答時間	(秒)	
エチャリタの記載	4 王旭政 計信县	T1' *1	T?' *2		合 計
		11	12		$(T1' + T2')^{*3}$
	主蒸気管				
主蒸気	流量大				0.5
隔離弁	主蒸気管				0 E
	放射能高				0.5

表 3-4 解析に使用する工学的安全施設の起動信号の応答時間

注記*1 : T1': プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間。

*2 : T2' : 論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間。

*3 : (T1'+T2') : 設置許可添付資料十「事故解析」における解析条件。

			検 出	器 及	び作	動 条 件	
T	学的	1 安 全			工学的安全		工学的安全施設
 施 言	没等	の起動	検出器の		施設等の		等の起動信号を
信	号の) 種類	〔 〔 〕 〔 〕 〔 〕 〔 〕	個数	起動に要	設定値	発信させない条
	·	///			する信号		件
		[の個数		
	原子炉 代 E力高 替 制 御 棒 原子炉		原子炉 圧力 検出器	3	2	7.48MPa 以下	_
1	岡 棒 近	百之后				1165 cm	
3	挿 入	赤 」 ゲ 水 位 任	原子炉			(原子炉圧	
		(レベ	水位	4	2	力容器零レ	
	ル2)		検出器*1			ベル*2より)	
						以上	
代替冷	原子炉		原子炉 圧力 検出器	3	2	7.48MPa 以下	_
却	(1)	百子归				1285 cm	
再		水位低	原子炉			(原子炉圧	
環		(レベ	水位	3	2	力容器零レ	—
ホン	ペポンプ・トリップ (2) (レベ ル3) 原子炉 水位低 (レベ ル2)	ル3)	検出器			ベル*2より)	
プ・					以上		
トリ		百乙后				1165 cm	
ップ		尿丁炉 水位低	原子炉			(原子炉圧	
			水位	4	2	力容器零レ	
		122)	検出器*1			ベル*2より)	
						以上	
		1	1		1	1	

表 3-5 工学的安全施設等(ATWS 緩和設備)作動信号一覧表

注記*1:保守上の目的で1チャンネルのみバイパスすることができる。

*2 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm下。

	検 出	器 》	及び 作	動 条	件	
工 学 的 安 全 施 設 等 の 起 動 信 号 の 種 類	検出器の 種 類	個 数	 工学的安全 施設等の 起動に要 する信号 の個数 	設定	値	工学的安全施 設等の起動信 号 を 発 信 させない条件
代 替 自 原子炉水位低 ^{*1} 動 (レベル1) 圧	原子炉 水位 検出器	3	2	936 cm (原子炉圧) 器零レベル より)以_	力容 心*2 上	

表 3-6 工学的安全施設等(代替自動減圧機能)作動信号一覧表

注記*1:残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード)運転中のみ。

*2 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224cm下。

衣 0 1 / L	◇ ノノノ 旧 り 見 役
タービントリップ信号	検出器
バックアップ過速度大	バックアップ過速度検出器
復水器真空度低	復水器圧力検出器
スラスト軸受摩耗大	スラスト軸受摩耗検出装置
軸受油圧力低	軸受油圧力検出器
軸振動大	軸振動検出器
排気室温度高	排気室温度検出器
湿分分離器水位高	湿分分離器水位検出器
主油ポンプ吐出圧力低	主油ポンプ吐出圧力検出器
高圧制御油圧低	高圧制御油圧力検出器
電気油圧式制御装置故障	_
原子炉水位高	原子炉水位検出器
発電機固定子冷却水喪失	発電機固定子冷却水喪失検出装置

表 3-7 タービントリップ信号一覧表

	検	出	器	及	び	作	動	条	件	
その他の工学的 安全施設等の起 動信号の種類	検 種	器の類	個	数	その 学 設 に 号 の	他の 工 定 の 起 動 て る 信 数	設	定	値	その他の工学的 安 全 施 設 等 の 起動信号を発信 させない条件
原子炉水位高	原子;	炉水位 出器		3		2	() 力 べ	1389 cr 原子炉 容器零 ル ^{*1} よ 以上	n 圧 ミレ り)	

表 3-8 タービントリップ信号(原子炉起因)一覧表

注記*1 : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下。

発電機トリップ信号	検出器
発電機比率差動	発電機比率差動継電器
発電機地絡	発電機地絡継電器
発電機界磁喪失	発電機界磁喪失継電器
発電機逆相	発電機逆相電流継電器
発電機後備保護	距離継電器
発電機逆電力	発電機逆電力継電器
発電機過励磁	発電機・変圧器過励磁継電器
	主蒸気止め弁位置検出器
タービントリップ	中間蒸気止め弁位置検出器
	インターセプト弁位置検出器

表 3-9 発電機トリップ信号一覧表



図 3-1 出力制御設備





図 3-3 中性子束高一自動可変設定(熱流束相当)のスクラム設定値



本スクラムは,原子炉出力75%以下で バイパスされる。

図 3-4 炉心流量急減のスクラム設定値

4. 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は、中央制御室から十分離れた場所に設置し、中央制御室で操作 が困難な場合に、発電用原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に安全かつ容易に導くため のものである。なお、発電用原子炉のスクラムは、中央制御室外において、原子炉緊急停止系の 作動回路の電源を遮断することやタービンを手動でトリップすること等により行うことができる。

4.1 制御機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導くため、原子炉冷却系統 設備による残留熱除去、減圧、水位の保持を行うが、それらに必要な系統及び操作場所を表 4 -1「中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表」に示す。

4.2 監視機能

発電用原子炉をスクラム後の高温状態から、その後の低温状態に導くために必要な計装及び 指示場所を表 4-2「中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表」に示す。

系統	系統数	操作場所	機能
高圧炉心注水系	1	中央制御室外原子炉停	発電用原子炉をスクラム
主蒸気逃がし安全弁	3 弁	止制御盤	後の高温状態からその後
残留熱除去系	2		の低温状態に導く
原子炉補機冷却水系	2	中央制御室外原子炉停	補機冷却
原子炉補機冷却海水系	2	止制御盤	
非常用所内電源系	2	中央制御室外原子炉停	外部電源喪失時の非常用
		止制御盤, 現場制御盤	電源確保

表 4-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

計 装	指示場所	機能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉停止	発電用原子炉をスク
原子炉水位指示計	前仰溫	うム後の高温状態がら、その後の低温状
サプレッションプール水位指示計		態に導く場合の主要変数の監視
サプレッションプール水温度指示計		
ドライウェル圧力指示計		
ドライウェル温度指示計		
高温炉心注水系系統流量指示計		
残留熱除去系系統流量指示計		
残留熱除去系熱交換器入口温度指示計		
原子炉補機冷却水系系統流量指示計		
復水貯蔵槽水位指示計		
6.9kV 母線 7C 電圧計		
6.9kV 母線 7D 電圧計		

表 4-2 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

V-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書

(1) 中央制御室の機能に関する説明書 (中央制御室の有毒ガス防護について除く)

(2) 中央制御室の機能に関する説明書 (中央制御室の有毒ガス防護について) (1) 中央制御室の機能に関する説明書

(中央制御室の有毒ガス防護について除く)

								目	次							
1.	概要	要	• • • • • • • •	••••	• • • • • •	•••••	••••	••••	• • • • •	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	1
2.	基本	本方	針 …	••••	• • • • • •	•••••	••••	••••	• • • • •	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	1
2.	1 月	中央	制御室の	共用	• • • • • •	•••••	••••	• • • • •	••••	••••	••••	••••	• • • • • •	•••••		1
2.	2 月	中央	制御室制	御盤等	• • • •	• • • • • •	••••	• • • • •	• • • • •	••••	••••	••••		•••••		1
2.	3 夕	小部	状況把握	••••		•••••	• • • • •	• • • • •	• • • • •	••••	••••	••••		•••••		2
2.	4 扂	 子住	性の確保	•••	• • • • • •	•••••	• • • • •	••••	• • • • •	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	2
2.	5 Ì	通信	連絡 ・	•••••	•••••	•••••	• • • • •	••••	••••	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	3
3.	中步		御室の機	能に係	る詳細	設計	•••	••••	• • • • •	••••	•••••	••••		•••••	• • • • •	3
3.	1 月	中央	制御室の	共用	• • • • • •	•••••	• • • • •	••••	••••	••••	••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	3
3.	2 月	中央	制御室制	御盤等	••••	•••••	••••	••••	••••	••••	•••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	3
	3.2.	1	中央制御	室制御	盤の構	示成 ·	••••	••••	••••	••••	•••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	3
	3.2.	2	誤操作防	止 …		•••••	• • • • •	••••	• • • • •	••••	••••	• • • • •		•••••	• • • • •	4
	3.2.	3	試験及び	検査		•••••	••••	••••	• • • • •	••••	•••••	••••		•••••	• • • • •	4
	3.2.	4	信頼性	• • • • • •		•••••	• • • • •	••••	• • • • •	••••	••••	• • • • •		•••••	• • • • •	4
3.	3 夕	小部	状況把握	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	••••	• • • • •	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	5
	3.3.	1	津波監視	カメラ	••••	•••••	••••	••••	••••	••••	•••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	5
	3.3.	2	気象観測	設備等	••••	•••••	••••	••••	••••	••••	•••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	5
	3.3.	3	公的機関	からの	気象情	報入手	i	••••	••••	••••	•••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	5
3.	4 扂	居住	性の確保	•••		•••••	• • • • •	••••	• • • • •	••••	••••	• • • • •		•••••	• • • • •	5
	3.4.	1	換気設備	j	•••••	•••••	• • • • •	••••	••••	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	5
	3.4.	2	生体遮蔽	装置	• • • • • •	•••••	• • • • •	••••	••••	••••	••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	7
	3.4.	3	照明 ••	•••••	•••••	•••••	• • • • •	••••	••••	••••	••••	••••		•••••	• • • • •	7
	3.4.	4	酸素濃度	・二酸	化炭素	濃度計	⊦ ••	••••	• • • • •	••••	•••••	••••		•••••	• • • • •	7
	3.4.	5	チェンジ	シグエ	リア	••••	• • • • •	••••	••••	• • • • •	••••	••••	• • • • • •	•••••	• • • • •	8
	3.4.	6	データ表	示装置	(中央	制御室	医待避	室)	••••	••••	••••	••••	•••••	• • • • • • •	• • • • •	8
	3.4.	7	衛星電話	設備(常設)	(中央)	制御室	2待避	室)	及び無	線連絡	各設備	(常設	ť)		
			(中央制行	卸室待遇	窖室)	• • • •	• • • • •	••••	• • • • •	•••••	••••	••••		•••••	• • • • •	8
3.	5 通	通信	連絡・・	••••		•••••				••••	••••	• • • • • •		•••••		8

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第38条及び第74条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関わる原子炉制御室(以下「中央制御室(「6,7 号機共用」(以下同じ。))」という。)のうち、中央制御室の機能について説明するものである。 併せて技術基準規則第47条第4項及び第5項、第77条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の 通信連絡設備について説明する。

なお,技術基準規則第38条及びその解釈に係る発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機 能及び中央制御室に施設する酸素濃度計以外は要求事項に変更がないため,今回の申請において 変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、中央制御室の共用に関する機能、中央制御室制御盤等に関 する機能、外部状況把握に関する機能、居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能につい て説明する。

2. 基本方針

2.1 中央制御室の共用

中央制御室は、コントロール建屋内に設置し、基準地震動Ssによる地震力に対して機能を 喪失しない設計とするとともに、共用する6号機及び7号機の各号機で必要な人員を確保した 上で中央制御室内を自由に行き来できる空間とし、運転員の相互融通を可能とすることで安全 性の向上を図り、6号機及び7号機で共用できる設計とする。

また,共用によって悪影響を及ぼさないとともに他号機のプラント監視機能が喪失しない設 計とする。

中央制御室に設置又は保管する設備の一部は,監視及び操作に支障をきたすことがなく,共 用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

具体的な、中央制御室の共用については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使 用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

2.2 中央制御室制御盤等

中央制御室制御盤は,反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能,非常 用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能,発電用 原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能,主要計測装置の計測 結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し,当 該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及 び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件(地震,内部火災, 内部溢水,外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した 燃焼ガスやばい煙,有毒ガス,降下火砕物及び低温による操作雰囲気の悪化)を想定しても, 誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また、中央制御室の火災への防護としては、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわ

R1

れないように火災の発生防止,火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じると ともに,内部溢水への防護としては,内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源とな る機器を設けない設計とする。

具体的な,火災に対する防護措置については, V-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関 する説明書」,内部溢水に対する防護装置については, V-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護 に関する説明書」に示す。

2.3 外部状況把握

中央制御室は,発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を津波監視カメラ(「6,7号機共用」 (以下同じ。))の映像により昼夜にわたり監視できる装置,気象観測設備(「1,2,3,4,5,6,7号 機共用」(以下同じ。))及び公的機関から地震,津波,竜巻情報等を入手することにより発電 用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお,津波監視カメラは,地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに,常 設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

2.4 居住性の確保

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電 用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、 従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操 作を行うことができるよう、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体 状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び 降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるため、以下の設備により居住性 を確保する。

a. 中央制御室可搬型陽圧化空調機(「6,7号機共用」(以下同じ。))

- (a) 中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7号機共用)
- (b) 中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)(6,7号機共用)
- (c) 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト(6,7号機共用)
- b. 中央制御室待避室陽圧化装置(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - (a) 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)(6,7号機共用)
- (b) 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)配管(6,7号機共用)
- c. 中央制御室用差圧計(「6,7号機共用」(以下同じ。))
- d. 中央制御室遮蔽(「6,7号機共用」(以下同じ。))
- e. 中央制御室待避室遮蔽(常設)(「6,7号機共用」(以下同じ。))
- f. 中央制御室待避室遮蔽(可搬型)(「6,7号機共用」(以下同じ。))
- g. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計(「6,7号機共用」(以下同じ。))
- h. 可搬型蓄電池内蔵型照明(「6,7号機共用」(以下同じ。))

また、中央制御室の居住性を確保するために、原子炉建屋原子炉区域に設置された燃料取替

床ブローアウトパネルが開放した場合に,容易かつ確実に燃料取替床ブローアウトパネル閉止 装置により閉止できる設計とするとともに,現場においても人力により操作が可能な設計とす る。

中央制御室への汚染の持込みを防止するための身体の汚染検査,作業服の着替え等を行うた めの区画(以下「チェンジングエリア」という。)を設ける。

2.5 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として,原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の 損壊又は故障その他の異常の際に,操作等の指示,連絡を行うことができる警報装置及び多様 性を確保した所内通信連絡設備並びに重大事故等が発生した場合において,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所内通信連絡設備により,発電所内の 通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる機能を有する設計とする。

また,設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において,発電所外 の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる所外通信連絡設備により,発 電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

3.1 中央制御室の共用

中央制御室は、6号機及び7号機で共用することにより、各号機で必要な人員を確保した上で、6号機及び7号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とし、プラントの状況に応じた 運転員の相互融通を可能とすることで、6号機及び7号機の安全性が向上する設計とする。

また,各号機の監視・操作盤は,共用によって悪影響を及ぼさないよう独立して設置することで,一方の号機の監視・操作中に,他号機のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室に設置又は保管する設備の一部は,監視及び操作に支障をきたすことがなく,共 用により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

3.2 中央制御室制御盤等

3.2.1 中央制御室制御盤の構成

中央制御室制御盤は,発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央運 転監視盤及び運転監視補助盤で構成する。

中央運転監視盤及び運転監視補助盤は、プラントの起動/停止、トリップ等に関連する 運転上重要な設備の監視操作及び通常運転時において監視操作の頻度が高い設備について の監視及び操作ができる設計とする。

運転監視補助盤は,放射線モニタの監視や換気空調系(常用及び非常用)の監視及び操 作ができる設計とする。

主要な監視及び操作の対象を表 3-1 に示す。

また,重大事故等対処設備の遠隔監視及び操作を行うための SA 用制御盤として,高圧代 替注水系制御盤及び格納容器圧力逃がし装置盤等を中央制御室内に設置する。対象となる

R1

補機・弁などの制御を行うとともに、監視及び操作できる設計とする。

重大事故等時の主要な監視及び操作の対象(設計基準事故対処設備と兼用する中央制御 室制御盤を含む。)を表 3-2 に示す。

3.2.2 誤操作防止

中央制御室の環境条件*,中央制御室の配置及び作業空間に留意するとともに,中央制御 室の表示装置(CRT 及びフラットディスプレイ)及び操作器をシステム毎にグループ化し た配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング(色,形状,大きさ等の視覚的要素 での識別)等を行うことで,通常運転,運転時の異常な過渡変化,設計基準事故時及び重 大事故等時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。

また,地震による中央制御室制御盤及び SA 用制御盤への誤接触を防止し,安全を確保で きるよう,運転監視補助盤に手すりを設ける設計とするとともに,5 号機原子炉建屋内緊 急時対策所(6,7 号機共用,5 号機に設置)との情報伝達に不備が生じないよう,必要な情 報を運転員を介さずとも確認できる装置(安全パラメータ表示システム(SPDS))を5 号機 原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)(6,7 号機共用,5 号機に設置)(以下「緊 急対策所(対策本部)」という。)に設ける設計とする。

フラットディスプレイはタッチオペレーション方式とし、タッチ方式を一貫(弁・補機の操作は、2タッチ(選択+操作指令)方式)することにより、運転員の誤操作を防止する とともに容易に操作ができる設計とする。

現場盤の盤面機器も中央制御室制御盤及び SA 用制御盤と同様に,システム毎にグルー プ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコーディング等を行うことで,通常運転, 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止し,容易に操 作ができる設計とするとともに,設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し, 操作環境及び照明の確保を行うことにより容易に操作することができる設計とする。

誤操作することなく適切に運転操作するための対策を表 3-3 に示す。

注記*: 通常運転時の環境条件,当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能 をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をも って同時にもたらされる環境条件(地震,内部火災,内部溢水,外部電源喪失又 は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやば い煙,有毒ガス,降下火砕物及び低温による操作雰囲気の悪化)

3.2.3 試験及び検査

中央制御室制御盤,SA用制御盤及び現場盤は、中央制御室制御盤,SA用制御盤及び現場盤で監視又は操作を行う試験及び検査ができる設計とする。

3.2.4 信頼性

中央制御室制御盤, SA 用制御盤及び現場盤に設置する警報機能は,一部の機能が故障 した場合においても,その機能がすべて喪失しない設計とする。また,その機能が喪失し たことを把握できる設計とするとともに,現場盤の警報は中央制御室に一括警報を発する 設計とする。

- 3.3 外部状況把握
- 3.3.1 津波監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況(海側,山 側)を監視するため,屋外に暗視機能等を持った津波監視カメラを設置し,中央制御室に て遠隔操作することにより昼夜にわたり監視することができる設計とする。

津波監視カメラは、7号機原子炉建屋屋上の主排気筒に設置し、6号機及び7号機で共 用する設計とする。

共用にあたっては、隣接する6号機及び7号機発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通 要因として把握するものであり、監視に必要な要件を満足する仕様とすることで、共用に よって安全性を損なうことのない設計とする。

津波監視カメラは耐震 S クラスの設備とし、地震、積雪、降下火砕物、降雨及び風の荷 重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに常設代替交流電源設備から給電 できる設計とする。

津波監視カメラで把握可能な自然現象等を表 3-4,津波監視カメラの仕様を表 3-5, 津波監視カメラの配置を図 3-1 に示す。

具体的な津波監視カメラの強度及び給電の機能は、V-1-1-3「発電用原子炉施設の自然 現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

3.3.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは,気象観測設備等で測定し中央制御室に て確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を表 3-6 に示す。 なお、その他重大事故等時の対応として、屋外に保管している可搬型気象観測装置によ り風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設計とす る。

3.3.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話, FAX 等を設置し, 公的機関からの地震, 津波, 竜巻情報等を入手で きる設計とする。

- 3.4 居住性の確保
 - 3.4.1 換気設備

中央制御室換気空調系は、設計基準事故が発生した場合において、チャコールフィルタ を通る再循環運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する設計とするとともに、運転操 作に適した室温(21℃~26℃)に調整可能な設計とする。

R1

また,重大事故等が発生した場合においては,中央制御室可搬型陽圧化空調機により, 中央制御室を陽圧化することで,インリークを防止可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙,有毒ガス及び降下火砕物に対しても再循環運転に切替えることにより,外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また,再循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが, 設計基準事故時 30 日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても,室内の酸素 濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに, 中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって,居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。

さらに、重大事故等時に、中央制御室可搬型陽圧化空調機により7日間中央制御室を陽 圧化した場合においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に 支障がない濃度を確保できるとともに、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽、中央制 御室待避室遮蔽(常設)及び中央制御室待避室遮蔽(可搬型)の機能とあいまって、居住 性に係る判断基準100mSv を超えない設計とする。

また,炉心の著しい損傷後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放 射性雲通過時に,中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置で陽圧化することによ り,放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設 計とするとともに,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 ため非常用ガス処理系を設ける設計とする。

コントロール建屋と中央制御室との間の陽圧化に必要な差圧及び、コントロール建屋と 中央制御室待避室との間の陽圧化に必要な差圧を監視できる計測範囲として 0~200Pa 以 上を有する中央制御室用差圧計を1セット2個に加えて故障時及び保守点検時による待機 除外時のバックアップ用として予備1個の合計3個設置する設計とする。原子炉建屋原子 炉区域に設置された燃料取替床ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実に燃 料取替床ブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場におい ても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより、中央制御室の居住性を確保 する設計とする。具体的な、換気設備の機能については、V-1-7-3「中央制御室の居住性 に関する説明書」、また、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、 V-1-1-7-別添4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気空調系は、地震、竜巻・風(台風)、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより 電源が確保される設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機に より中央制御室内を陽圧化するとともに、全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備 である第一ガスタービン発電機(「6,7 号機共用」(以下同じ。))から給電できる設計とす る。

燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は,全交流動力電源喪失時においても,第一ガ スタービン発電機から給電できる設計とする。

6

具体的な,中央制御室可搬型陽圧化空調機への給電の機能は,V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

3.4.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は,設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまって も中央制御室の気密性及び中央制御室換気空調系の機能とあいまって,居住性に係る判断 基準 100mSv を超えない設計とする。また,中央制御室遮蔽,中央制御室待避室遮蔽(常設) 及び中央制御室待避室遮蔽(可搬型)は,炉心の著しい損傷が発生した場合において,中 央制御室の気密性,中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置の機 能とあいまって,運転員の実効線量が7日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な,中央制御室の遮蔽設計,その他の適切な防護の妥当性評価は, V-4-2-1「中 央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

3.4.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻・風(台風)、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降 下に伴い外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用 電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要 な電力の供給が第一ガスタービン発電機から開始されるまでの間においても、中央制御室 の直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とす る。

重大事故等時においても,必要な照明は可搬型蓄電池内蔵型照明により確保できる設計 とするとともに,全交流動力電源喪失時においても,常設代替交流電源設備である第一ガ スタービン発電機から給電できる設計とする。

具体的な,中央制御室照明及び可搬型蓄電池内蔵型照明の機能,照明設備への給電の機能,V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.4.4 酸素濃度·二酸化炭素濃度計

設計基準事故時及び重大事故等時の対応として,中央制御室及び中央制御室待避室内の 酸素及び二酸化炭素濃度を確認する電池式の可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計は,活 動に支障がない範囲にあることの測定が可能なものを,1セット3個に加えて故障時及び 保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個の合計4個を分散して保管する 設計とする。また,酸素濃度・二酸化炭素濃度計は,付属のスイッチにより容易かつ確実 に操作が可能な設計とする。可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計の仕様を表3-7に示 す。

具体的な中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価については、V-1-7-3「中 央制御室の居住性に関する説明書」に示す。

7

3.4.5 チェンジングエリア

炉心の著しい損傷が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止することができるよう身体の汚染検査、作業服 の着替え等を行うための区画を設けることができる設計とする。

具体的な, チェンジングエリアの機能については, V-1-7-2「管理区域の出入管理設備 及び環境試料分析装置に関する説明書」に示す。

3.4.6 データ表示装置(中央制御室待避室)

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室待避室に待避した運転員が、 データ表示装置(中央制御室待避室)により中央制御室待避室の外に出ることなく発電用 原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。

また,データ表示装置(中央制御室待避室)は,中央制御室待避室に7号機用1台を設 置する設計とする。

データ表示装置(中央制御室待避室)は,全交流動力電源喪失時においても,常設代替 交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

3.4.7 衛星電話設備(常設)(中央制御室待避室)及び無線連絡設備(常設)(中央制御室待避 室)

炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために,衛星電話設備(常 設)(中央制御室待避室)及び無線連絡設備(常設)(中央制御室待避室)により,中央制 御室待避室に待避した運転員が,緊急時対策所(対策本部)と通信連絡できる設計とする。

衛星電話設備(常設)(中央制御室待避室)及び無線連絡設備(常設)(中央制御室待避 室)は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替交流電源設備である第一ガスタービ ン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

3.5 通信連絡

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に,中央制御室等 から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋,タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作,作業, 退避の指示,事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動及び音声により行う警報装置及び音 声等により行う多様性を確保した所内通信連絡設備により,発電所内の通信連絡をする必要の ある場所と通信連絡できる設計とする。

重大事故等が発生した場合において,衛星電話設備(常設)等の所内通信連絡設備により, 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。

設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において,発電所外の通信 連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる所外通信連絡設備により,発電所外 の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる設計とする。

具体的な通信連絡設備については、V-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」に示す。

表3-1 通常連転,連転時の異常な適渡変化及び設計基準事故時の	表 3-1	通常運転,	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の
---------------------------------	-------	-------	-----------------------

|--|

機能	監視及び操作の対象
反応度制御系統及び原子炉停止系統に関わる	制御棒駆動系の手動操作,原子炉スクラムの手
設備の操作機能	動操作
非常用炉心冷却設備等,非常時に発電用原子炉	非常用炉心冷却系設備の手動操作,原子炉格納
の安全を確保するための設備の操作機能	容器スプレイの手動操作,主蒸気隔離弁の手動
	操作,原子炉格納容器隔離弁の手動操作,冷温停
	止への移行の手動操作
発電用原子炉及び原子炉冷却設備に係る主要	制御棒の動作状態,発電用原子炉及び原子炉冷
な機器又は器具の動作状態の表示機能	却材系統に関わる主要なポンプの動作状態,発
	電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要な
	弁の開閉状態
主要計測装置の計測結果表示機能	中性子束,制御棒位置,原子炉スクラム用電磁接
	触器の状態,原子炉圧力,原子炉水位(広帯域,
	燃料域),サプレッションチェンバプール水位,
	サプレッションチェンバプール水温度,復水貯
	蔵槽水位,原子炉隔離時冷却系系統流量,高圧炉
	心注水系系統流量,残留熱除去系系統流量,格納
	容器内圧力,格納容器内水素濃度,格納容器内酸
	素濃度,格納容器内雰囲気放射線モニタ,非常用
	ガス処理系排気流量,可燃性ガス濃度制御系流
	量等
発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすお	原子炉水位の低及び高警報、原子炉圧力の高警
それが生じた場合,放射性物質の濃度若しくは	報,中性子束レベルの高警報,プロセスモニタリ
線量当量率が著しく上昇した場合又は流体上	ング設備の高警報、エリアモニタリング設備の
の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが	高警報,ドレンサンプの水位警報,使用済燃料貯
生じた場合に当該異常状態を警報表示する機	蔵プール水位の低及び水温の高警報等
能	
安全保護系及びそれにより駆動又は制御され	原子炉非常停止信号の各チャンネルの状態表示
る機器の状態表示機能	*1,工学的安全施設作動信号の各チャンネルの
	状態表示*1,原子炉非常停止信号により動作す
	る機器の状態表示*2,工学的安全施設作動信号
	により動作する機器の状態表示

機能	監視及び操作の対象
発電用原子炉施設の外部の状況の把握機能	・発電用原子炉施設の影響を及ぼす可能性のあ
	る自然現象等(地震,津波,風(台風),竜巻,
	降水,積雪,落雷,火山,外部火災(森林火災,
	近隣工場等の火災を含む),船舶の衝突)の影響
	や発電用原子炉施設の外部状況
	・津波,風(台風),竜巻,低温,降水等による
	発電用原子炉施設内の状況の把握に有効なパラ
	メータ (風向,風速,気温,降水量等)
	・公的機関からの地震,津波,竜巻,落雷等の気
	象情報

表 3-1 通常運転,運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の 主要な監視及び操作の対象(2/2)

注記*1: バイパス状態を含む。

*2: 使用不能状態を含む。

機能	監視及び操作の対象
機能 重大事故等対処設備の表示機能	監視及び操作の対象 原子炉圧力容器温度,原子炉圧力,原子炉圧力(SA), 原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),原子炉 水位(SA),高圧代替注水系系統流量,原子炉隔離時冷 却系系統流量,高圧炉心注水系系統流量,復水補給水 系流量(RHR A 系代替注水流量),復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量),復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量),残留熱除去系系統流量,復 水補給水系流量(格納容器下部注水流量),ドライウェ ル雰囲気温度,サプレッションチェンバ気体温度,サ プレッションチェンパプール水温度,格納容器内圧力 (D/W),格納容器内圧力(S/C),サプレッションチェ ンパプール水位,格納容器下部水位,格納容器内水素 濃度,格納容器内水素濃度(SA),格納容器内索囲気放 射線モニタ(D/W),格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C),起動領域モニタ,出力領域モニタ,復水補給 水系温度(代替循環冷却),フィルタ装置水位,フィル タ装置入口圧力,フィルタ装置出口放射線モニタ,フ ィルタ装置スクラバ水 PH,耐圧強化ベント系放 射線モニタ,残留熱除去系熱交換器入口温度,残留熱 除去系熱交換器出口温度,原子炉補機冷却水系系統流 量,残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量,高圧炉心 注水系ボンプ吐出圧力,残留熱除去系ポンプ吐出圧力, 原子炉建屋水素濃度,静的触媒式水素再結合器動作監 視装置,格納容器内酸素濃度,使用済燃料貯蔵プール水位・温 度(SA),使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レン ジ),使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レン ジ),使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ),
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
重大事故等対処設備の操作機能	ATWS 緩和設備,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心注水系, 残留熱除去系,格納容器下部注水系,代替循環冷却系, 高圧代替注水系,格納容器圧力逃がし装置,耐圧強化 ベント系,常設代替交流電源設備等

表 3-2 重大事故等時の主要な監視及び操作の対象

項目	対策
環境条件	(1) 中央制御室の換気空調設備により,運転操作に適した室温(21~
	26℃),湿度(10~60%RH)に調整可能な設計とする。
	(2) 中央制御室の照明は, 運転操作に必要な照度として 10001x を確保す
	るとともに、照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因
	を排除する。
	(3) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音を防止する。
配置及び作業空間	(1) 中央制御室の運転・操作エリアは、すべての運転状態において、運転
	員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう,区分等を考慮する。
	(2) 中央制御室は,運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーシ
	ョンを考慮して配置する。
	(3)動作範囲は,運転員動線と運転員同士の輻輳回避を考慮する。
制御盤の盤面配置	(1) 運転監視補助盤に設置する警報窓は, 運転・操作エリアから監視でき
	るようにする。
	(2) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器
	は,容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示
	装置(CRT 及びフラットディスプレイ)は,操作を行う位置から監視
	できるようにする。
	(3)機器は、左右逆となる鏡対称とならないよう配置する。
	(4) 表示装置及び制御機器は、系統区分に従ったグループにまとめる。
	(5)系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用い
	る場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮す
	る。
	(6) コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。
	(7) ラベリングは,同一プラント内で整合性をもつようにする。

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策(1/3)
項目	対策			
表示システム	(1) 情報機能			
	運転員への情報提供として以下を考慮する。			
	a. 通常時及び事故時の運転に必要な情報や,安全上必要な情報は,網			
	羅して表示する。また、事故時においても、あらかじめ定められた			
	精度及び範囲で表示する。			
	b. 情報の表示は,理解し易い適切な表示方法とする。			
	(a) 制御盤に情報を表示する場合			
	イ.系統区分に従ったグルーピングにまとめる。異なるグルーピン			
	グを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因と			
	ならないよう配慮する。			
	ロ.コーディングの考え方を中央制御室全体で統一する。			
	ハ. ラベリングは,同一プラント内で整合性をもつようにする。			
	(b) CRT 及びフラットディスプレイに情報を表示する場合			
	イ. 安全上重要な設備に関する監視機能を適切な場所に設置する。			
	ロ.情報の配置,形状などの設定を一貫して適用し,個々の表示目			
	的にふさわしい表示形式を選定する。また、タスク分析などに			
	基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。			
	ハ. 運転員の慣習に適合した情報表示を行う。			
	ニ. 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを,			
	極力一つの画面に表示する。			
	ホ.情報は,表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。			
	c. 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は、プロセスの流れ、事			
	象の流れと整合をとる。			
	d. 検出器などの不作動又は除外により,情報を提供できない場合は,			
	運転員がそのことを知ることができる。			
	e. データ収集及びデータ処理において,入力信号のサンプリング周期			
	及び処理速度が、プロセスの変化速度に十分追従できる。			
	f. 表示データの更新が, 運転操作に対して十分な速度で行われる。			

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策(2/3)

項目	対策			
表示システム	(2)警報機能			
	運転員への警報提供として以下を考慮する。			
	a. 警報発生に伴い,その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させ			
	ないよう考慮する。			
	b. プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し,新たに発生			
	した警報の確認を阻害しないようにする。			
	c. 警報は, 警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表			
	示する。			
	d. 新たに発生した警報が,音,点滅光等で認識できるようにする。			
	e. 警報は,確認操作により,点滅光から連続点灯等,点灯状況が変わ			
	る。			
	f. 警報原因が消滅した場合は, 警報は, 元の状態に復帰できる。			
制御機能	a. 制御機器の大きさ,操作に要する力,触覚フィードバック等を考慮			
	する。			
	b. 制御機器の操作方法は,運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合			
	致したものとする。			
	c. 制御機器の色,形,大きさのコーディング方法や操作方法について			
	一貫性を持たせる。また、安全上の重要な制御機器は、他の制御機			
	器と識別する。			
	d. タッチオペレーション方式による制御の場合は、以下とする。			
	(a) タッチ領域は、枠などを表示することにより、その領域がタッチ			
	領域であることが区別された表示とする。			
	(b) タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また、その			
	打ち返し表示は、運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内			
	に行う。			
	(c) ブラント設備の操作に係るタッチ領域には、タッチミスが発生し			
	ないような大きさ及び間隔を確保する。			
	(d) 原則として、一貫したタッチ方式を用いる。			
	(e) タッナ操作器の呼出しによって表示される制御器及び操作器の			
	数は、原則として1つとする。 (1) 東天しに又は制御明五が提作明を野屋しておく担合には、カーチ			
	(1) 画面上にすめ制御奋及い操作奋を配直してわく場合には、タッナ			
	頃 或の人ささ及びタッナ 頃 域间の 距離を 考慮して 前 御			
	1F 奋 2 配 直 9 る。			
	f 機器を制御する情報と制御結果は その関係がわかりやすいとうに			
	2月及して旧唱 ゾシ₀			

表 3-3 誤操作することなく適切に運転操作するための対策(3/3)

	g. 制御機器を操作する際に必要となる監視情報は、極力同じ画面に配				
制御機能	置する。				
(続き)	h. 非安全な操作ができないための対応				
	(a) 操作器は,不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよ				
	う,操作器の適切な配置(操作時に対象外の操作器に触れること				
	がないよう配置),保護カバーの設置,キー付型スイッチの設置,				
	押釦スイッチを配置する。				
	(b) 操作器の操作方法は,運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合				
	致させる。				
	(c) 操作器は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器の				
	色,形状,操作方法は一貫性を持ち,用途に応じて統一性を持た				
	せた設計とする。また、安全上の重要な操作器は他の操作器と色				
	分けによる識別が可能な設計とする。				

自然現象等	把握できる発電用原子炉施設の外の状況	
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	
津波	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	
風(台風)	風(台風)・竜巻による発電所及び原子炉施設への被害状況や	
竜巻	設備周辺における影響の有無	
降水	発電所構内の排水状況や降雨の状況	
積雪	降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況	
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	
火山	降下火砕物の有無や堆積状況	
外部火災*	火災状況,ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への 影響の有無	
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無	

表3-4 津波監視カメラにより把握可能な自然現象

注記*: 外部火災は「森林火災」、「近隣工場等の火災」を含む。

表3-5 津波監視カメラの仕様

設置場所	7号機原子炉建屋屋上主排気筒	
暗視機能	あり (赤外線カメラ)	
ズーム機能	可視カメラ/ズームなし	
	赤外線カメラ/デジタルズーム4倍	
遠隔上下左右可動	上下左右可能	
	(垂直±90° /水平360°)	

設備名	パラメータ			計測範囲
	大気温度	-20~40°C		
	雨雪量計	0~110mm/h		
	風向 (風車型) (地上 10m)	16 方位		
<i>左 在</i> 知识 (1) (土)	風速 (風車型) (地上 10m)	0~60m/s		
风篆観測設備	風向 (ドップラーソーダ) (T.M.S.L. 85m/ T.M.S.L.	16 方位		
	風速(ドップラーソーダ) (T. M. S. L. 85m/ T. M. S. L.	0~30m/s		
	日射量	$0\sim 1.43$ kW/m ²		
	放射収支量	-0.140~0.000kW/m ²		
津波監視設備	取水槽水位			T. M. S. L. −5000mm∼ T. M. S. L. 9000mm
固定式周辺モニタリング設備	モニタリングポスト	空間線量率	低レンジ(NaI(T1)シンチレーション)	$10\sim 10^4$ nGy/h
			高レンジ (イオンチェンバ)	$10\sim 10^8$ nGy/h

表 3-6 中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲

名称	仕様		
	検知原理	二酸化炭素:赤外線式 酸素:ガルバニ電池式	
	測定範囲	二酸化炭素 : 0~10.00vo1% 酸素 : 0~25.0vo1%	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	精度	二酸化炭素 : ±0.25vol% 酸素 : ±0.7vol%	
	電源	電源:電池式(交換により容易に電源が確保 できるもの) 測定可能時間:約8時間	
	個数	3個(予備1個)	

表3-7 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の仕様





(2) 中央制御室の機能に関する説明書 (中央制御室の有毒ガス防護について)

1. 概要 ······	1
2. 基本方針	2
2.1 有毒ガスに対する防護措置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.2 適用基準及び適用規格等	2
 中央制御室の機能に係る詳細設計	3
3.1 有毒ガスに対する防護措置 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
 3.1.1 固定源に対する防護措置 	3
 3.1.2 可動源に対する防護措置 	3
4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価	4
4.1 評価条件	4
4.1.1 評価の概要 ······	4
4.1.2 評価事象の選定	4
4.1.3 有毒ガス到達経路の選定 ······	4
4.1.4 有毒ガス放出率の計算 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4
4.1.5 大気拡散の評価	6
4.1.6 有毒ガス濃度評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	8
4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合	
の合算及び判断基準値との比較 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
4.2 評価結果	9
4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
4.2.2 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9
4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	9

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準規 則」という。)第38条及び第74条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関わる原子炉制御室(以下「中央制御室(「6,7 号機共用」(以下同じ。))」という。)のうち、中央制御室の機能について説明するものである。

なお,技術基準規則第 38 条及びその解釈の改正に伴い,有毒ガスが運転員に及ぼす影響により,運転員の対応能力が著しく低下し,安全機能が損なわれることがないよう,有毒ガスに対す る防護措置について設計するものであり,有毒ガスに対する防護措置以外は,要求事項に変更が ないため今回の申請において変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、有毒ガスに対する防護措置について説明する。

- 2. 基本方針
- 2.1 有毒ガスに対する防護措置

中央制御室は,有毒ガスが運転員に及ぼす影響により,運転員の対処能力が著しく低下し, 安全施設の安全機能が損なわれることがないよう,中央制御室内にとどまり必要な操作,措置 を行うことができる設計とする。

敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物 質(以下「固定源」という。)及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガ スを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下「可動源」という。)それぞれに対して有毒ガ スが発生した場合の影響評価(以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。)を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「有 毒ガス評価ガイド」という。)を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出される かの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。

固定源及び可動源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる貯蔵量等は,現場の状況を踏まえ 評価条件を設定し,運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基 準値を下回ることにより,運転員を防護できる設計とする。

2.2 適用基準及び適用規格等

中央制御室の機能に適用する基準及び規格等は、以下のとおりとする。

- ・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(平成25年 6月19日原規技発第1306194号)
- ・有毒ガス防護に係る影響評価ガイド(平成29年4月5日原規技発第1704052号)
- ・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)(平成 21・07・ 27 原院第1号(平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定))
- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)
- ・毒物及び劇物取締法(昭和25年法律第303号)
- ・消防法(昭和23年法律第186号)
- ・高圧ガス保安法(昭和26年法律第204号)

- 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計
- 3.1 有毒ガスに対する防護措置

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電 用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、 次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により、対処能力が 著しく低下することがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要 な各種の操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は,固定源に対しては,貯蔵容器すべてが損傷し,有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し,運転員の吸気中の有毒ガス濃度の 評価結果が,有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする。

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで、運転員を防護できる設計とする。なお、有毒化学物質は、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。固定源及び可動源の特定方法及び特定結果については、別添「固定源及び可動源の特定について」に示す。

3.1.1 固定源に対する防護措置

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生し た有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結 果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで、技術基準規則別記-9に規定さ れる「有毒ガスの発生」はなく、同規則に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及 び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に自動的に警報するための装置の設置は不要 とする設計とする。

運転員の吸気中の有毒ガス濃度が,有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることの評価については,「4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価」に示す。

3.1.2 可動源に対する防護措置

可動源に対しては、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、有毒化学物質の全量流出 によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガ ス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることで、技術基準規則別 記-9に基づく有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検 出した場合に自動的に警報するための装置の設置を不要とする設計とする。

- 4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価
- 4.1 評価条件

中央制御室の有毒ガス濃度評価に当たって、評価手順及び評価条件を本項において示す。

4.1.1 評価の概要

固定源及び可動源から放出される有毒ガスにより,中央制御室にとどまる運転員の吸気 中の有毒ガス濃度が,有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを評価する。 具体的な手順は以下のとおり。

- (1) 評価事象は、固定源については、同時にすべての貯蔵容器が損傷し、当該すべての容器 に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。また、 可動源については、影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し、容器に貯蔵された有毒化 学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。なお、固定源及び可動源 について、中央制御室にとどまる運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が厳しくな るよう評価条件を選定する。
- (2) 評価事象に対して、固定源及び可動源から発生した有毒ガスが、中央制御室換気空調系の外気取入口に到達する経路を選定する。
- (3) 発電所敷地内の気象データを用いて,有毒ガスの放出源から大気中への蒸発率及び大気 拡散を計算し,中央制御室換気空調系の外気取入口における有毒ガス濃度を計算する。
- 4.1.2 評価事象の選定

固定源では、評価対象とする貯蔵容器が同時にすべて損傷し、当該すべての容器に貯蔵 された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

可動源では,評価対象とする影響の最も大きな輸送容器が一基損傷し,容器に貯蔵され た有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定する。

4.1.3 有毒ガス到達経路の選定

固定源及び可動源から発生した有毒ガスについては,中央制御室換気空調系の外気取入 口に到達する経路を選定する。

有毒ガス到達経路を図 4-1 に示す。

4.1.4 有毒ガス放出率の計算

固定源は,評価対象とする貯蔵容器すべてが損傷し,可動源は,評価対象とする影響の 最も大きな輸送容器一基が損傷し,貯蔵されている有毒化学物質が全量流出することによ って発生した有毒ガスが大気中に放出されることを想定し,大気中への有毒ガスの放出率 を評価する。

この際,運転員の吸気中の有毒ガス濃度への影響を考慮して,固定源及び可動源の物性, 保管状態,放出形態及び気象データ等の評価条件を適切に設定する。

具体的には、敷地外の有毒化学物質については、容器に貯蔵されている有毒化学物質が 1時間かけて全量放出されるものとして評価する。また、敷地内の有毒化学物質の単位時 間当たりの大気中への放出率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in

R1

ALOHA」及び「伝熱工学資料 改訂第5版 日本機械学会」に従って、「(2) 有毒ガス放 出率評価式」により計算する。

固定源及び可動源の評価条件を表 4-1 及び表 4-2 に,有毒化学物質に係る評価条件を 表 4-3 及び図 4-2 にそれぞれ示す。

(1) 事象発生直前の状態

事象発生直前まで貯蔵容器又は輸送容器に有毒化学物質が貯蔵されているものとする。 (2) 有毒ガス放出率評価式

a. 蒸発率E

$$\mathbf{E} = \mathbf{A} \cdot \mathbf{K}_{\mathbf{M}} \cdot \left(\frac{\mathbf{M}_{\mathbf{W}\mathbf{m}} \cdot \mathbf{P}_{\mathbf{v}}}{\mathbf{R} \cdot \mathbf{T}}\right) (\mathrm{kg/s})$$

b. 物質移動係数K_M

$$K_{M} = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_{C}^{-\frac{2}{3}} (m/s)$$

$$S_{c} = \frac{V}{D_{M}}$$

$$D_{M} = D_{H_{2}0} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_{2}0}}{M_{Wm}}} (m^{2}/s)$$
$$D_{H_{2}0} = D_{0} \cdot \left(\frac{T}{273.15}\right)^{1.75} (m^{2}/s)$$

c. 補正蒸発率Ec

$$E_{C} = -\left(\frac{P_{a}}{P_{v}}\right) ln\left(1 - \frac{P_{v}}{P_{a}}\right) \cdot E \quad (kg/s)$$

ここで,

Е	: 蒸発率(kg/s)
Еc	:補正蒸発率(kg/s)
А	: 拡がり面積(m ²)
K_M	:化学物質の物質移動係数(m/s)
$M_{\rm Wm}$:化学物質の分子量(kg/kmol)
P _a	: 大気圧(Pa)
$P_{\rm v}$:化学物質の分圧(Pa)
R	:ガス定数(J/kmol・K)
Т	:温度(K)
U	:風速(m/s)
Ζ	: 拡がり面積の直径(m)
S _C	: 化学物質のシュミット数
V	:動粘性係数(m²/s)
D_{M}	:化学物質の分子拡散係数(m²/s)

D_{H20} : 温度T(K), 圧力P_V(Pa)における水の分子拡散係数(m²/s) M_{WH20} : 水の分子量(kg/kmol)

- D₀:水の拡散係数(= $2.2 \times 10^{-5} m^2/s$)
- (3) 評価の対象とする固定源及び可動源 有毒ガス評価ガイドに従って選定した敷地外の固定源及び敷地内の可動源を対象とする。 評価の対象とする敷地外の固定源を図4-3に、敷地内の可動源を図4-4に示す。
- 4.1.5 大気拡散の評価

発電所敷地内の気象データを用い、大気拡散を計算して相対濃度を求める。 固定源及び可動源の大気拡散計算の評価条件を表 4-4 に示す。

(1) 大気拡散評価モデル
 固定源及び可動源から放出された有毒ガスが、大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

相対濃度は,毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに,評価点ごとに次式の とおり計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^{T} (x/Q)_i \cdot d\delta_i$$

(建屋影響を考慮しない場合)

$$(x/Q)_{i} = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_{i}} \cdot \exp\left(-\frac{H^{2}}{2\sigma_{zi}^{2}}\right)$$

(建屋影響を考慮する場合)

δ

$$(x/Q)_{i} = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_{i}} \cdot \exp\left(-\frac{H^{2}}{2\Sigma_{zi}}\right)$$

- x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m³)
- T: 実効放出継続時間(h)
- (x/Q)_i: :時刻 i における相対濃度(s/m³)

:時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき d
$$\delta_i$$
=1

時刻 i において風向が当該方位 d にないとき d δ_i =0

$$\sigma_{yi}$$
:時刻iにおける濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ(m)

$$\sigma_{zi}$$
:時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ(m)

H : 放出源の有効高さ(m)

$$\Sigma_{y i}$$
 : $\left(\sigma_{y i}^{2} + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$

 $\Sigma_{z i}$: $\left(\sigma_{z i}^{2} + \frac{CA}{\pi}\right)^{1/2}$

A : 建屋等の風向方向の投影面積(m²)

C :形状係数

上記のうち、気象項目(風向、風速及び σ_{yi} , σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度) については「(2) 気象データ」に示すデータを用いることとする。

σ_{yi}及びσ_{zi}については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和 57 年1月28日原子力安全委員会決定)における相関式を用いて計算する。

(2) 気象データ

1985 年 10 月~1986 年 9 月の1 年間における気象データを使用する。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、10 年間(2008 年 4 月 ~2018 年 3 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。

- (3) 相対濃度の評価点相対濃度の評価点は、中央制御室換気空調系の外気取入口とする。
- (4) 評価対象方位

固定源及び可動源について,放出点から比較的近距離の場所では,建屋の風下側におけ る風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。巻き込みを生じる代表建屋として は、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選定する。そのため、評価対 象とする方位は、放出された有毒ガスが巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散す ること、及び巻き込みを生じる代表建屋の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届 くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位のうち以下の a. ~c. の条件 に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- a. 放出点が評価点の風上にあること。
- b. 放出点から放出された放射性物質が,巻き込みを生じる代表建屋の風下側に巻き込 まれるような範囲に評価点が存在すること。
- c. 巻き込みを生じる代表建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、巻き込みを生じる代表建屋の周辺に 0.5L(L:建屋の風向に垂 直な面での高さ又は幅の小さい方)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件 b. に該当する方位の選定には,放出点が評価点の風上となる範囲が対象と なるが,放出点が巻き込みを生じる代表建屋に近接し,0.5Lの拡散領域の内部にある場合 は,放出点が風上となる180°を対象とする。その上で,選定条件 c. に該当する方位の選 定として,評価点から巻き込みを生じる代表建屋+0.5Lを含む方位を選択する。

以上により,固定源及び可動源が選定条件 a. ~c. にすべて該当する方位はないため,巻き込みの影響はなく,評価対象は,放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方向のみを評価対象方位とする。

具体的な固定源及び可動源の評価対象方位は,図4-3及び 図4-4に示す。

4.1.6 有毒ガス濃度評価

有毒ガス濃度評価においては、中央制御室換気空調系の外気取入口における濃度を用い

R1

(1) V - 1 - 5 - 4(2)

К7

る。中央制御室換気空調系の外気取入口に到達する有毒ガスの濃度は、「4.1.4 有毒ガス 放出率の計算」及び「4.1.5 大気拡散の評価」の結果を用いて、次式を用いて算出する。

 $C_{ppm(out)} = \frac{C}{M} \cdot 22.4 \cdot \frac{T}{273.15} \cdot 10^{6} (ppm)$ $C = E \cdot \frac{x}{Q} (kg/m^{3}) \quad (液体状有毒化学物質の評価)$ $C = q_{GW} \cdot \frac{x}{Q} (kg/m^{3}) \quad (ガス状有毒化学物質の評価)$

$C_{ppm(out)}$: 外気濃度(ppm)
С	:外気濃度(kg/m³)=(g/L)
М	:物質の分子量(g/mol)
Т	: 気温(K)
E	: 蒸発率(kg/s)
q gw	: 質量放出率(kg/s)
$\frac{x}{Q}$:相対濃度(s/m ³)

また,可動源については,C_{ppm(out})式により算出した外気濃度を用いて,次式を用いて て室内の濃度を算出する。換気率の評価条件について,表 4-5 に示す。

 $C_{ppm(in)} = C_{ppm(out)} \cdot \{1 - \exp(-\lambda t)\}(ppm)$

$C_{ppm(in)}$:室内濃度(ppm)
λ	: 換気率(1/h)
t	:放出継続時間(h)

4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値

有毒ガス防護のための判断基準値については,有毒ガス評価ガイドの考え方に従い, NIOSH(米国国立労働安全衛生研究所)で定められている IDLH値(急性の毒性限度),日本 産業衛生学会が定める最大許容濃度等を用いて,有毒化学物質毎に設定する。固定源及び 可動源の有毒ガス防護のための判断基準値を表 4-6 に示す。 4.1.8 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

固定源及び可動源について、「4.1.6 有毒ガス濃度評価」の計算結果を「4.1.7 有毒ガス防護のための判断基準値」で除して求めた値について、毎時刻の濃度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%*に当たる値を用いる。

注記*: 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 日原子 力安全委員会決定

4.1.9 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の合算及び判断基準値との比較 固定源については、固定源と評価点とを結んだラインが含まれる1方位及びその隣接方 位に固定源が複数ある場合、隣接方位の固定源からの有毒ガス防護のための判断基準値に

可動源については、可動源と評価点とを結んだ1方位における濃度の有毒ガス防護のた めの判断基準値に対する割合が1を超えないことを評価する。

有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合= $\frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \cdots + \frac{C_n}{T_1} + \cdots + \frac{C_n}{T_n}$

C_i : 有毒ガス i の濃度

T_i: : 有毒ガス i の有毒ガス防護のための判断基準値

対する割合も合算し、合算値が1を超えないことを評価する。

- 4.2 評価結果
- 4.2.1 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

中央制御室換気空調系の外気取入口における,固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-7 及び表 4-8 に示す。

4.2.2 有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合

中央制御室換気空調系の外気取入口における,固定源及び可動源から放出される有毒ガスによる有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果を表 4-7 及び表 4-8 に示す。有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の最大値は固定源において 0.10, 可動源において 0.56 であり,判断基準値である 1 を下回る。

4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ

有毒ガスに対する防護措置を考慮して,運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価を行い,固定 源及び可動源に対して有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認した。

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (—)	有毒ガスを発生するおそ れのある有毒化学物質で ある塩酸を貯蔵する施設 であり,大気中に有毒ガス を多量に放出させるおそ れがあることから選定。	有毒ガス評価ガイド3.1.(3) 調査対象としている固定源及び 可動源に対して、次の項目を確認 する。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量
有毒化学物質の 種類(濃度)	塩酸 (100%)	情報が得られなかったこ とから保守的に設定。	 一有毎化学物質の町蔵方法 一原子炉制御室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係(距離、高さ、方位を 含む。) 一防液堤の有無(防液堤がある場
拡がり面積		敷地外固定源は,1時間で 全量放出されるとしてい るため,拡がり面積の設定 は不要。	 日は、防液堤よくび取湿距離、 防液堤の内面積及び廃液処理 槽の有無)(解説-5) 一電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防 液堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(1/8)

項目 評価条件 選定理由 備考 「 有毒ガスを発生する 有毒ガス評価ガイド3.1.(3) おそれのある有毒化 調査対象としている固定源及び (設備名) 敷地外固定源 「 マや物質であるアンモ 可動源に対して、次の項目を確認 (設備名) (一) ごを貯蔵する施設 する。 (設備名) (一) 「 のり、大気中に右 - (設備名) (一) 「 のり、大気中に右 - (ごのり、大気中に右 - - -				- /
面定源の種類 (設備名) (一) (一)	項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 敷地外固定源 おそれのある有毒化 調査対象としている固定源及び (設備名) ・敷地外固定源 ニアを貯蔵する施設 する。 (ごあり、大気中に石 -有毒化学物質の500 -有毒化学物質の500 海ガスを多量に放出 -有毒化学物質の500 -有毒化学物質の500 (100%) ごとから選定。 -「原子炉制御室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係(距離、高さ、方位を (100%) 「輪が得られなかっ たことから保守的に (100%) アンモニア(A-1)* 「輪都が得られなかっ たことから保守的に 一「防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、 合は、防液堤がする場 (100%) 一 一 敷地外固定源は,1 「防液堤の有無(防液堤がある場 会しているため, 拡がり面積 - - 拡がり面積の設定は - 電源、人的操作等を必要とせず (100%) 「時間で全量放出され - (100%) シレーン -			有毒ガスを発生する	有毒ガス評価ガイド 3.1. (3)
固定源の種類 (設備名) 敷地外固定源 (設備名) 学物質であるアンモ コアを貯蔵する施設 (こかり,大気中に右 毒ガスを多量に放出 うくしなおそれがある ことから選定。 「有毒化学物質の貯蔵量 ー有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 有毒化学物質の貯蔵方法 (100%) 一有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 「有毒化学物質の貯蔵方法 の貯液場の貯蔵方法 有毒化学物質の 「前報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 「位置関係(距離、高さ、方位を 含む。) 一 「前報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 「位置関係(距離、高さ、方位を 含む。) 本数がり面積 「りの淡 「「「「」」」」」」 敷地外固定源は,1 「防液堤の内面積及び廃液処理 情間で全量放出され るとしているため, 拡がり面積の設定は 不要。 「電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防 液堤内のフロート等)(解説-5)			おそれのある有毒化	調査対象としている固定源及び
固定源の種類 (設備名)敷地外固定源 (一)ニアを貯蔵する施設 であり,大気中に有 毒ガスを多量に放出 させるおそれがある ことから選定。ー有毒化学物質の貯蔵力 二の事化学物質の貯蔵方法 ことから選定。有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。-「有毒化学物質の貯蔵方法 ー「有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。-「有毒化学物質の貯蔵方法 ー「「中和国室等及び重要操作 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係(距離、高さ、方位を 含む。)有毒化学物質の (100%)市報が得られなかっ たことから保守的に 設定。-「防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、 合は、防液堤までの最短距離、 もたい防液堤までの最短距離、 したいるため、 に、有毒ガス発生の抑制等の効 ・ 振が見込める設備(例えば、防 初端に、「有読しのの方面に (100%)拡がり面積の設定は が取りの方面積の設定は 、 で要。			学物質であるアンモ	可動源に対して、次の項目を確認
(設備名) (一) であり,大気中に有 -有毒化学物質の貯蔵量 海ガスを多量に放出 -有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある -有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 -原子炉制御室等及び重要操作 市本に学物質の 地点と有毒ガスの発生源との 有毒化学物質の (回離、高さ、方位を ごとから選定。 -原子炉制御室等及び重要操作 市場低学物質の (回離、高さ、方位を 方ことから保守的に 一防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、 -防液堤の内面積及び廃液処理 水がり面積 ーー 敷地外固定源は,1 時間で全量放出され るとしているため, い大気中には、 拡がり面積の設定は、 -電源、人的操作等を必要とせず ぶり面積 一	固定源の種類	敷地外固定源	ニアを貯蔵する施設	する。
 	(設備名)	(—)	であり,大気中に有	- 有毒化学物質の名称
1 1 <th1< th=""> <th1< th=""> <th1< th=""> <th1< th=""></th1<></th1<></th1<></th1<>			毒ガスを多量に放出	- 有毒化学物質の貯蔵量
一 二 ことから選定。 一原子炉制御室等及び重要操作 有毒化学物質の 種類(濃度) アンモニア(A-1)* 構報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 位置関係(距離、高さ、方位を 含む。) 本期(濃度) アンモニア(A-1)* 情報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 一防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、 本の内面積及び廃液処理 一防液堤の内面積及び廃液処理 1 水がり面積 ー 弊地外固定源は,1 1 水がり面積 ー 時間で全量放出され るとしているため, 拡がり面積の設定は 不要。 -電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防			させるおそれがある	-有毒化学物質の貯蔵方法
有毒化学物質の 種類(濃度) アンモニア(A-1)* (100%) 情報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 地点と有毒ガスの発生源との 位置関係(距離、高さ、方位を 含む。) 植類(濃度) アンモニア(A-1)* (100%) 情報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 一防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、 防液堤の内面積及び廃液処理 拡がり面積 - 敷地外固定源は、1 時間で全量放出され るとしているため、 拡がり面積の設定は 不要。 ・ 拡がり面積の設定は 液堤内のフロート等)(解説-5) - 電源、人的操作等を必要とせず 液堤内のフロート等)(解説-5)			ことから選定。	- 原子炉制御室等及び重要操作
有毒化学物質の 種類(濃度) アンモニア(A-1)* (100%) 情報が得られなかっ たことから保守的に 設定。 位置関係(距離、高さ、方位を 含む。) 市防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、 - 水がり面積 - 防液堤の内面積及び廃液処理 時間で全量放出され などしているため, 拡がり面積の設定は 不要。 - - 振が見込める設備(例えば、防 - - 液堤内のフロート等)(解説-5) - -				地点と有毒ガスの発生源との
有毒化学物質の 種類(濃度)アンモニア (A-1) * (100%)加加 日 5 4 5 4 5 4 5 4 5 4 5 4 5 4 5 4 5 4 5			情報が得られなかっ	位置関係(距離、高さ、方位を
種類(濃度) (100%) 記名の方面になる。 -防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、 合は、防液堤までの最短距離、 酸地外固定源は、1 防液堤の内面積及び廃液処理 敷地外固定源は、1 槽の有無)(解説-5) 時間で全量放出されるとしているため、 -電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効力がり面積の設定は不要。	有毒化学物質の	アンモニア(A-1)*	たことから保守的に	含む。)
広い 合は、防液堤までの最短距離、 合は、防液堤までの最短距離、 防液堤の内面積及び廃液処理 敷地外固定源は、1 槽の有無)(解説-5) 時間で全量放出され 一電源、人的操作等を必要とせず るとしているため、 に、有毒ガス発生の抑制等の効 拡がり面積の設定は 果が見込める設備(例えば、防 不要。 液堤内のフロート等)(解説-5)	種類(濃度)	(100%)	設定。	-防液堤の有無(防液堤がある場
拡がり面積 一 防液堤の内面積及び廃液処理 敷地外固定源は,1 槽の有無)(解説-5) 時間で全量放出され -電源、人的操作等を必要とせず るとしているため, 拡がり面積の設定は 果が見込める設備(例えば、防 不要。 液堤内のフロート等)(解説-5)				合は、防液堤までの最短距離、
敷地外固定源は、1槽の有無)(解説-5)市間で全量放出され-電源、人的操作等を必要とせず広がり面積ろとしているため、広がり面積の設定は果が見込める設備(例えば、防不要。液堤内のフロート等)(解説-5)				防液堤の内面積及び廃液処理
拡がり面積時間で全量放出され るとしているため, 拡がり面積の設定は 不要。ー電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防 液堤内のフロート等)(解説-5)			敷地外固定源は,1	槽の有無)(解説−5)
拡がり面積ーるとしているため, 拡がり面積の設定は 不要。に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防 液堤内のフロート等)(解説-5)	拡がり面積		時間で全量放出され	- 電源、人的操作等を必要とせず
拡がり面積の設定は果が見込める設備(例えば、防不要。液堤内のフロート等)(解説-5)		—	るとしているため,	に、有毒ガス発生の抑制等の効
不要。 液堤内のフロート等)(解説-5)			拡がり面積の設定は	果が見込める設備(例えば、防
			不要。	液堤内のフロート等) (解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(2/8)

注記*: 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち, A 地点の貯蔵施 設を示す。(方位:SSE, 距離: 6000m)

項目	評価条件	選定理由	備考
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源(—)	有毒ガスを発生す るおそれのある有 毒化学物質である アンモニアを貯蔵 する施設であり, 大気中に有毒ガス を多量に放出させ るおそれがあるこ とから選定。	 有毒ガス評価ガイド3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可 動源に対して、次の項目を確認する。 一有毒化学物質の名称 一有毒化学物質の貯蔵量 一有毒化学物質の貯蔵方法 一原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置
有毒化学物質の 種類(濃度)	アンモニア(A-2)* (100%)	情報が得られなか ったことから保守 的に設定。	関係(距離、高さ、方位を含む。) -防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、防 液堤の内面積及び廃液処理槽の 有無)(解説-5) - 雪源 人的操作等を必要とせず
拡がり面積		 敷地外固定源は、1 時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 	電源、八時来11-等を必要とせり に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防液 堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(3/8)

注記*: 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち, A 地点の貯蔵施 設を示す。(方位:SSE, 距離: 6000m)

項目	評価条件	選定理由	備考		
固定源の種類 (設備名)	敷地外固定源 (—)	有毒ガスを発生する おそれのある有毒化 学物質であるアンモ ニアを貯蔵する施設 であり,大気中に有 毒ガスを多量に放出 させるおそれがある	有毒ガス評価ガイド3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可 動源に対して、次の項目を確認す る。 - 有毒化学物質の名称 - 有毒化学物質の貯蔵量 - 有毒化学物質の貯蔵方法 - 原子炉制御室等及び重要操作地		
有毒化学物質の 種類(濃度)	アンモニア (B) * (100%)	情報が得られなかっ たことから保守的に 設定。	点と有毒ガスの発生源との位置 関係(距離、高さ、方位を含む。) 一防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、防 液堤の内面積及び廃液処理槽の 五無)(解説 5)		
拡がり面積		敷地外固定源は,1 時間で全量放出され るとしているため, 拡がり面積の設定は 不要。	 1 (件就-5) -電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液 堤内のフロート等)(解説-5) 		
拡がり面積 注記 * ・ 「図 4-		敷地外固定源は、1 時間で全量放出され るとしているため、 拡がり面積の設定は 不要。 (4) (アンチニア)」で	-電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防液 堤内のフロート等)(解説-5)		

表 4-1 固定源の評価条件(4/8)

注記*: 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち, B 地点の貯蔵施 設を示す。(方位: ENE, 距離 3000m)

項目	評価条件	選定理由	備考
		有毒ガスを発生す	有毒ガス評価ガイド 3.1. (3)
		るおそれのある有	調査対象としている固定源及び可
		毒化学物質である	動源に対して、次の項目を確認す
田空酒の種類	載 州从田空酒	アンモニアを貯蔵	る。
(設備タ)		する施設であり,	- 有毒化学物質の名称
(武浦石)	(—)	大気中に有毒ガス	- 有毒化学物質の貯蔵量
		を多量に放出させ	- 有毒化学物質の貯蔵方法
		るおそれがあるこ	-原子炉制御室等及び重要操作地
		とから選定。	点と有毒ガスの発生源との位置
有毒化学物質の 種類(濃度)	アンモニア(C)* (100%)	情報が得られなか ったことから保守 的に設定。	関係(距離、高さ、方位を含む。) -防液堤の有無(防液堤がある場 合は、防液堤までの最短距離、防 液堤の内面積及び廃液処理槽の 有無)(解説-5)
拡がり面積		 敷地外固定源は、1 時間で全量放出されるとしているため、拡がり面積の設定は不要。 	- 電源、人的操作等を必要とせず に、有毒ガス発生の抑制等の効 果が見込める設備(例えば、防液 堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(5/8)

注記*: 「図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)」で示す貯蔵施設のうち、C 地点の貯蔵施 設を示す。(方位:S, 距離: 5000m)

項目	評価条件	選定理由	備考
		有毒ガスを発生するおそ	有毒ガス評価ガイド 3. 1. (3)
		れのある有毒化学物質で	調査対象としている固定源及び可
田空酒の種類	散地为田 今酒	あるメタノールを貯蔵す	動源に対して、次の項目を確認す
回た你り裡類	<u>新地外</u> 固足傢	る施設であり、大気中に	る。
(政佣名)	(—)	有毒ガスを多量に放出さ	-有毒化学物質の名称
		せるおそれがあることか	-有毒化学物質の貯蔵量
		ら選定。	-有毒化学物質の貯蔵方法
			-原子炉制御室等及び重要操作地
			点と有毒ガスの発生源との位置
有毒化学物質の	メタノール	情報が得られなかったこ	関係(距離、高さ、方位を含む。)
種類(濃度)	(100%)	とから保守的に設定。	ー防液堤の有無(防液堤がある場
			合は、防液堤までの最短距離、防
			液堤の内面積及び廃液処理槽の
		載地が田空海は 1 時間	有無)(解説-5)
拡がり面積		秋地外回上你は, 1 时间 つへ具た山されてしして	ー電源、人的操作等を必要とせず
	—	(主里成田されるとしし)	に、有毒ガス発生の抑制等の効
		いるため, 払かり則惧の	果が見込める設備 (例えば、防液
		叹止は小安。	堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(6/8)

項目	評価条件	選定理由	備考
		有毒ガスを発生する	有毒ガス評価ガイド 3.1. (3)
		おそれのある有毒化	調査対象としている固定源及び可
		学物質である亜酸化	動源に対して、次の項目を確認す
固定源の種類	敷地外固定源	窒素を貯蔵する施設	る。
(設備名)	(—)	であり,大気中に有	- 有毒化学物質の名称
		毒ガスを多量に放出	- 有毒化学物質の貯蔵量
		させるおそれがある	- 有毒化学物質の貯蔵方法
		ことから選定。	-原子炉制御室等及び重要操作地
			点と有毒ガスの発生源との位置
有毒化学物質の	亜酸化窑素 (A)*	情報が得られなかっ	関係(距離、高さ、方位を含む。)
種類 (濃度)	(100%)	たことから保守的に	-防液堤の有無(防液堤がある場
	(100/0)	設定。	合は、防液堤までの最短距離、防
			液堤の内面積及び廃液処理槽の
		敷地外固定源は,1	有無)(解説-5)
拡がり面積		時間で全量放出され	- 電源、人的操作等を必要とせず
	—	るとしているため,	に、有毒ガス発生の抑制等の効
		拡がり面積の設定は	果が見込める設備 (例えば、防液
		不要。	堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(7/8)

注記*: 「図4-3 敷地外固定源(4/4)(亜酸化窒素)」で示す貯蔵施設のうち,D地点の貯蔵施 設を示す。(方位:SSW,距離:8400m)

項目 評価条件 選定理由 備考 有毒ガスを発生する 有毒ガス評価ガイド3.1.(3) 調査対象としている固定源及び可 ジ物質である亜酸化 調査対象としている固定源及び可 ジ物質である亜酸化 固定源の種類 (設備名) 敷地外固定源 窒素を貯蔵する施設 空素を貯蔵する施設 る。 (設備名) (一) であり,大気中に有 毒ガスを多量に放出 ー有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある 一有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 の原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置 点と有毒ガスの発生源との位置				
 「有毒ガスを発生する」有毒ガス評価ガイド3.1.(3) おそれのある有毒化 調査対象としている固定源及び可 学物質である亜酸化 動源に対して、次の項目を確認す 窒素を貯蔵する施設 る。 であり、大気中に有 一有毒化学物質の名称 声ガスを多量に放出 一有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある 一有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置 	項目	評価条件	選定理由	備考
 固定源の種類 敷地外固定源 (設備名) (一) おそれのある有毒化 満室対象としている固定源及び可 学物質である亜酸化 動源に対して、次の項目を確認す 窒素を貯蔵する施設 る。 であり、大気中に有 ー有毒化学物質の名称 ー有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある ー有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 ー原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置 			有毒ガスを発生する	有毒ガス評価ガイド 3.1. (3)
固定源の種類 敷地外固定源 学物質である亜酸化 動源に対して、次の項目を確認す (設備名) (一) 窒素を貯蔵する施設 る。 (設備名) (一) であり、大気中に有 一有毒化学物質の名称 毒ガスを多量に放出 一有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある 一有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 一原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置			おそれのある有毒化	調査対象としている固定源及び可
固定源の種類 敷地外固定源 窒素を貯蔵する施設 る。 (設備名) (一) であり、大気中に有 -有毒化学物質の名称 毒ガスを多量に放出 -有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある -有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 -原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置			学物質である亜酸化	動源に対して、次の項目を確認す
 (設備名) (一) であり、大気中に有 -有毒化学物質の名称 毒ガスを多量に放出 -有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある -有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 -原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置 	固定源の種類	敷地外固定源	窒素を貯蔵する施設	る。
毒ガスを多量に放出 ー有毒化学物質の貯蔵量 させるおそれがある ー有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 ー原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置	(設備名)	(—)	であり,大気中に有	- 有毒化学物質の名称
させるおそれがある -有毒化学物質の貯蔵方法 ことから選定。 -原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置			毒ガスを多量に放出	- 有毒化学物質の貯蔵量
ことから選定。 -原子炉制御室等及び重要操作地 点と有毒ガスの発生源との位置			させるおそれがある	- 有毒化学物質の貯蔵方法
点と有毒ガスの発生源との位置			ことから選定。	-原子炉制御室等及び重要操作地
				点と有毒ガスの発生源との位置
有毒化学物質の 亜酸化窒素 (B) * 情報が得られなかっ 関係(距離、高さ、方位を含む。)	右毒化学物質の	亜酸化窒素 (B) *	情報が得られなかっ	関係(距離、高さ、方位を含む。)
■ 新福日子 (400) ■ 100% たことから保守的に – 防液堤の有無(防液堤がある場 (100%)	新新 新新 (濃度)	(100%)	たことから保守的に	-防液堤の有無(防液堤がある場
24歳 (協及) (100,0) 設定。 合は、防液堤までの最短距離、防		(100/0)	設定。	合は、防液堤までの最短距離、防
液堤の内面積及び廃液処理槽の				液堤の内面積及び廃液処理槽の
敷地外固定源は,1 有無)(解説-5)			敷地外固定源は,1	有無)(解説-5)
時間で全量放出され - 電源、人的操作等を必要とせす			時間で全量放出され	- 電源、人的操作等を必要とせず
拡がり面積 ー るとしているため, に、有毒ガス発生の抑制等の刻	拡がり面積	—	るとしているため,	に、有毒ガス発生の抑制等の効
拡がり面積の設定は 果が見込める設備(例えば、防液			拡がり面積の設定は	果が見込める設備 (例えば、防液
不要。 堤内のフロート等)(解説-5)			不要。	堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-1 固定源の評価条件(8/8)

注記*: 「図 4-3 敷地外固定源(4/4)(亜酸化窒素)」で示す貯蔵施設のうち,E地点の貯蔵施 設を示す。(方位:S,距離:7200m)

項目	評価条件	選定理由	備考
		有毒ガスを発生するお	有毒ガス評価ガイド 3.1. (3)
		それのある有毒化学物	調査対象としている固定源及び可
田空酒の種類	敷地内可動源	質である塩酸を輸送す	動源に対して、次の項目を確認す
回足(の) (地)(世)(地)(世)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)(地)	(タンクロー	る施設であり、大気中	る。
(武脈名)	У)	に有毒ガスを多量に放	-有毒化学物質の名称
		出させるおそれがある	-有毒化学物質の貯蔵量
		ことから選定。	- 有毒化学物質の貯蔵方法
			-原子炉制御室等及び重要操作地
			点と有毒ガスの発生源との位置
有毒化学物質の	塩酸	有毒化学物質濃度の運	関係(距離、高さ、方位を含む。)
種類(濃度)	(35%)	用値を踏まえ設定。	-防液堤の有無(防液堤がある場
			合は、防液堤までの最短距離、防
			液堤の内面積及び廃液処理槽の
			有無)(解説-5)
		想定する液だまりの厚	- 電源、人的操作等を必要とせず
拡がり面積	$600 \mathrm{m}^2$	さを 5mm とし拡がり面	に、有毒ガス発生の抑制等の効
		積を算出。	果が見込める設備(例えば、防液
			堤内のフロート等)(解説-5)

表 4-2 可動源の評価条件

	項目	評価条件	選定理由	備考
動粘性係数		文献と気象資料 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	有毒ガス評価ガ イド 4.3 有毒ガスの
分子拡散係数		文献と気象資料 (温度)に基づき設定	Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA	放出の評価3) 次の項目から判断して、有毒
*化学物質の分圧	塩酸	文献と気象条件 (温度)に基づき設定	Perry's Chemical Engineers' Handbook	カスの性状、放出 形態に応じて、有 毒ガスの放出量 評価モデルが適 切に用いられて いること。 - 有毒化学物質
柏崎 にお 資料 (19 ・地 測 気 を 資料 ・ 地 測 気 気 の の の の の の の の の の の の の の の の の		柏崎刈羽原子力発電所 における 1 年間の気象 資料 (1985.10~1986.9) ・地上風を代表する観 測点(地上約10m)の 気象データ ・露場の温度	風向風速データが不良 標本の棄却検定によ り,10年間の気象状態 と比較して特に異常で はないことが確認され た発電所において観測 された1年間の気象デ ータを使用。	 の漏えい量 有毒化学物質 及び有毒ガス の物性値(例え ば、蒸気圧、密 度等) 有毒ガスの放 出率(評価モデ ルの技術的妥 当性を含む。)

表 4-3 有毒化学物質に係る評価条件

注記*: 評価に用いた化学物質の分圧の詳細については、図4-2に示す。

項目	評価条件	選定理由	備考
▲ 大気拡散評価モデル	ガウス プルーム モデル	気象指針*を参考とし て,放射性雲は風下方 向に直線的に流され, 放射性雲の軸のまわり に正規分布に拡がって いくと仮定するガウス プルームモデルを適 用。	 有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 一大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること(選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。)。
気象資料	柏崎刈羽原 子力発電所 における1 年間の気象 資料 (1985.10~ 1986.9) ・地上表 測 上約 (地上衣 観 上約 10m)の気 象データ	地上風(地上約10m)の 気象データを使用。 風向風速データが不良 標本の棄却検定によ り,10年間の気象状態 と比較して特に異常で はないことが確認され た発電所において観測 された1年間の気象資 料を使用。	 有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 1)次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。 一気象データ(年間の風向、風速、大気安定度)は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 一評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件(1/6)

注記*: 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

項目	評価条件	選定理由	備考
実効放出継続時間	1 時間	保守的な結果 が得られるよ うに,実効放 出継続時間を 最短の1時間 と設定。	被ばく評価手法(内規) 解説5.13(3)実効放出継続時間(T)は、想定事故の 種類によって放出率に変化があるので、放出モー ドを考慮して適切に定めなければならないが、事 故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たり の最大放出量で除した値を用いることも一つの方 法である。
累積出現頻度	小さい方 から 97%	気考間防判対昇え頻当たりの護断す順,度たの護断す順、度た、ガめ値合び出すのをすり、ガッ値をでした。	 有毒ガス評価ガイド 4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 6)原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること(例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度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%に当たる値が用いられていること等。)。 被ばく評価手法(内規) 5.2.1(2)評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積した場合、その累積した場合、その累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件(2/6)

	-		
項目	評価条件	選定理由	備考
			有毒ガス評価ガイド
	(敷地外固定源)		4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点
	• 塩酸 :		での濃度評価
	考慮しない		3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そ
	・アンモニア:		のモデル化の妥当性が示されていること(例え
	考慮しない	放出点から近	ば、三次元拡散シミュレーションモデルを用い
硉	・メタノール:	距離の建屋の	る場合等)。
屋	考慮しない	影響を受ける	
影	• 亜酸化窒素:	場合は, 建屋に	被ばく評価手法(内規)
響	考慮しない	よる巻込み現	5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性
		象を考慮。	物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋
	(敷地内可動源)		の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著
	• 塩酸 :		となると考えられる。そのため、放出点と巻き込
	考慮しない		みを生じる建屋及び評価点との位置関係によって
			は、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする
			必要がある。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	備考		
巻き込みを生じる代表建屋			 被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な 建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定する ことは適切である。 表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする 代表建屋の選定例 (株式) (第子炉施設) (第子炉施設) (第子炉施設) (第子炉施約室器(第子炉格納室器)(第子炉格納室器)及び (第子炉地) (第子炉格納室器)(第子炉格納室器)(第子炉格納室器)及び (第子炉地) (第子炉地) (第一) /ul>		
評価点	・中央制御室換気 空調系外気取 入口	評価対象は中央制御室 内の運転員の有毒ガス 防護のための判断基準 値に対する割合である ため,外気取入口の設置 位置を評価点と設定。	有毒ガス評価ガイド 4.4.1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されて いる位置を原子炉制御室等外評価点として いることを確認する。		
発生源と評価点の距離	 (敷地外固定源) ・塩酸:6000m ・アンモニア (A-1):6000m ・アンモニア (A-2):6000m ・アンモニア (B):3000m ・アンモニア (C):5000m ・メタノール:6000m ・亜酸化窒素 (A):8400m ・亜酸化窒素 (B):7200m 	固定源と評価点の位置 から保守的に設定。	 有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 -有毒化学物質の貯蔵量 -有毒化学物質の貯蔵方法 -有毒化学物質の貯蔵方法 -原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、方位を含む。) -防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無)(解説-5) -電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備(例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) 		

表 4-4 大気拡散計算の評価条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	備考		
項 発生源と評価点の距離	評価条件 (敷地内可動源) 6 号機中央制御室: ・塩酸:1030m 7 号機中央制御室: ・塩酸:1000m	選定理由 可動源と評価点の位 置から保守的に設定。	備考 有毒ガス評価ガイド 3.1 固定源及び可動源の調査 (3) 調査対象としている固定源及び可動 源に対して、次の項目を確認する。 一有毒化学物質の貯蔵量 一有毒化学物質の貯蔵量 一有毒化学物質の貯蔵方法 一原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒 ガスの発生源との位置関係(距離、高さ、 方位を含む。) 一防液堤の有無(防液堤がある場合は、防液 堤までの最短距離、防液堤の内面積及び 廃液処理槽の有無)(解説-5) 一電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガ		
			 -電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備 (例えば、防液堤内のフロート等)(解説-5) 		

表 4-4 大気拡散計算の評価条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	備考
*着目方位	 (敷地外固定源) ・塩酸: 1方位:SSE*2 ・アンモニア(A-1): 1方位:SSE*2 ・アンモニア(A-2): 1方位:SSE*2 ・アンモニア(B): 1方位:ENE*2 ・アンモニア(C): 1方位:SSE*2 ・メタノール: 1方位:SSE*2 ・重酸化窒素(A): 1方位:SSW*2 ・亜酸化窒素(B): 1方位:S*2 ・塩酸: 1方位:SSE*2 (敷地内可動源) ・塩酸: 1方位:SSE*2 	建屋の影響がない場合には,放出 点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみを評価対象方位とする。	被ばく評価手法(内規) 5.1.2(4)b) 建屋の影響がな い場合は、放出点から評価点 を結ぶ風向を含む1方位のみ について計算を行う。

表 4-4 大気拡散計算の評価条件(6/6)

注記*1: 着目方位は,評価点から固定源及び可動源を見た方位である。

*2: 固定源及び可動源と評価点とを結ぶラインが含まれる方位。

項目	評価条件	選定理由		
換気率	1 回/h	換気空調系の設計を踏まえ設定。		

表 4-5 換気率評価条件

表 4-6 有毒ガス防護のための判断基準値

項目 評価条件		選定理由	備考	
	50 ppm		有毒ガス評価ガイド	
塩酸			3.2 有毒ガス防護判	
	300 ppm	IDLH 値に基づき設定。	断基準値の設定	
アンモニア			1)~6)の考えに	
			基づき、発電用原子炉	
メタノール	2200 ppm	産業中毒便覧(増補版)(7月1992)	設置者が有毒ガス防	
	**	に基づき設定。 	護判断基準値を設定	
亜酸化空 素	150 ppm	Hazardous Substances Data Bank	していることを確認	
里酸恒至杀		(HSDB) (2016)に基づき設定。	する。	

固定源		評価結果				
		外気取入口 濃度(ppm)	有毒ガス防護 のための判断 基準値に対す る割合	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (kg/s)	放出継続 時間 (h)
敷地外	塩酸	4.8×10 ⁻¹	9. 5×10^{-3}	8.5×10 ⁻⁶	8.3×10 ⁻²	1. 0×10^{-0}
	アンモニア (A-1)	1.7	5. 7×10^{-3}	8.5×10 ⁻⁶	1.4×10^{-1}	1.0×10^{-0}
	アンモニア (A-2)	2. 6×10^{1}	8.6×10 ⁻²	8.5×10 ⁻⁶	2. 1×10^{-0}	1. 0×10^{-0}
	アンモニア (B)	(6.5×10^{-1})	(2.2×10^{-3})	3. 2×10^{-6}	1.4×10^{-1}	1. 0×10^{-0}
	アンモニア (C)	6. 0×10^{-1}	2. 0×10^{-3}	1.9×10^{-7}	2. 2×10^{-0}	1. 0×10^{-0}
	メタノール	1.2×10^{-1}	5. 3×10^{-5}	8.5×10 ⁻⁶	1.8×10^{-2}	1. 0×10^{-0}
	亜酸化窒素(A)	5. 6×10^{-3}	3.8×10 ⁻⁵	1.5 \times 10 ⁻⁷	6. 7×10^{-2}	1.0×10^{-0}
	亜酸化窒素(B)	3. 1×10^{-3}	2. 1×10^{-5}	1.4×10^{-7}	4. 2×10^{-2}	1. 0×10^{-0}

表 4-7 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果 (1/2)(6号機及び7号機中央制御室)

注: 括弧内の値は,敷地外固定源が設置されている方位のうち,隣接方位の濃度を合算した値 が最も高くなる方位(S)及びその隣接方位(SSE,SSW)に該当しない方位における濃度を 示す。
				計算結果	
				隣接方位を含	
			有毒ガス防護	めた有毒ガス	
	固定源	着目方位	のための判断	防護のための	亚価
			基準値に対す	判断基準値に	рттіш
			る割合	対する割合の	
				合計	
		Ν		—	—
		NNE			—
		NE		—	—
	アンモニア (B)	ENE	2. 2×10^{-3}	2. 2×10^{-3}	影響なし
		E		—	—
	—	ESE	_	_	—
	_	SE	_	_	—
敷	アンモニア(A-1), (A-2), 塩酸, メタノール	SSE	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-1}	影響なし
外	アンモニア (C), 亜酸化窒素 (B)	S	2. 0×10^{-3}	1.0×10^{-1}	影響なし
	亜酸化窒素(A)	SSW	3.8 $\times 10^{-5}$	2. 1×10^{-3}	影響なし
		SW			—
	—	WSW	_	—	—
	_	W	—	—	
		WNW			
	_	NW			
		NNW			

表 4-7 固定源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果(2/2) (影響が最大となる着目方位:SSE, S, SSW)(6号機及び7号機中央制御室)

注: 固定源がない着目方位に「一」と記載。

表 4-8	可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果	(1/4)
	(6 号機中央制御室)	

			評価結果			
Р	「動源	着目方位	相対濃度	放出率	放出継続時間	
			(s/m^3)	(kg/s)	(h)	
敷 地 内	塩酸	SSE	1.4×10^{-4}	9. 6×10 ⁻¹	3. $6 \times 10^{-1*}$	

注記*: 放出継続時間は1時間未満であるが、大気拡散評価においては、9.6×10⁻¹kg/sの放出 率が1時間継続するとして評価を実施。

			評価結果				
可動源		着目方位	外気取入口濃度 (ppm)	屋内濃度 (ppm)	有毒ガス防護のた めの判断基準値に 対する割合	評価	
		Ν	*1	*1	*1	*1	
		NNE	*1	*1	*1	*1	
		NE	*1	*1	*1	*1	
		ENE	*1	*1	*1	*1	
		Е	*1	*1	*1	*1	
		ESE	*1	*1	*1	*1	
		SE	*1	*1	*1	*1	
敷	占武	SSE	91	27	0.54	影響なし	
地内	· 	S	2.5	*2	0.05	影響なし	
		SSW	1.1	*2	0.02	影響なし	
		SW	*1	*1	*1	*1	
		WSW	*1	*1	*1	*1	
		W	*1	*1	*1	*1	
		WNW	*1	*1	*1	*1	
		NW	*1	*1	*1	*1	
		NNW	*1	*1	*1	*1	

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果(2/4) (影響が最大となる着目方位:SSE)(6号機中央制御室)

注記*1: 可動源の輸送ルートではない着目方向に「一」と記載。

*2: 外気取入口の濃度が防護判断基準値以下になることから,屋内濃度の評価は実施していない。

表 4-8	可動源による有	毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果(3/4)		
(7号機中央制御室)				
		評価結果		

				日間です	
Ъ	動源	着目方位	相対濃度	放出率	放出継続時間
			(s/m^3)	(kg/s)	(h)
敷地内	塩酸	SSE	1.5×10^{-4}	9. 6×10 ⁻¹	3. $6 \times 10^{-1*}$

注記*: 放出継続時間は1時間未満であるが、大気拡散評価においては、9.6×10⁻¹kg/sの放出 率が1時間継続するとして評価を実施。

			評価結果				
可動源		着目方位	外気取入口濃度 (ppm)	屋内濃度 (ppm)	有毒ガス防護のた めの判断基準値に 対する割合	評価	
		Ν	*1	*1	*1	*1	
		NNE	*1	*1	*1	*1	
		NE	*1	*1	*1	*1	
		ENE	*1	*1	*1	*1	
		E	*1	*1	*1	*1	
		ESE	*1	*1	*1	*1	
		SE	*1	*1	*1	*1	
敷	占武	SSE	95	28	0.56	影響なし	
地内	- 	S	2.9	*2	0.06	影響なし	
		SSW	1.1	*2	0.02	影響なし	
		SW	*1	*1	*1	*1	
		WSW	*1	*1	*1	*1	
		W	*1	*1	*1	*1	
		WNW	*1	*1	*1	*1	
		NW	*1	*1	*1	*1	
		NNW	*1	*1	*1	*1	

表 4-8 可動源による有毒ガス防護のための判断基準値に対する割合の計算結果(4/4) (影響が最大となる着目方位:SSE)(7号機中央制御室)

注記*1: 可動源の輸送ルートではない着目方向に「一」と記載。

*2: 外気取入口の濃度が防護判断基準値以下になることから,屋内濃度の評価は実施していない。



図 4-1 中央制御室の有毒ガスの到達経路



塩酸(36wt%)の分圧曲線*

注記*: 「Perry's Chemical Engineers' Handbook」を基に塩酸(36wt%)の分圧 P_v(Pa)を評価

図 4-2 有毒化学物質に係る評価条件(化学物質の分圧)

図 4-3 敷地外固定源 (1/4) (アンモニア)

図 4-3 敷地外固定源(2/4)(塩酸)

図 4-3 敷地外固定源(3/4)(メタノール)

図 4-3 敷地外固定源(4/4)(亜酸化窒素)



図 4-4 中央制御室と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係

固定源及び可動源の特定について

1.	概要		 	別添 1-1
2.	固定源及び可動源の特定	•••••	 	別添 1-1
2.1	1 固定源及び可動源の調査 ・・		 	別添 1-1
2.2	2 敷地内固定源		 	別添 1-1
2.3	3 敷地内可動源		 	別添 1-2
2.4	4 敷地外固定源 ······		 	別添 1-2
3.	有毒ガス防護のための判断基準値	「の設定 ··	 	別添 1-2

1. 概要

有毒ガス防護に係る妥当性確認に当たっては、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒ガス防護 に係る影響評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の 揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等 から半径 10 km以内にある敷地外の固定源並びに敷地内の可動源を特定し、特定した有毒化学物 質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定している。

有毒ガス防護に係る妥当性確認のフローを別添図-1に示す。

本資料は,有毒ガス防護措置対象とした固定源及び可動源の特定並びに有毒ガス防護のための 判断基準値の設定について説明するものである。

2. 固定源及び可動源の特定

2.1 固定源及び可動源の調査

柏崎刈羽原子力発電所の敷地内の有毒化学物質の調査に当たっては,別添図-2及び別添図-3のフローに従い,調査対象とする敷地内固定源及び可動源を特定した。

敷地内の有毒化学物質の調査対象の特定に当たっては、別紙1に示すとおり対象となる有毒 化学物質を選定し、該当するものを整理したうえで、生活用品及び潤滑油やセメント固化の廃 棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられる ものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等から大気中に多 量に放出されるおそれがあるか、又は、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

敷地外固定源の特定に当たっては、地方公共団体の定める地域防災計画に基づく調査を行った。さらに、別紙2に示す検討を踏まえ、法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯 蔵施設に貯蔵された有毒化学物質を調査対象とした。

2.2 敷地内固定源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内の全ての有毒化学物質 を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、 セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮 不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4の考え方を 参考に、別添図-2及び別添表-1のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等 から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響 があるものかを確認した。

敷地内固定源の調査の結果,スクリーニング評価を必要とする敷地内固定源はないことを確認した。

また、建屋内保管により調査対象外とする際に考慮した設備を別添表-2に示す。

2.3 敷地内可動源

国際化学物質安全性カード等をもとに有毒化学物質を特定し、敷地内の全ての有毒化学物質 を含む可能性のあるものを整理した。そして、生活用品のように日常に存在しているものや、 セメント固化の廃棄物のように製品性状等により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮 不要と考えられるものについては、調査対象外とし、有毒ガス評価ガイド解説-4の考え方を 参考に、別添図-3及び別添表-1のとおり整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法等 から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、又は、性状として密閉空間にて人体に悪影響 があるものかを確認した。

敷地内可動源を抽出した結果を別添表-3 に示す。また,敷地内可動源の輸送ルートと中央 制御室等の外気取入口の位置関係を別添図-4 に示す。評価点からの距離は,評価点から最も 近い輸送ルートまでの距離を調査した。

2.4 敷地外固定源

柏崎刈羽原子力発電所における敷地外固定源の特定に当たっては,地方公共団体の定める地 域防災計画を確認する他,法令に基づく届出情報の開示請求により敷地外の貯蔵施設に貯蔵さ れた化学物質を調査し,貯蔵が確認された化学物質の性状から有毒ガスの発生が考えられるも のを敷地外固定源とした。

調査対象とする法令は、化学物質の規制に係る法律のうち、化学物質の貯蔵量等に係る届出 義務のある以下の法律とした。(別紙2参照)

・毒物及び劇物取締法

・消防法

・高圧ガス保安法

調査結果から得られた化学物質を、「2.2 敷地内固定源」の考え方をもとに整理し、流出時 に多量に放出されるおそれがあるかを確認した。

敷地外固定源を抽出した結果を別添表-4 に示す。また、柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固 定源との位置関係を別添図-5 に示す。

なお、中央制御室等から半径 10km 以内及び近傍には、多量の有毒化学物質を保有する化学工場はないことを確認している。

3. 有毒ガス防護のための判断基準値の設定

固定源又は敷地内可動源として考慮すべき有毒化学物質である塩酸,アンモニア,メタノール 及び亜酸化窒素について,有毒ガス防護のための判断基準値を設定した。有毒ガス防護のための 判断基準値を別添表-5に示す。

有毒ガス防護のための判断基準値は,別添図-6 に示す考え方に基づき設定した。固定源又は 敷地内可動源の有毒ガス防護のための判断基準値の設定に関する考え方を別添表-6 に示す。

	グループ	理由	物質の例			
調査対象		調査対象として, 貯蔵量, 発生源と評価点 の位置関係, 受動的に機能を発揮する設 備の有無など必要な情報を整理する。	アンモニア,塩酸,メ タノール,亜酸化窒素			
	固体あるいは揮発性が 乏しい液体であるこ と。	揮発性がないことから,有毒ガスとして の影響を考慮しなくてもよいため,調査 対象外とする。	硫酸,水酸化ナトリウ ム,低濃度薬品等			
調査	ボンベ等に保管 された有毒化学物質	容器は高圧ガス保安法等に基づいて設計 されており,少量漏えいが想定されるこ とから,調査対象外とする。	プロパン,ブタン,二 酸化炭素等			
対 象 外	試薬類	少量であり,使用場所も限られることか ら,防護対象者に対する影響はなく,調査 対象外とする。	分析用薬品			
	建屋内に保管される薬 品タンク	屋外に多量に放出されないことから,調 査対象外とする。	屋内のタンク			
	密閉空間で人体に影響 を与える性状	評価地点との関係が密閉空間でないこと から調査対象外とする。	六フッ化硫黄			

別添表-1 調査対象外とする考え方

別添表-2 建屋内保管により調査対象外とする際に考慮した設備

建屋内薬品タンク	機能を発揮する設備
ドラム缶 (HCFC-123)	保安倉庫*1
ポリ容器(HCFC-225cb)	補助建屋*2

注記*1: 建屋内に換気設備はあるが,常時換気されていないため,薬品が漏えいしても建屋 内に留まる。

*2: 常時排気ファンにより換気されており,漏えい時には排気ファンにより希釈され, 建屋外に放出される。

別添表-3 敷地内可動源の調査結果(1/2)

右害化学物質	輸送先			
有毋怕子初員	設備名称	場所	貯蔵量(m ³)	
塩酸	塩酸貯槽	水処理建屋	5.9	

別添表-3 敷地内可動源の調査結果(2/2)

有毒化学物質	輸送量 (m ³)	濃度 (%)	質量換算 (t)	荷姿
塩酸	3. 0	35	3. 5	タンクローリ

関連法令	有毒化学物質	施設数	合計貯蔵量 (kg)
毒物及び劇物取締法	*	*	*
	アンモニア (A-1)	1	5. 00×10^2
消防法	塩酸	1	3. 00×10^2
	メタノール	1	6. 40×10^{1}
高圧ガス保安法	アンモニア (A-2)	1	7. 58×10^3
	アンモニア (B)	1	5. 00×10^2
	アンモニア (C)	1	8. 00×10^3
	亜酸化窒素 (A)	1	2. 40×10^2
	亜酸化窒素 (B)	1	1.50×10^{2}

別添表-4 敷地外固定源の調査結果

注記*: 届出情報の開示請求を行ったが情報が得られなかったため「一」と記載

有毒化学物質	有毒ガス防護のための判断基準値	設定根拠
塩酸	50 ppm	IDLH 值
アンモニア	300 ppm	IDLH 值
メタノール	2200 ppm	産業中毒便覧(増補版)(7月 1992)に基づき設定
亜酸化窒素	150 ppm	Hazardous Substances Data Bank (HSDB) (2016)に基づき 設定

別添表-5 有毒ガス防護のための判断基準値

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方(1/4)

		記載内容		
		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがあ		
		る。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。		
		本ガスを吸入すると、喘息様反応(RADS)を引き起こすこと		
国際ルど	かかかったい	がある。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすこと		
国际167	や物質女主性カート	がある。高濃度で吸入すると、眼や上気道に腐食の影響が		
(起共		現れてから、肺水腫を引き起こすことがある。高濃度を吸		
	1163 , 11 月 2016)	入すると、肺炎を引き起こすことがある。		
		肺水腫の症状は、2~3時間経過するまで現れない場合が多		
		く、安静を保たないと悪化する。したがって、安静と経過		
		観察が不可欠である。		
	基準値	50 ppm		
	み死 (IC) データ	1時間のLC ₅₀ 値(マウス)1108ppm等(Wohlslagel et al.		
	致死(LL)テータ	1976)		
	人体のデータ	IDLH 値 50ppm はヒトの急性吸入毒性データに基づいてい		
1DLH (1994)		る。		
		(Flury and Zernik 1931: Henderson and Haggard 1943:		
		Tab Biol Per 1933)		
		IDLH 値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていな		
		しい。		

(塩酸)



IDLH 値の 50ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方(2/4)

記載内容				
		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがあ		
国際化学物質安全性カード		る。本物質は眼、皮膚および気道に対して、腐食性を示す。		
(短期ばく露の影響)		曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。		
(ICSC: 0	0414 , 10 月 2013)	吸入すると、眼や気道に腐食の影響が現れてから肺水腫を		
		引き起こすことがある。		
	基準値	300 ppm		
		1 時間の LC ₅₀ 値(マウス)4230ppm 等		
	到死 (LC) アータ	(Kapeghian et al. 1982)		
		IDLH 値 300ppm はヒトの急性吸入毒性データに基づいてい		
		る。		
		(Henderson and Haggard 1943: Silverman et al. 1946)		
IDLH		最大短時間曝露許容値は 0.5-1 時間で 300-500ppm である		
(1994)		と報告されている。		
	人体のデータ	(Henderson and Haggard 1943)		
		500ppm に 30 分間曝露された 7 人の被験者において, 呼吸		
		数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。		
		(Silverman et al. 1946)		
		IDLH 値があるが、中枢神経に対する影響が明示されていな		
		<i>۷</i> ۰.		

(アンモニア)



IDLH 値の 300ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方 (3/4)

		記載内容	
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0057 , 5 月 2018)		眼,皮膚,気道を刺激する。中枢神経系に影響を与え,意 識を喪失することがある。失明することがあり,場合によ っては死に至る。これらの影響は遅れて現れることがある。 医学的な経過観察が必要である。	
IDLH (1994) —	基準値	6000 ppm	
	致死(LC)データ	2 時間の LC LO 値(マウス)37594ppm 等	
		(Izmerov et al. 1982)	
	人体のデータ	なし	
		中枢神経に対する影響を考慮していない。	

(メタノール)





IDLH 値の 2200ppm を有毒ガス防護判断基準値とする。

「---、: 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

- 注記*: IDLH の算出方法については,「Derivation of Immediately Dangerous to Life or Health (IDLH) Values (NIOSH (米国国立労働安全衛生研究所))」に詳細が記載されて おり,以下の式で求めることとしている。また,各係数の算出方法についても記載さ れている。
- IDLH Value = POD÷UF(不確実係数)×時間換算係数
 - = 8800ppm $\div 10 \times 2.5$ = 2200ppm
- ・POD:動物試験やヒトの疫学調査などから得られた用量-反応評価の結果において,毒性反応曲線の基準となる出発点の値(8800ppm)
- ・UF(不確実係数):動物試験やその他の情報に基づいて設定する不確実係数(10)

動物の最小影響濃度(LOAEL)を用いた場合の IDLH 算出事例

Table A–3. Acute toxicity data and 30-minute-equivalent non-lethal concentration values for chlorine

Species	Reference	LOAEL (ppm)	Time (minutes)	Adjusted 30 minute LC*	UF†	30-minute derived value (ppm) [‡]
Mouse	Jiang et al. [1983]	9.1	360	32	10	3.2
Rat	Jiang et al. [1983]	9.1	360	32	10	3.2

Abbreviation: LOAEL = lowest observed adverse effect level; ppm = parts per million; UF = uncertainty factor.

*For exposures other than 30 minutes, the ten Berge et al. [1986] relationship is used for duration adjustment ($C^n \times t = k$); no empirically estimated *n* values were available; therefore, the default values were used: n = 3 for exposures greater than 30 minutes and n = 1 for exposures less than 30 minutes.

⁺The selection of the UF for chlorine was based on Chapter 4.0: Use of Uncertainty Factors. The UF of 10 was selected on the basis of (1) animal to human differences, and (2) human variability.

[‡]Derived values are calculated by dividing the Adjusted 30-minute LC by the UF.

·時間換算係数:

30 分の毒性値に換算する際に用いる係数で,濃度とばく露時間の関係式 (濃度の3 乗×時間=一定)から算出。((480 分/30 分)^{1/3} ≒2.5)

 $\mathbb{R}1$

① V-1-5-4(2) 別添1

別添表-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方(4/4)

(亜酸化窒素)

		記載内容
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0067, 6 月 2015)		液体は、凍傷を引き起こすことがある。中枢神経系に影響 を与えることがある。意識低下を生じることがある。
	IDLH	なし
-	日本産業衛生学会	+> 1
ばく露	最大許容濃度	
限界値	TLV-TWA(8 時間の時	なし
	間荷重平均の作業	50mm
	環境許容濃度)	зоррш



出典	記載内容	
産業中毒便覧(増補版) (7 月 1992)	90%以上のガスで深麻酔を起こさせる。	
人体に対する影響 Hazardous Substances Data Bank (HSDB) (U.S. National Library of Medicine "TOXNET DATABASE"2016)	・亜酸化二窒素は無害であり、気道に刺激を与えないが、50ppm を超える濃度では、機敏性、認知性、運動及び視聴覚機能が 低下する。	
	 ・8時間の時間荷重平均(TWA):50ppm ・職業的ばく露限界の推奨値:TLV-TWA*を超えない場合でも, 1日の合計30分以内でTLV-TWAの3倍(150ppm)を超えては ならず,TLV-TWAの5倍を超える状況があってはならない。 	

注記*: 慢性毒性の基準



150ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

: 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠



別添図-1 有毒ガス防護に係る妥当性確認のフロー





別添図-4 中央制御室等と敷地内可動源の輸送ルートとの位置関係



別添図-5 柏崎刈羽原子力発電所と敷地外固定源の位置関係(塩酸)(2/4)







別添図-6 有毒ガス防護のための判断基準値設定の考え方

調査対象とする有毒化学物質について

1. 有毒化学物質の設定

固定源及び可動源の調査において、ガイド3.1(1)では、調査対象とする有毒化学物質を示す ことが求められている。一方、ガイド3.1(2)で調査対象外の説明を求めている。

よって,ガイド3.1 で調査対象とする有毒化学物質は,ガイド1.3 の有毒化学物質の定義に基づき,人に対する悪影響を考慮した上で参照する情報源を整理し,以下の通り定義し,有毒化学物質を設定した。

【ガイド記載】1.3

有毒化学物質:国際化学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質

(1) 設定方法

a. 人に対する悪影響

「人に対する悪影響」については、ガイドにて定義されていないが、有毒ガス防護判断基準値の定義及びその参照情報として採用されている IDLH や最大許容濃度の内容は、以下のとおりである。

- ・有毒ガス防護判断基準値:有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力に支障を来たさないと想定される濃度限度値をいう。 (ガイド1.3(13))
- ・IDLH 値:米国 NIOSH が定める急性の毒性限度(ガイド 1.3(1))
- ・最大許容濃度:短時間で発現する刺激,中枢神経抑制等の生体影響を主とすることから勧告されている値。(ガイド脚注 12)

上記内容を勘案し,有毒化学物質とは,以下のような「人に対する悪影響」を与えるもの とし,設定した。

①中枢神経影響物質

②急性毒性(致死)影響物質

③呼吸器障害の原因となるおそれがある物質

- b. 参照する情報源
 - 有毒化学物質の選定のための情報源として、以下の3種類のものとした。
 - ①国際化学安全性カード(ICSC)による情報を主たる情報源とする。
 - ICSC にない有毒化学物質を補完するために,以下の2種類の情報源を追加し,網羅性を 確保した。
 - ②急性毒性の観点で国内法令で規制されている物質
 - ③化学物質の有害性評価等の世界標準システム (GHS) で作成されたデータベース

 \mathbb{R}^{1}

① V-1-5-4(2) 別紙 1

 $\mathbf{K7}$

(2) 設定範囲

参照する各情報源において,「人に対する悪影響」(急性毒性影響)のある有毒化学物質として,急性毒性(致死)影響物質,中枢神経影響物質,呼吸器障害の原因となるおそれがある物質を,別紙図-1のように網羅的に抽出し,設定の対象とした。



別紙図-1 各情報源における急性毒性影響

【出典元】

それぞれの情報源の出典等は以下のとおりである。

- A. ICSC カード: 医薬品食品衛生研究所『国際化学物質安全性カード (ICSC) 日本語版』
 - ・最終更新:平成29年12月5日
- B. 各法令

①消防法:危険物の規制に関する政令及びその関連省令

- ・最新改正:平成 30 年 11 月 30 日総務省令第 65 号
- ②毒物及び劇物取締法:医薬品食品衛生研究所『毒物および劇物取締法(毒劇法)(2) 毒劇物検索用ファイル』
- ・最終更新:平成 30 年 12 月 25 日
- ③高圧ガス保安法:一般高圧ガス保安規則
- ・最新改正:平成 31 年 1 月 11 日経済産業省令第 2 号
- ④労働安全衛生法:厚生労働省『職場のあんぜんサイト:表示・通知対象物質の一覧・ 検索』
- ・最終更新:平成 30 年 12 月 18 日
- C. GHS 分類:経済産業省『政府による GHS 分類結果』
 - ・最終更新:平成30年12月

(3) 設定結果

上記の方法により,各情報源から抽出された有毒化学物質の例を別紙表-1に示す。 また,窒素及び水素については,別紙表-2に示すとおり ICSC 及び GHS のデータベースにお

いていずれも急性毒性に関する記載はないものの, ICSC の吸入の危険性において,「閉ざされ た場所では窒息を起こすことがある。」との記載があることから,窒息性ガスも「人に対する悪 影響」のある物質として抽出した。
情報源	影響による分類	代表	長例
	A-1:『急性毒性(致死)影響』の	 ・	・フッ化水素
	ある化学物質	・ヒドラジン	 ・塩素
		・硫酸	・二酸化窒素
	 A-2:『中枢神経影響』のあろ化学	・ヒドラジン	・ほう酸
ICSC	物質	・メタノール	・酸素
		・エチレングリコール	・プロパン
	↓-3・『呕吸哭陪宝に上ス呕吸困	・塩酸	・プロパン
	# (空自) 影響 [のある化学物質]	・硫酸	・硝酸
	無(重心) 影音』 のめる 旧子 初員	・フッ化水素	・二酸化窒素
	B-1:毒物・劇物(SDS対象物質)	・アンモニア	・メタノール
	(毒物劇物取締法)(人に対する	・塩酸	・フッ化水素
	急性毒性物質等)	・ヒドラジン	・水酸化ナトリウム
国	B-2:消防活動阻害物質(消防法)	・アセチレン	・水銀
四内	(常温又は水等との反応で有害	・生石灰	・ヒ素
法令	物を生じるもの)	·無水硫酸	・フッ化水素
規制	B-3:毒性ガス(高圧ガス保安法)	・アンモニア	・一酸化炭素
物		・ベンゼン	・硫化水素
筫	(八に刈りる急性毎性物質)	・塩素	 フッ素
	B-4:SDS通知対象物(労衛法)(労	・塩酸	·過酸化水素
	働者に危険・健康障害を生じる	・ヒドラジン	・水酸化ナトリウム
	恐れのあるもの)	・メタノール	• 硫酸
		・塩酸	・フッ化水素
		・ヒドラジン	・過酸化水素
	1~3 (人に対して有毒)の物質	・硫酸	・硫化水素
	この「「「「「「「」」」」」	・塩酸	・ホルムアルデヒド
	(マルルギー作用)	・アセチルサリチル酸	・ニッケル
	(アレルキー作用)	・クロム	・コバルト
	C-3:『神経影響』又は『麻酔作用』 のある物質	・アンモニア	・エチレングリコール
GHS		・ヒドラジン	·過酸化水素
		・メタノール	・炭酸ガス
	こ 4・『咳吸吸影響』 フは『声送声』	・アンモニア	・メタノール
	し4.『呼吸 益影 書』 又は『 メ 道刺	・塩酸	・エチレングリコール
		・ヒドラジン	・水酸化ナトリウム
	C-5: 『吸引性呼吸器有害性』のあ	・スチレン	• + 2/1/2/
	る物質(誤嚥した場合に呼吸器	・ベンゼン	・インレン
	障害)	・トルエン	・小阪16ルソソム

別紙表-1 各情報源から抽出された有毒化学物質の調査結果(例)

		0115		
窒素(気体)	【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空 気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こす ことがある。 【短期ばく露の影響】 記載無し。	・急性毒性(吸入):区分外 ・呼吸器感作性:データなし ・特定標的臓器・全身毒性(単回		
窒素(液化)	【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では窒 息の危険を生じる。 【短期ばく露の影響】 液体は、凍傷を引き起こすことがある。	ばく露):データなし ・吸引性呼吸器有害性:分類対象 外		
水素	【吸入の危険性】 容器を開放すると、閉ざされた場所では空 気中の酸素濃度が低下して、窒息を起こす ことがある。 【短期ばく露の影響】 窒息。冷ガスに曝露すると、凍傷を引き起 こすことがある。	 ・急性毒性(吸入):区分外 ・呼吸器感作性:データなし ・特定標的臓器・全身毒性(単回 ばく露):データなし ・吸引性呼吸器有害性:分類対象 外 		

別紙表-2 ICSC 及び GHS における窒素及び水素の記載

2. 有毒化学物質の抽出

固定源及び可動源の調査では、ガイド3.1のとおり、敷地内に保管、輸送される全ての有毒化 学物質を調査対象とする必要があることから、以下のとおり、調査を行い柏崎刈羽原子力発電所 内で使用される有毒化学物質を抽出した。抽出フローを別紙図-2に示す。

(1) 有毒化学物質を含むおそれがある化学物質の抽出

柏崎刈羽原子力発電所において使用される有毒化学物質が含まれるおそれがある化学物質を 調査対象範囲とし,以下のとおり実施した。

①設備,機器類

図面類、法令に基づく届出情報等により、対象設備、機器類を抽出した。

2資機材, 試薬類

購買記録、点検記録、現場確認等により、対象物品を抽出した。

③生活用品

生活用品については,運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられること から名称等を整理(類型化)し,抽出した。

(2) 有毒化学物質との照合

2. (1)で抽出した①,②の化学物質について,CAS番号等をもとに,1.(3)で設定した有毒化 学物質リストとの照合を行い,有毒化学物質か否か判定を行った。

(3) 抽出した有毒化学物質のリスト化

2.(1),(2)をとりまとめ、発電所で使用する全ての有毒化学物質としてリスト化した。



別紙図-2 有毒化学物質の抽出フロー

別紙2

敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について

対象とする法令は、環境省の「化学物質情報検索支援システム」にて、化学物質の管理に係る主要な法律として示された法律及び「化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律 逐条解説」に示された化学物質に関連する法律の内容を調査し、化学物質の貯蔵を規制している法律を選定した。

また,多量の化学物質を貯蔵する施設として化学工場等の産業施設が想定されることから,経済 産業省に関連する法律のうち,特にガスの貯蔵を規制する法律についても選定した。

具体的には、上記の法律のうち貯蔵量等に係る届出義務のある法律を対象として開示請求を実施 した。届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果を別紙表-1に示す。

	貯蔵量等に	開示請求の
	係る届出義務	対象選定
化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律	×	×
特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に	×	X
関する法律	~	~
毒物及び劇物取締法	0	0
環境基本法	×	×
大気汚染防止法	×	×
水質汚濁防止法	×	×
土壤汚染対策法	×	×
農薬取締法	×	×
悪臭防止法	×	×
廃棄物の処理及び清掃に関する法律	×	×
下水道法	×	×
海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律	×	×
ダイオキシン類対策特別措置法	×	×
ポリ塩化ビフェニル廃棄物の適正な処理の推進に関する特別措置法	×	×
特定物質の規制等によるオゾン層の保護に関する法律	×	×
フロン類の使用の合理化及び管理の適正化に関する法律	×	×
地球温暖化対策の推進に関する法律	×	×
食品衛生法	×	×
水道法	×	×
医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律	×	×
建築基準法	×	×
有害物質を含有する家庭用品の規制に関する法律	×	×
労働安全衛生法	×	×
肥料取締法	×	×
麻薬及び向精神薬取締法	0	\times^{*1}
覚せい剤取締法	0	$ imes^{*1}$
消防法	0	0
飼料の安全性の確保及び品質の改善に関する法律	×	×
放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律	0	$ imes^{*2}$
高圧ガス保安法	0	0
液化石油ガスの保安の確保及び取引の適正化に関する法律	0	\times^{*3}
ガス事業法	0	$ imes^{*4}$
石油コンビナート等災害防止法	0	\times^{*5}

別紙表-1 届出情報の開示請求を実施する法律の選定結果

- 注記*1: 貯蔵量の届出義務はあるが,化学物質の使用禁止を目的とした法令であり,主に医療用,研究用などに限定され,取扱量は少量と想定されるため対象外とした。
 - *2: 貯蔵量の届出義務はあるが,放射性同位元素の数量に係るものであることから対象 外とした。
 - *3: 貯蔵量の届出義務はあるが、人の健康の保護を目的とした法令ではなく、急性毒性 に係る情報もないことから対象外とした。
 - *4: 都市ガスに係る法律。発電所から 10km 圏内に都市ガスはないため対象外とした。
 - *5: 発電所の最寄りの石油コンビナート等特別防災区域は直江津地区,新潟西港地区, 新潟東港地区であるが,敷地外固定源に係る調査対象範囲外であることから対象外 とした。

V-1-6 放射性廃棄物の廃棄施設の説明書

V-1-6-1 主排気筒の基礎に関する説明書

主排気筒の基礎に関しては、V-2-7-2-1「主排気筒の耐震性についての計算書」で説明 する。 Ⅴ-1-7 放射線管理施設の説明書

V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに 計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 目

次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
2.1 設計基準対象施設に関する計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.2 重大事故等対処設備に関する計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・	2
2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測 ・・	2
2.2.2 使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータの計測 ・・・・	2
2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定 ・・・・・	
2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備 ・・・・・・・・	
2.2.5 重大事故等時における気象観測設備 ・・・・・・・・・・・・	
2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備	
 放射線管理用計測装置の構成 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
3.1 プロセスモニタリング設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 ・・・・	
3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放	出する排水中又は
排気中の放射性物質濃度を測定する装置 ・・・・・・・・・・・	
3.2 エリアモニタリング設備 ・・・・・	
3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置 ・・・・・・・・・・	
3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 ・・・・・	
3.3 固定式周辺モニタリング設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
3.3.1 モニタリングポスト(1~7号機共用(以下同じ。)) ・・・・・	
3.3.2 データ伝送系(屋外放射線監視システム)(1~7号機共用(以	下同じ。)) ・・・・ 25
3.4 移動式周辺モニタリング設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	
3.4.1 可搬型モニタリングポスト(6,7号機共用(以下同じ。)) ・・・	
3.4.2 電離箱サーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ。)) ・・・・・	
3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ	。))
3.4.4 GM汚染サーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ。)) ・・・・・	31
3.4.5 ZnSシンチレーションサーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ	。)) ······ 32
3.5 可搬型気象観測装置(6,7号機共用(以下同じ。))・・・・・・・・・	33
3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存 ・・・・・・	
3.6.1 計測結果の指示又は表示 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	

3.	6.2	設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	35
3.	6.3	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	35
3.7	その)他 ·····	41
3.	7.1	海上モニタリングについて ・・・・・	41
3.	7.2	放射線計測器の保有等について ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	42
4. 7	放射約	診管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	43
4.1	放身	†線管理用計測装置の計測範囲 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	43
4.2	放身	†線管理用計測装置の警報動作範囲	43

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第34条,第47条,第67条,第69条,第73条,第75条及び第76条並びにそれらの 「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」(以下「解釈」という。) に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成,計測範囲及び警報動作範囲につい て説明するものである。併せて,技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装 置の計測結果の表示,記録,保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

なお,技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施 設としてのみ使用する計測装置の構成,計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に関わる 放射線管理用計測装置の警報機能に関しては,周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率 を計測するための固定式周辺モニタリング設備の伝送系以外の要求事項に変更がないため,今回 の申請において当該部以外の変更は行わない。

今回は,設計基準対象施設に関する放射線管理用計測装置の計測結果の表示,電源,記録の保 存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について 説明する。

2. 基本方針

2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング 設備は、5号機の常用所内電源系に接続するとともに、専用の無停電電源装置を有し、電源の供 給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中 央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ表示し、中央制御室及 び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)までの伝送は多様性を有する設計と する。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取 扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所を いう。)の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち,燃料貯蔵プールエリ ア放射線モニタ,プロセスモニタリング設備のうち,燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原 子炉区域換気空調系排気放射線モニタは,外部電源が喪失した場合でも計測できるよう,非常 用所内電源系から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき,計測装置の計測結果は,中央制御室に原則表示 し,確実に記録計にて継続的に記録し,記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし, 断続的な試料の分析を行う場合は,従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。また, モニタリングポストの計測結果は,中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本

K7 (]) V-1-7-1 R1

部・高気密室)に表示し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内の屋外放 射線監視システムにて継続的に記録し、電磁的に保存できる設計とする。

2.2 重大事故等対処設備に関する計測

2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第67条及びその解釈に基づき,炉心の著しい損傷が発生した場合に,原子 炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するた めの設備として,格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置出口側配管近傍にフィルタ装置 出口放射線モニタを設け,計測結果は中央制御室に表示し,5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)にて記録及び保存できる設計とする。また,直流電源が必要な 場合には,常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

技術基準規則第67条その解釈に基づき,炉心の著しい損傷が発生した場合に,原子炉格 納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するための 設備として,耐圧強化ベント系の排出経路の配管近傍に耐圧強化ベント系放射線モニタを 設け,計測結果は中央制御室に表示し,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気 密室)にて記録及び保存できる設計とする。また,直流電源が必要な場合には,常設代替 直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

2.2.2 使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータの計測

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき,燃料貯蔵設備に係る重大事故等時^(注)に使 用済燃料貯蔵プールの上部線量当量率の監視に必要な設備として,使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ(低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)を設置し, 燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり計測可能な設計と し,計測結果は中央制御室に表示し,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密 室)にて記録及び保存できる設計とする。また,直流電源が必要な場合には,常設代替直 流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

- (注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。
- a. 「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条及び3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1(使用済燃料貯蔵槽の冷却機 能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し,蒸 発により水位が低下する事故)及び想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃 料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し,使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事 故)において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵 槽内の水位が異常に低下した場合

2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定

技術基準規則第73条及びその解釈に基づき,重大事故等が発生し,当該重大事故等に対 処するために監視することが必要なパラメータとして,格納容器内雰囲気放射線モニタ

(D/W),格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C),フィルタ装置出口放射線モニタ,耐圧 強化ベント系放射線モニタ,使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)及び使用済 燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)を設ける設計とするとともに,重大事故等が発 生し,計測機器(非常用のものを含む。)の故障により,当該重大事故等に対処するため に監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において,当該パ ラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設ける設計とする。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを,炉心損傷防止対策, 格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるために必 要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとする。

炉心損傷防止対策,格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策 を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測す る装置は,設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し,適切に対応するため の計測範囲を有する設計とするとともに,重大事故等が発生し,当該重大事故等に対処す るために監視することが必要な原子炉格納容器内の線量当量率,最終ヒートシンクの確保 の監視及び使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータの計測が困難となった場合又 は計測範囲を超えた場合に,代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる 設計とする。

また,重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握す るための能力(計測可能範囲)の明確化をするとともに,パラメータの計測が困難となっ た場合又は計測範囲を超えた場合に,代替パラメータによる推定の対応手段等,複数のパ ラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。

原子炉格納容器内の線量当量率,最終ヒートシンクの確保の監視及び使用済燃料貯蔵プ ールの監視に必要なパラメータは想定される重大事故等の対応に必要となる炉心損傷防止 対策,格納容器破損防止対策及び使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策を成功させるた めに必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは,計測又は監視できる 設計とする。また,計測結果は中央制御室に表示し,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)にて記録及び保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム(SPDS)に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

3

2.2.4 重大事故等時における周辺モニタリング設備

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき,重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し,及び測定し,並びにその結果を記録するために,移動式周辺モニタリング設備を保管する。

移動式周辺モニタリング設備の計測範囲は,重大事故等時の放射線量を計測可能な設計 とし,現場にて指示又は表示する設計とする。また,測定結果は記録及び保存できる設計 とする。発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる設備を保管 する。なお,移動式周辺モニタリング設備のうち,可搬型モニタリングポストは,固定式 周辺モニタリング設備の機能が喪失しても,代替しうる原子力災害対策特別措置法第10条 及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な個数を含み,原子炉格納施設を囲む8 方位における放射線量の測定が可能な個数を保管する。

固定式周辺モニタリング設備は,重大事故等時,5号機の常用所内電源系が喪失した場合 においても,代替交流電源設備であるモニタリングポスト用発電機から電源供給ができる 設計とする。また,発電所の周辺海域の海上モニタリングを行うために海上を移動できる 小型船舶を保管する。

2.2.5 重大事故等時における気象観測設備

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき、重大事故等が発生した場合に発電所におい

て,風向,風速その他の気象条件を測定し,及びその結果を記録するための設備として, 可搬型気象観測装置を設ける設計とする。

2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備

技術基準規則第76条及びその解釈に基づき,5号機原子炉建屋内緊急時対策所内外の放 射線量を監視,計測及び記録するために5号機原子炉建屋内緊急時対策所内に可搬型エリ アモニタ及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)近傍に可搬型モニ タリングポストを設け,計測結果を記録及び保存できる設計とする。 3. 放射線管理用計測装置の構成

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値 の指示,表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については,「3.1 プロセスモニタリン グ設備」,「3.2 エリアモニタリング設備」,「3.3 固定式周辺モニタリング設備」,「3.4 移動式周辺モニタリング設備」,「3.5 可搬型気象観測装置(6,7号機共用(以下同じ。))」 に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示,記 録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」にてと りまとめる。

- 3.1 プロセスモニタリング設備
 - 3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置
 - (1) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の検出信号は、電離箱から の電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する 処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、緊急時 対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放 射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3-1「格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の概略構成図」及び図3-2「検出器の構造図(格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W))」参照。)



図3-1 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の概略構成図



図3-2 検出器の構造図(格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W))

~1

(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)

格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の検出信号は、電離箱から の電気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する 処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録及び保存する。また、緊急時 対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放 射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(図3-3「格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の概略構成図」及び図3-4「検出器の構造図(格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))」参照。)



図3-3 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の概略構成図



図3-4 検出器の構造図(格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))

9

- 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中 の放射性物質濃度を測定する装置
 - (1) 燃料取替エリア排気放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として,管理区域内において人が常時立ち入る場所その 他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放 射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。)の線量当量率を計測するための 燃料取替エリア排気放射線モニタは,外部電源が喪失した場合,非常用所内電源系からの 給電により,使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

- (図3-5「燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニ タの概略電源系統図(交流電源)」参照。)
- (2) 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として,管理区域内において人が常時立ち入る場所その 他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放 射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。)の線量当量率を計測するための 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタは,外部電源が喪失した場合,非常用所内電源系 からの給電により,使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

(図3-5「燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)」参照。)



図3-5 燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは,重大事故等対処設備の機能を有しており,フィルタ 装置出口放射線モニタの検出信号は,電離箱からの電気信号を前置増幅器で増幅し,中央 制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を行った後,線量当量率を中央制御室 に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存につい ては,「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

(図3-6「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」及び図3-7「検出器の構造図

(フィルタ装置出口放射線モニタ)」参照。)

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬 型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

(図3-8「フィルタ装置出口放射線モニタの概略電源系統図(直流電源)」参照。)



図3-6 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

K7 ① V-1-7-1 R1



名	称	フィルタ装置出口放射線モニタ
個	数	2

図3-7 検出器の構造図(フィルタ装置出口放射線モニタ)



図3-8 フィルタ装置出口放射線モニタの概略電源系統図(直流電源)

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは,重大事故等対処設備の機能を有しており,耐圧強化 ベント系放射線モニタの検出信号は,電離箱からの電気信号を,前置増幅器で増幅し,中 央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を行った後,線量当量率を中央制御 室に指示し,緊急時対策支援システム伝送装置にて記録及び保存する。記録及び保存につ いては,「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

(図3-9「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」及び図3-10「検出器の構造図 (耐圧強化ベント系放射線モニタ)」参照。)

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬 型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

(図3-11「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略電源系統図(直流電源)」参照。)



図3-9 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図





名	称	耐圧強化ベント系放射線モニタ
個	数	2

図3-10 検出器の構造図(耐圧強化ベント系放射線モニタ)

K7 ① V-1-7-1 R1



図3-11 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略電源系統図(直流電源)

17

- 3.2 エリアモニタリング設備
 - 3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置
 - (1) 可搬型エリアモニタ

重大事故等時に使用する可搬型エリアモニタは、5号機原子炉建屋内緊急時対策所内の線 量当量率を半導体式を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を測定装置 にて線量当量率へ変換する処理を行った後、線量当量率を表示する。計測結果は電磁的に 記録し、保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の 表示、記録及び保存」に示す。

なお,重大事故等時に使用する資機材として,可搬型エリアモニタを中央制御室並びに 中央制御室待避室にそれぞれ配備する。

(図3-12「可搬型エリアモニタの概略構成図」及び図3-13「検出器の構造図(可搬型 エリアモニタ)」参照。)



図3-12 可搬型エリアモニタの概略構成図



図3-13 検出器の構造図(可搬型エリアモニタ)

(2) 可搬型モニタリングポスト

重大事故等が発生した場合に5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)近 傍の放射線量を監視及び測定するための5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気 密室)近傍に設置する可搬型モニタリングポストは,2種類の検出器を用いて空気吸収線量 率を測定する。

NaI (T1) シンチレーションは,検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電 子増倍管にて電気信号に変換,増幅した後,測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示す る。半導体式は,検出器に入射した放射線を電気信号へと変換した後,測定装置にて空間 線量率へ変換し表示する。計測結果は可搬型モニタリングポストの記録装置にて記録し, 保存する。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記 録及び保存」に示す。

測定値については、5号機原子炉建屋内緊急時対策所の加圧判断用として使用し、その使 用目的等については、V-1-9-3-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」にて示し、設備 の構成及び測定範囲に関する内容については本資料にて示す。

(図3-14 「5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)近傍に設置する 可搬型モニタリングポストの概略構成図」参照。)



図3-14 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)近傍に設置する可搬型モニタ リングポストの概略構成図

- 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置
 - (1) 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ

設計基準対象施設に関する計測として,管理区域内において人が常時立ち入る場所その 他放射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放 射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。)の線量当量率を計測するための 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタは,外部電源が喪失した場合,非常用所内電源系から の給電により,使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測することができる。

(図3-15「燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)」参照。)

RI

図3-15 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略電源系統図(交流電源)



(2) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)は、重大事故等対処設備の機能を有し ており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)の検出信号は、電離箱からの電 気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を 行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録 及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、 記録及び保存」に示す。

(図3-16「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)の概略構成図」及び図3-18「検出器の構造図(使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)(高レンジ))」 参照。)

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

(図3-19「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)(高レンジ)の概略電源系 統図(直流電源)」参照。)



注記*1 : 記録計

*2:緊急時対策支援システム 伝送装置

	設計基準対象施設
	重大事故等対処設備
· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図3-16 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)の概略構成図

(3) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)は、重大事故等対処設備の機能を有し ており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)の検出信号は、電離箱からの電 気信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号に変換する処理を 行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策支援システム伝送装置にて記録 及び保存する。記録及び保存については、「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、 記録及び保存」に示す。

(図3-17「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)の概略構成図」及び図3-18「検出器の構造図(使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)(高レンジ))」 参照。)

直流電源が必要な場合には、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能である。

(図3-19「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)(高レンジ)の概略電源系 統図(直流電源)」参照。)



*2 : 緊急時対策支援システム

伝送装置

設計基準対象施設
重大事故等対処設備
 設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備

図3-17 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)の概略構成図



名 称	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ(低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ(高レンジ)
個 数	1	1

図3-18 検出器の構造図(使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)(高レンジ))


図3-19 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ)(高レンジ)の概略電源系統図(直流電源)

3.3 固定式周辺モニタリング設備

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を監視,測定及び記録するために設置する 固定式周辺モニタリング設備は,設計基準対象施設として,5号機の常用所内電源系に接続して おり,5号機の常用所内電源系喪失時は,専用の無停電電源装置(設計基準対象施設)により, 常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。重大事故等が発生した場合には,重 大事故等対処設備であるモニタリングポスト用発電機による給電が可能な設計とする。

なお,設計基準対象施設として,中央制御室までのデータ伝送系及び5号機原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部・高気密室)までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする。指示値は 6,7号機中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に表示し,監 視できる設計とする。計測結果は,データ伝送系である屋外放射線監視システムにて継続的に 記録し,保存できる設計とする。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用計測装置の計 測結果の表示,記録及び保存」に示す。

(図3-20「固定式周辺モニタリング設備の概略構成図」及び図3-21「固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図」参照。)

3.3.1 モニタリングポスト(1~7号機共用(以下同じ。))

モニタリングポストは,検出器に入射したガンマ線を電気信号として測定装置へ出力し, 空気吸収線量率の計測値を表示する。

3.3.2 データ伝送系(屋外放射線監視システム)(1~7号機共用(以下同じ。))

モニタリングポストから出力された計測値は,データ伝送系である屋外放射線監視シス テム(有線,無線及び衛星回線)により中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)へ伝送する。





(※3局毎の構成を示す。MP-4~MP-6, MP-7~MP-9についても同様。)
 図3-21 固定式周辺モニタリング設備の概略電源系統図

3.4 移動式周辺モニタリング設備

3.4.1 可搬型モニタリングポスト(6,7号機共用(以下同じ。))

NaI (T1) シンチレーション

重大事故等が発生した場合に,固定式周辺モニタリング設備が機能喪失した場合の代替 及び発電用原子炉施設周囲の空間線量率の監視,測定及び記録するための可搬型モニタリ ングポストは,2種類の検出器を用いて空気吸収線量率を測定する。

NaI (T1) シンチレーションは、検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電 子増倍管にて電気信号に変換、増幅した後、測定装置にて空気吸収線量率へ変換し表示す る。

半導体式は、検出器に入射した放射線を電気信号へと変換した後、測定装置にて空間線 量率へ変換し表示する。また、表示される測定値は電磁的に記録し、保存する。

なお,測定値は伝送装置(衛星回線)により,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本 部・高気密室)へ伝送でき,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にて 電磁的に記録し,保存できる設計とする。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用 計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

可搬型モニタリングポストは,重大事故等対処設備として,発電用原子炉施設から放出 される放射線量を監視するために必要な個数である5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策 本部・高気密室)で1台,屋外で14台及び故障時のバックアップ用として予備1台を保管す る。

(図3-22「可搬型モニタリングポストの概略構成図」,図3-23「可搬型モニタリング ポストの伝送概略図」及び図3-24「検出器の構造図(可搬型モニタリングポスト)」参照。)



図3-22 可搬型モニタリングポストの概略構成図



図3-24 検出器の構造図(可搬型モニタリングポスト)

3.4.2 電離箱サーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ。))

重大事故等が発生した場合に,発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)の線 量当量率を監視,測定及び記録するための電離箱サーベイメータは,線量当量率を電離箱 を用いて電流信号として検出し,検出した電気信号を測定装置にて線量当量率へ変換し, 指示する。測定結果は従事者が記録し,保存する。記録及び保存については,「3.6 放射 線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

電離箱サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、5号機原子炉建屋内緊急時 対策所(対策本部・高気密室)に保管する。

(図3-25「電離箱サーベイメータの概略構成図」及び図3-26「検出器の構造図(電離 箱サーベイメータ)」参照。)



図3-25 電離箱サーベイメータの概略構成図



3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ。))

重大事故等が発生した場合に,空気中,水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視,測 定及び記録するためのNaIシンチレーションサーベイメータは,NaI(T1)シンチレーショ ン検出器に入射したガンマ線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換, 増幅した後,測定装置にて空間線量率に変換して指示する。測定結果は従事者が記録し, 保存する。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記 録及び保存」に示す。

NaIシンチレーションサーベイメータは,2台に予備1台を含めた合計3台を,5号機原子炉 建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に保管する。

(図3-27「NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図」及び図3-28「検出器の 構造図(NaIシンチレーションサーベイメータ)」参照。)



図3-27 NaIシンチレーションサーベイメータの概略構成図



図3-28 検出器の構造図(NaIシンチレーションサーベイメータ)

3.4.4 GM汚染サーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ。))

重大事故等が発生した場合に,空気中,水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視,測 定及び記録するためのGM汚染サーベイメータは,β線をGM管で検出し,β線の入射により GM管内に封入された不活性ガスが電離され,発生した電気信号を測定装置にて計数率に変 換して指示する。測定結果は従事者が記録し,保存する。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

GM汚染サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、中央制御室に保管する。同様に、2台に予備1台を含めた合計3台を5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に保管する。

(図3-29「GM汚染サーベイメータの概略構成図」及び図3-30「検出器の構造図(GM汚染サーベイメータ)」参照。)



図3-29 GM汚染サーベイメータの概略構成図



名	称	GM汚染サーベイメータ
個	数	2(予備1)

図3-30 検出器の構造図(GM汚染サーベイメータ)

3.4.5 ZnSシンチレーションサーベイメータ(6,7号機共用(以下同じ。))

重大事故等が発生した場合に,空気中,水中及び土壌中の放射性物質の濃度を監視,測 定及び記録するためのZnSシンチレーションサーベイメータは,ZnS(Ag)シンチレーショ ン検出器に入射したα線により発生した光電子を光電子増倍管にて電気信号に変換,増幅 した後,電気信号を測定装置にて計数率に変換し指示する。測定結果は従事者が記録し, 保存する。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記 録及び保存」に示す。

ZnSシンチレーションサーベイメータは、1台に予備1台を含めた合計2台を、5号機原子炉 建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)に保管する。

(図3-31「ZnSシンチレーションサーベイメータの概略構成図」及び図3-32「検出器の 構造図(ZnSシンチレーションサーベイメータ)」参照。)



図3-31 ZnSシンチレーションサーベイメータの概略構成図



名	称	ZnSシンチレーションサーベイメータ
個	数	1(予備1)

図3-32 検出器の構造図 (ZnSシンチレーションサーベイメータ)

3.5 可搬型気象観測装置(6,7号機共用(以下同じ。))

重大事故等が発生した場合に、気象観測設備(「1,2,3,4,5,6,7号機共用」(以下同じ。)) が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の風向、風速その他の気象条件の監視、 測定及び記録するための可搬型気象観測装置を設ける。

なお,測定値は伝送装置(衛星回線)により,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・ 高気密室)へ伝送でき,5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にて電磁的 に記録し,保存できる設計とする。記録及び保存については,「3.6 放射線管理用計測装置 の計測結果の表示,記録及び保存」に示す。

(図3-33「可搬型気象観測装置の概略構成図」,図3-34「可搬型気象観測装置の伝送概略図」,図3-35「可搬型気象観測装置の構造図」参照。)







図3-34 可搬型気象観測装置の伝送概略図



名	称	可搬型気象観測装置
個	数	1(予備1)

図3-35「可搬型気象観測装置の構造図」

- 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示,記録及び保存
 - 3.6.1 計測結果の指示又は表示

プロセスモニタリング設備,エリアモニタリング設備,固定式周辺モニタリング設備の 計測結果は、中央制御室あるいは5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室) に指示又は表示し,記録する設計とする。移動式周辺モニタリング設備については,現場 にて指示又は表示し,記録する設計とする。

表3-1「放射線管理用計測装置の計測結果の指示,表示及び記録」に放射線管理用計測 装置の計測結果の指示,表示及び記録場所を示す。

3.6.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に,原則,確実に 記録計にて継続的に記録し,記録紙は取り替えて保存できる設計とする。

原子炉冷却材の放射性物質の濃度及び移動式周辺モニタリング設備(放射能観測車)に よる周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度については、断続的な試料の分析を行い、 従事者が測定結果を記録し、保存できる設計とする。

モニタリングポストの計測結果は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対 策本部・高気密室)に表示し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)内 の屋外放射線監視システムにて継続的に記録し、電磁的に保存できる設計とする。

記録を保存する計測項目と計測装置等を表3-2「記録を保存する計測項目と計測装置等」 に示す。

3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等時における各計測装置の計測結果は,計測装置に応じた記録方法により記録 し,保存できる設計とする。

格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W),格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C),フィ ルタ装置出口放射線モニタ,耐圧強化ベント系放射線モニタ,使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ(低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ)の計測結果は, 緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録,保存し,電源喪失時においても保存し た記録が失われないとともに,帳票として出力し保存できる設計とする。また,その計測 結果は,プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分とするとともに記録の 保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう,14日以上 保存できる設計とする。

可搬型エリアモニタの計測結果は電磁的に記録,保存し,電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。

可搬型モニタリングポストによる計測結果は, プラント状態を適切に把握するためにデ ータ収集周期を1分とする。記録の保存容量は外部支援を受けるまでの期間, 記録できるよ うに7日間以上可搬型モニタリングポストの記録装置に電磁的に記録し, 電源喪失により保 存した記録が失われない設計とする。また, 計測結果は伝送装置(衛星回線)により, 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ伝送でき, 5号機原子炉建屋内緊 急時対策所(対策本部・高気密室)にて電磁的に記録し, 電源喪失により保存した記録が 失われない設計とする。

電離箱サーベイメータ, NaIシンチレーションサーベイメータ, GM汚染サーベイメータ及 びZnSシンチレーションサーベイメータによる測定は,従事者が測定結果を記録し,保存で きる設計とする。

可搬型気象観測装置による計測結果は、データ収集周期を10分とする。記録の保存容量 は外部支援を受けるまでの期間、記録できるように7日間以上電磁的に記録し、電源喪失に より保存した記録が失われない設計とする。また、計測結果は伝送装置(衛星回線)によ り、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)へ伝送でき、5号機原子炉建 屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)にて電磁的に記録し、電源喪失により保存した 記録が失われない設計とする。

放射線	泉管理用計測装置	指示又は表示	記録
	格納容器内雰囲気放射線 モニタ (D/W)	中央制御室*	中央制御室(記録計),5号機原 子炉建屋内緊急時対策所(対策 本部・高気密室)(緊急時対策 支援システム伝送装置)
プロセスモニタ	格納容器内雰囲気放射線 モニタ (S/C)	中央制御室*	中央制御室(記録計),5号機原 子炉建屋内緊急時対策所(対策 本部・高気密室)(緊急時対策 支援システム伝送装置)
リング設備	フィルタ装置出口放射線 モニタ	中央制御室*	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(緊 急時対策支援システム伝送装 置)
	耐圧強化ベント系放射線 モニタ	中央制御室*	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(緊 急時対策支援システム伝送装 置)
	使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ(低レンジ)	中央制御室*	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(緊 急時対策支援システム伝送装 置)
エリアモニタリ	使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ(高レンジ)	中央制御室*	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(緊 急時対策支援システム伝送装 置)
ング設備	可搬型エリアモニタ	5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(電磁的記録)
	 可搬型モニタリング ポスト	5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)近傍	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(電 磁的記録)
		中央制御室	
固定式周辺モニ タリング設備	モニタリングポスト	5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(電 磁的記録)

放射線	線管理用計測装置	指示又は表示	記録
		現場	現場(電磁的記録)
移動式周辺モニ	可搬型モニタリングポスト	5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(電 磁的記録)
タリング設備	電離箱サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
	NaIシンチレーション サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
	GM汚染サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
	ZnSシンチレーション サーベイメータ	現場	現場(従事者が記録)
		現場	現場(電磁的記録)
—	可搬型気象観測装置	5号機原子炉 建屋内緊急時 対策所(対策 本部・高気密 室)	5号機原子炉建屋内緊急時対策 所(対策本部・高気密室)(電 磁的記録)

表3-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示,表示及び記録(2/2)

注記*:中央制御室待避室も含む。

計測1百日	斗涧壮罟垒
	司
原子炉冷却材の放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当 量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
	漏えい検出系ダスト放射線モニタ
主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン 又は復水器に接続する設備であって放射性物質を	主蒸気管放射線モニタ
内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	排ガス放射線モニタ
	排気筒放射線モニタ
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排 水中の放射性物質の濃度	非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ
	試料放射能測定装置
排水口又はこれに近接する箇所における排水中の	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ (6・7号機共用)
放射性物質の濃度	試料放射能測定装置
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域 (管理区域のうち,その場所における外部放射線 に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号 に規定する線量を超えるおそれがある場所を除い た場所をいう。)内に開口部がある排水路の出口 又はこれに近接する箇所における排水中の放射性 物質の濃度	該当なし
管理区域内において人が堂時立ち入ろ場所その他放	燃料取替エリア排気放射線モニタ
射線管理を特に必要とする場所(燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止の	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ
ための措置を必要とする場所をいう。)の線量当量 率	原子炉建屋放射線モニタ (燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ)

表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等(1/2)

計測項目	計測装置等
周辺監視区域に隣接する地域における空 間線量率	モニタリングポスト(1~7号機共用)
周辺監視区域に隣接する地域における放	放射能観測車(1~7号機共用)
射性物質の濃度	ダストモニタ(1~7号機共用)
敷地内における風向及び風速	気象観測設備(1~7号機共用,1号機に設置(以下同じ。)) 風向(地上高10m)
	気象観測設備 風速 (地上高10m)

表3-2 記録を保存する計測項目と計測装置等(2/2)

技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わるその他の計測項目については, V-1-5-1「計 測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及びV-1-3-1 「使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範 囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。 3.7 その他

3.7.1 海上モニタリングについて

「3.4 移動式周辺モニタリング設備」の設備にて,重大事故等が発生した場合に発電所 及びその周辺における放射性物質の濃度及び線量当量率を測定する際,周辺海域において も測定するために,小型船舶(海上モニタリング用)(荒浜側高台保管場所及び大湊側高 台保管場所に保管(以下同じ。))を保管する。小型船舶の保管場所は図3-36「小型船舶 (海上モニタリング用)の保管場所」に示すとおりとする。



図3-36 小型船舶(海上モニタリング用)の保管場所

3.7.2 放射線計測器の保有等について

重大事故等が発生した場合,発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)のモニ タリングを拡充する場合に備えて,放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する計測器を 重大事故等対処設備以外にも保有しておくとともに,ほかの機関とも適切な連携を構築す る。

- 4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲
- 4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲

放射線管理用計測装置の計測範囲は,バックグラウンドレベルを包絡し,監視上必要な線量 当量率を考慮し,設定する。

監視上必要な線量当量率等の考慮として、以下に示すものが挙げられる。

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23 日原子力安全委員会決定,以下「事故時放射線計測指針」という。)にて測定上限値の要求が あるものについては、これを満足する設計とする。

計測対象の監視範囲が広い場合には,複数のものによりオーバラップさせて計測が可能とな るように設計する。

各放射線管理用計測装置の計測範囲を表4-1「放射線管理用計測装置の計測範囲」に示す。

重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容 器内の線量当量率、最終ヒートシンクの確保の監視及び使用済燃料貯蔵プールの監視に必要な パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの 推定手段及び推定方法については、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される 条件の下における健全性に関する説明書」の「3.3 計測制御系統施設」に示す。また、重大事 故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(計測 可能範囲)、パラメータの計測が困難となった場合のパラメータの推定の対応手段等、複数の パラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に明確にし、確実に運用及び遵 守できるよう手順として定めて管理する。

4.2 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

重大事故等対処設備については,重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測 する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設ける必要 はない。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(1/3)

(プロセスモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器内雰囲気放射線 モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており,重大事故等時においても 監視可能である。計測上限値は,「事故時放射線計測指針(放射能障壁の健全性の把握)」を満足す るように設定する。
格納容器内雰囲気放射線 モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており,重大事故等時においても 監視可能である。計測上限値は,「事故時放射線計測指針(放射能障壁の健全性の把握)」を満足す るように設定する。
フィルタ装置出口放射線 モニタ	$10^{-2}\sim 10^5$ mSv/h	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に,想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約7×10 ⁴ mSv/h)を計測できる範囲として設定する。
耐圧強化ベント系放射線 モニタ	$10^{-2}\sim 10^5$ mSv/h	耐圧強化ベント使用時(炉心損傷している場合)に,想定される排気ラインの最大線量当量率(約 4×10 ⁴ mSv/h)を計測できる範囲として設定する。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(2/3)

(エリアモニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬型エリアモニタ	0.001∽ 99.99 mSv/h	計測下限値は、従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度(遮蔽 区分A上の上限線量当量率)から計測できるように設定する。 計測上限値は、重大事故等時の5号機原子炉建屋内緊急時対策所における線量当量率を計測できる 範囲として設定する。また、重大事故等時の5号機原子炉建屋内緊急時対策所における加圧判断に 必要な線量当量率の上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
可搬型モニタリング ポスト	10~10 ⁹ nGy/h	計測下限値は、従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度(遮蔽 区分A上の上限線量当量率)から計測できるように設定する。 計測上限値は、重大事故等時の5号機原子炉建屋内緊急時対策所における加圧判断に必要な線量当 量率の上昇を有意に検知できる範囲を包絡するように設定する。
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動範囲について線量当量率を監視可能である。 計測上限値は,重大事故等時における計測に対して使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ) の計測下限値とオーバラップするよう設定する。
使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ)	$10\sim 10^8$ mSv/h	重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動範囲について線量当量率を監視可能である。 計測下限値は,重大事故等時における計測に対して使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(低レンジ) の計測上限値とオーバラップするよう設定する。

表4-1 放射線管理用計測装置の計測範囲(3/3)

(移動式周辺モニタリング設備)

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
可搬型モニタリングポ スト	10~10 ⁹ nGy/h	計測下限値は,平常時におけるバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。 計測上限値は,「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
電離箱 サーベイメータ	0.001~1000 mSv/h	計測下限値は,従事者に対する放射線防護の観点より管理区域境界における線量当量率限度(遮蔽 区分 I 上の上限線量当量率)から計測できるように設定する。 計測上限値は,「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。
NaIシンチレーション サーベイメータ	0. 1~30 μ Gy/h	計測下限値は,通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。 計測上限値は,放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に 検知できる範囲を包絡するように設定する。
GM汚染 サーベイメータ	0~100k min ⁻¹	計測下限値は,通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。 計測上限値は,放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に 検知できる範囲を包絡するように設定する。
ZnSシンチレーション サーベイメータ	0~100k min ⁻¹	計測下限値は,通常運転時のバックグラウンドレベルを包絡するように設定する。 計測上限値は,放射性物質の放出があった場合にバックグラウンドレベルからの指示上昇を有意に 検知できる範囲を包絡するように設定する。

V-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書

1.	概要·		1
2.	基本プ	5針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
3.	施設の	D詳細設計方針・・・・・	1
3.	1 出フ	へ管理設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	3.1.1	中央制御室チェンジングエリア・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	3.1.2	緊急時対策所チェンジングエリア・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
3.	2 可挑	般型放射能測定装置,小型船舶及び環境試料分析装置・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
	3.2.1	環境試料の種類及び測定頻度・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
	3.2.2	可搬型放射能測定装置及び小型船舶・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3
	3.2.3	環境試料分析装置・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	3

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基 準規則」という。)第8条,第74条及び第76条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に関わる放射線管理施設のう ち,管理区域,中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所(以下「緊急時対策所」という。) の出入管理設備について説明するものである。また,技術基準規則第75条及びその解釈並びに 設置(変更)許可を受けた放出管理目標値の管理状況の確認に関わる環境試料分析装置につい て説明する。併せて環境試料の放射能測定に用いる可搬型放射能測定装置及び小型船舶につい ても説明する。

なお,設計基準対象施設として使用する出入管理設備,環境試料分析装置に関しては,要求 事項に変更がないため,今回の申請において変更は行わない。今回は,重大事故等時に使用す る出入管理設備,可搬型放射能測定装置,小型船舶及び環境試料分析装置について説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第74条及び第76条並びにそれらの解釈に基づき,重大事故等が発生し中央制御 室及び緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,中央制御室及 び緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため,身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行 う区画を含む出入管理設備を設置する。

技術基準規則第75条及びその解釈に基づき,重大事故等が発生した場合において,発電所及 びその周辺(周辺海域を含む。)において発電所から放出される放射性物質の濃度(空気中, 水中,土壌中)を監視し,及び測定し,並びにその結果を記録するため,可搬型放射能測定装 置,小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。

3. 施設の詳細設計方針

- 3.1 出入管理設備
 - 3.1.1 中央制御室チェンジングエリア

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,中央制御室への汚染持ち込みを防止するため,コントロール建屋内,かつ中央制御室バウンダリに隣 接した場所にチェンジングエリアを設置する。

中央制御室チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-1「中央制御室チェンジン グエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は,防護具の脱衣エリア, 放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び運転員等に放射性物質によ る汚染が確認された場合にウエットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除染を行 う除染エリアで構成される。なお,除染で発生した汚染水は,排水を受ける資機材及び ウエスで受け,使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

1

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し,GM 汚染サーベイメータ, 除染用資機材,乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)を配備し,チェンジングエリア用 資機材,防護具,GM 汚染サーベイメータ,除染用資機材,乾電池内蔵型照明(ランタン タイプ)は、迅速な対応を行うためにコントロール建屋内に保管する。

乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)の電源,照度については, V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,緊急時対策 所への汚染の持ち込みを防止するため,緊急時対策所入口にチェンジングエリアを設置 する。緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び配置を図 3-2「緊急時対策所チ ェンジングエリア設置場所及び配置」に示す。チェンジングエリア内は,防護具の脱衣 エリア,放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び要員等に放射性物 質による汚染が確認された場合にウエットティッシュによる拭取りや簡易シャワーで除 染を行う除染エリアで構成される。なお,除染で発生した汚染水は,排水を受ける資機 材及びウエスで受け,使用したウエスは固体廃棄物として処理する。

チェンジングエリアはチェンジングエリア用資機材で区画し,除染用資機材,GM汚染 サーベイメータ,乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)を配備し,チェンジングエリア 用資機材,防護具,除染用資機材,GM汚染サーベイメータ,乾電池内蔵型照明(ランタ ンタイプ)は、迅速な対応を行うために5号機原子炉建屋内に保管する。

3.2 可搬型放射能測定装置,小型船舶及び環境試料分析装置

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)において発電所か ら放出される放射性物質の濃度を監視し,及び測定し,並びにその結果を記録するため,可 搬型放射能測定装置,小型船舶及び環境試料分析装置を配備する。可搬型放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装置は,重大事故等時に迅速に対応するために緊急時対策所又は 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管する。(図3-3「可搬型放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所」参照。)

3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度

採取する環境試料の種類及び測定頻度は表 3-1「環境試料の種類及び測定頻度」に示 すとおりとする。

3.2.2 可搬型放射能測定装置及び小型船舶

環境試料の放射性物質の濃度を測定するために可搬型放射能測定装置及び小型船舶を 配備する。可搬型放射能測定装置及び小型船舶の種類及び使用目的は,表 3-2「可搬型 放射能測定装置等の種類及び使用目的」に示す。

空気中の放射性物質の濃度を測定するために、可搬型ダスト・よう素サンプラ(個数2(予備1)) (6,7 号機共用(以下同じ。))により環境試料を採取した後、NaIシン チレーションサーベイメータ(6,7 号機共用(以下同じ。))にて γ 線、GM汚染サーベ イメータ(6,7 号機共用(以下同じ。))にて β 線、ZnSシンチレーションサーベイメー タ(6,7 号機共用(以下同じ。))にて α 線を監視・測定する。また、測定結果をサン プリング記録用紙に記録し、保存する。

海水, 排水に含まれる放射性物質の濃度を測定するために, 採取用資機材により海水, 排水を採取した後, NaI シンチレーションサーベイメータにてγ線, GM 汚染サーベイメ ータにてβ線, ZnS シンチレーションサーベイメータにてα線を監視・測定する。また, 測定結果をサンプリング記録用紙に記録し, 保存する。なお, 周辺海域においては小型 船舶を使用する。

土壌に含まれる放射性物質の濃度を測定するために、土壌を採取した後、NaI シンチ レーションサーベイメータにてγ線、GM 汚染サーベイメータにてβ線、ZnS シンチレー ションサーベイメータにてα線を監視・測定する。また、測定結果をサンプリング記録 用紙に記録し、保存する。

上記の可搬型放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的を表 3-2「可搬型放射能測定装置及び小型船舶の種類並びに使用目的」に示す。

可搬型放射能測定装置の計測範囲及び測定結果の記録については、V-1-7-1「放射線 管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明 書」に示す。

3.2.3 環境試料分析装置

海水,排水に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための環境試料分析装置の 種類及び使用目的は表 3-3「環境試料分析装置の種類及び使用目的」に示す。



図3-1 中央制御室チェンジングエリア設置場所及び配置



図3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置(1/2)



図3-2 緊急時対策所チェンジングエリア設置場所及び配置(2/2)



図3-3 可搬型放射能測定装置,小型船舶及び環境試料分析装置の保管場所

表3-1 環境試料の種類及び測定頻度

種類類	測 定 頻 度
空気中の放射性ダスト及び放射性よう素,海水,排水, 土壌	1回/日以上*

注記 *: 測定頻度は発電所の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。

表3-2	可搬型放射能測定装置及び小型船	A舶の種類並びに使用目的

種 類	使用目的
可搬型ダスト・よう素サンプラ	放射性物質採取
NaIシンチレーションサーベイメータ	放射性よう素測定 全γ放射能測定
GM汚染サーベイメータ	全β放射能測定
ZnSシンチレーションサーベイメータ	全α放射能測定
小型船舶	放射性物質採取

表3-3 環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使用目的
ろ過装置(ろ紙を含む)	海水,排水のろ過

V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

1. 概要	• 1
2. 中央制御室の居住性に関する基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	• 1
2.1 基本方針 ······	• 1
2.2 適用基準, 適用規格等 ······	· 2
 中央制御室の居住性を確保するための防護措置 	· 5
3.1 換気設備	· 5
3.2 生体遮蔽装置	· 8
3.3 酸素濃度・二酸化炭素濃度計 ······	· 8
3.4 資機材,要員の交替等	· 8
3.5 可搬型の照明 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	· 8
3.6 代替電源	· 9
4. 中央制御室の居住性評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	10
4.1 線量評価	10
4.1.1 評価方針	10
4.1.2 評価条件及び評価結果	33
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	49
4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び	
二酸化炭素濃度の評価方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	49
4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び	
二酸化炭素濃度の評価結果	50
4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び	
二酸化炭素濃度の評価方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	50
4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び	
二酸化炭素濃度の評価結果	51
4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び	
二酸化炭素濃度の評価方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	52
4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び	
二酸化炭素濃度の評価結果	54
4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	55
5. 熱除去の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	56
5.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価	56
5.1.1 中央制御室遮蔽における入射線量の設定方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	56
5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法	56
5.2 補助遮蔽(フィルタベント遮蔽壁)の熱除去の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	56
5.2.1 フィルタベント遮蔽壁における入射線量の設定方法 ・・・・・・・・・・・・・・	56
5.2.2 フィルタベント遮蔽壁の温度上昇の計算方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	56
5.3 二次遮蔽壁の熱除去の評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	57
5.3.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	57

- 5.3.2二次遮蔽壁の温度上昇の計算方法575.4温度上昇のまとめ57
- 別添1 空気流入率測定試験について
- 別添2 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について
- 別添3 運転員の交替要員体制について
- 別添4 中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価におけるブローアウトパネルの取扱いについ て
- 別添5 中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について
- 別紙1 計算機プログラム(解析コード)の概要

1. 概要

本説明書は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第38条及び第74条並びにそれらの「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」(以下「解釈」という。)に基づく中央制御室(「6,7号機共用」(以下同 じ。))の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放 射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

- 2. 中央制御室の居住性に関する基本方針
- 2.1 基本方針
 - (1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。
 - (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。
 - 中央制御室は、以下の設備により居住性を確保する。
 - a. 換気設備
 - (a) 中央制御室換気空調系
 - イ. 中央制御室送風機(6,7号機共用)
 - 口. 中央制御室排風機(6,7号機共用)
 - ハ. 中央制御室再循環フィルタ装置(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - 二. 中央制御室再循環送風機(6,7号機共用)
 - ホ. 中央制御室換気空調系(中央制御室外気取入ダクト)(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - へ. 中央制御室換気空調系(中央制御室排気ダクト)(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - ト. MCR 通常時外気取入隔離ダンパ(U41-F001A, B)(6,7 号機共用)
 - チ. MCR 排気隔離ダンパ(U41-F002A, B)(6,7号機共用)
 - リ. MCR 非常時外気取入隔離ダンパ(U41-F003A, B)(6,7号機共用)
 - ヌ. MCR 外気取入ダンパ(U41-DAM601A, B)(6号機設備, 6,7号機共用)
 - ル. MCR 非常用外気取入ダンパ(U41-DAM602A, B)(6号機設備, 6,7号機共用)
 - ヲ. MCR 排気ダンパ(U41-DAM604A, B)(6号機設備, 6,7号機共用)
 - (b) 中央制御室可搬型陽圧化空調機(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - イ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機(ファン)(6,7号機共用)
 - ロ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)(6,7号機共用)
 - ハ. 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト(6,7号機共用)
 - (c) 中央制御室待避室陽圧化装置(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - イ. 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)(6,7号機共用)
 - ロ. 中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)配管(6,7号機共用)
- b. 生体遮蔽装置
 - (a) 中央制御室遮蔽(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - (b) 中央制御室待避室遮蔽(常設)(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - (c) 中央制御室待避室遮蔽(可搬型)(「6,7号機共用」(以下同じ。))
 - (d) 二次遮蔽壁
 - (e) 補助遮蔽

また,その他の居住性に係る設備として,計測制御系統施設の可搬型の酸素濃度・二酸化 炭素濃度計(「6,7 号機共用」(以下同じ。))により,中央制御室内及び中央制御室待避室内 の酸素濃度及び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。

さらに、計測制御系統施設の可搬型蓄電池内蔵型照明(「6,7 号機共用」(以下同じ。))に より、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室可搬型 陽圧化空調機及び可搬型蓄電池内蔵型照明は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービ ン発電機(「6,7 号機共用」(以下同じ。))からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備,着用等運用面の対策を考慮して被 ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い,その結果から,中央制御室の居住 性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては,「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)」(平成21・07・27 原院第1号平成 21年8月12日)(以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に従って放射性物質等の評価条 件及び評価手法を考慮し,居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「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」(平成25年6月19日 原規技発第13061918号 原子力規制委員会決定)(以 下「審査ガイド」という。)を参照して,放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し,居 住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また,居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては, 「労働安全衛生法(昭和47年法律第57号)事務所衛生基準規則」(昭和47年9月30日労 働省令第43号,最終改正平成26年7月30日厚生労働省令第87号)(以下「事務所衛生基 準規則」という。),「労働安全衛生法(昭和47年法律第57号)酸素欠乏症等防止規則」(昭 和47年9月30日労働省令第42号,最終改正平成30年6月19日厚生労働省令第75号)(以 下「酸素欠乏症等防止規則」という。)の労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許 容基準に準拠し,許容基準を満足できることを評価する。

2.2 適用基準,適用規格等

中央制御室の居住性に適用する基準、規格等は、以下のとおりとする。

・解釈

・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月16日 平成17・

12·15 原院第5号)

- ・被ばく評価手法(内規)
- ·酸素欠乏症等防止規則
- · 事務所衛生基準規則
- ・発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(昭和51年9月28日原子力 委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)
- ・被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について((原子力安全委員会了承,平成元年3月 27日)一部改訂 平成13年3月29日)
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)
- ・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)
- ・原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(JEAC4622-2009)
 (平成21年6月23日制定)
- ・技術基準規則
- Compilation of Fission Product Yields (NEDO-12154-1, M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)
- ・空気調和・衛生工学便覧第14版(平成22年2月)
- ・沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021 訂 9 株式会社日立製作 所,平成 16 年 1 月
- ・「放射線施設のしゃへい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算 実務(放射線)データ集 2015」(公益財団法人原子力安全技術センター)
- ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995
- ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996
- ・審査ガイド
- ・JENDL-3.2に基づく ORIGEN2 用ライブラリ: ORLIBJ32(JAERI-Data/Code 99-003 (1999 年 2 月))
- BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays

 Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970
- L.Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995
- ・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)
- NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
- NUREG/CR-4551 Vol. 2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major

Input Parameters"

- R.G.1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors"
- Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- 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", Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971
- ・JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」
- ・2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会
- K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)
- K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)
- ・「日本原子力学会標準低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」 (2009年9月(社団法人)日本原子力学会)
- Keith F. Eckerman and Jeffrey C. Ryman, "External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil", FGR-12 EPA-402-R-93-081 (1993)

3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は,原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に,中央制御室内にとどまり必要な操作, 措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し,運転員の勤務形態を考慮し,運転員が 中央制御室に入り,とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量,中央制御室内 に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換 気空調系及び中央制御室遮蔽,二次遮蔽壁及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後 30 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備 を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気によ る線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実 施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室可搬型陽圧化空調機、 中央制御室待避室陽圧化装置及び中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽(常設)、中央制御室待 避室遮蔽(可搬型)、二次遮蔽壁及び補助遮蔽の機能とあいまって事故後7日間で100mSv を超え ない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度は、事故対策のための活動に支障がない 濃度の維持及び抑制ができる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備,着用等運用面の対策を以下のと おり講じる。

3.1 換気設備

中央制御室は、以下の設備により換気を行う設計とする。

- (1) 換気設備
 - a. 中央制御室換気空調系
 - b. 中央制御室可搬型陽圧化空調機
 - c. 中央制御室待避室陽圧化装置

設計基準事故時は、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る再循環 運転とし、インリークにより放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転 員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評 価の判断基準を満足する設計とする。

重大事故等時は、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて中央制御室を陽圧化することにより、 放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とし、運転員 を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価 の判断基準を満足する設計とする。

また,中央制御室換気空調系のダンパを閉操作することで,中央制御室の外気との連絡口を 遮断することが可能な設計とする。中央制御室換気空調系(中央制御室外気取入ダクト)及び 中央制御室換気空調系(中央制御室排気ダクト)は,バウンダリを形成しており,重大事故等 発生時において中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を 有する設計とする。

RI

中央制御室換気空調系は、設計上の空気の流入率を 0.5 回/h を維持する設計とする。

インリークによる中央制御室内への空気流入率は,試験結果を踏まえ,基準地震動Ssによる地震力によるせん断ひずみを上回る建屋の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても,0.5回/hを下回るように維持及び管理を行う。

空気流入率測定試験結果の詳細については、別添1「空気流入率測定試験について」に示す。

耐震に関する気密性の維持の基本方針をV-2-1-1「耐震設計の基本方針」に示す。また、中 央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、V-2-8-4-3「中央制御室遮蔽の耐震性に ついての計算書」に示す。

重大事故等が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動さ せる場合に,運転員の被ばくを低減するため,中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合には中央制御室待避室内に 待機可能とし、中央制御室待避室陽圧化装置により10時間陽圧化する設計とする。

コントロール建屋と中央制御室及び,コントロール建屋と中央制御室待避室との間の陽圧化 に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室用差圧計(6,7 号機共用)を 使用する。

中央制御室は、中央制御室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を外気に対して+20Pa(gage)以上+40Pa(gage)未満に設定する。

また、中央制御室待避室は、待避室内への放射性物質の流入を防ぐため設計上の圧力値を外 気に対して+60Pa (gage)以上に設定することにより、隣接区画に対して+20Pa 以上の差圧を確 保する。

中央制御室換気空調系は,外部電源が喪失した場合,非常用ディーゼル発電設備から給電される。

また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機は, 全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給 電が可能な設計とする。

中央制御室換気空調系は、中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙,有毒ガ ス及び降下火砕物に対しても中央制御室換気空調系の外気取り入れを手動で遮断し,再循環運 転に切り換えることにより,運転員その他従事者を外部からの自然現象等から防護できる設計 とする。

また、中央制御室換気空調系は、再循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開 が可能な設計とするが、設計基準事故時の被ばく評価期間であり、かつ、火災等により発生す る燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物の継続時間を上回る 30 日間の中央制御室への 換気空調系による空気の取り込みを一時的に停止した場合においても、室内の酸素濃度及び二 酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を維持及び抑制できる設計とする。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合は、中央制御室可搬型陽圧化空調機による陽圧化 により、炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく評価期間である7日間における中央制御室 の陽圧化においても、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がな い濃度を維持及び抑制できる設計とする。 (1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機高性能フィルタ

高性能フィルタのろ材は、ガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気 がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

高性能フィルタによる微粒子の除去効率は,99.97%以上となるよう設計する。この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の高性能フィルタの除去効率が、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条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室を設置している 6,7 号機コントロール建屋は,7 号機原子炉建屋から離れた 位置にあるため,温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく,フィルタの性能 が低下するような環境にはならない。

b. 吸着容量

高性能フィルタの吸着容量は約1400gである(別添2参照)。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で 想定される事故シーケンス「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失」シナ リオにおいて、炉内から大気中へ放出され、高性能フィルタに流入するエアロゾルの量を 評価したところ、約2.8×10⁻⁵gとなった。これは、安定核種も考慮して評価したものであ る。微粒子は、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋から放出されるものとして、 大気拡散効果を考慮し、高性能フィルタに取り込まれた微粒子は、全量がフィルタに捕集 されるものとした。

以上のとおり、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条件下においても高性能フィルタには、微粒子を十分に捕集できる容量があるので、粒子状放射性物質に対するフィルタ除去効率 99.97%以上は確保できる。

(2) 中央制御室可搬型陽圧化空調機活性炭フィルタ

活性炭フィルタによる有機よう素及び無機よう素の除去効率は 99.9%以上となるよう設計 する。

この除去効率(設計値)は、線量の評価に用いるため、適切に維持及び管理を行う。

上記の活性炭フィルタの除去効率は、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居 住性に係る被ばく評価条件下においても適用できることを以下に確認する。

a. 温度及び湿度条件

中央制御室を設置している 6,7 号機コントロール建屋は,7 号機原子炉建屋から離れた 位置にあるため,温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく,フィルタの性能 が低下するような環境にはならない。

b. 吸着容量

活性炭フィルタの吸着容量は約129gである(別添2参照)。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で 想定される事故シーケンス「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失」シナ リオにおいて、炉内から大気中へ放出され、活性炭フィルタに流入する有機よう素及び無 機よう素の量を評価したところ、約1.8×10⁻⁴g となった。これは、「(1) 中央制御室可搬

 \mathbb{R}^{1}

型陽圧化空調機高性能フィルタ」と同様の評価手法で評価したものである。活性炭フィル タに取り込まれた有機よう素及び無機よう素は,全量が活性炭フィルタに捕集されるもの とした。

以上のとおり、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条件下においても活性炭フィルタには、よう素を十分に捕集できる容量があるので、有機よう素及び無機よう素に対するフィルタ除去効率 99.9%以上は確保できる。

3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽,中央制御室待避室遮蔽(常設),中央制御室待避室遮蔽(可搬型),二次遮 蔽壁及び補助遮蔽は,中央制御室にとどまる運転員を放射線から防護するために十分な遮蔽厚 さを有する設計とし,居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室遮蔽(中央制御室待避室遮蔽(常設)を含む。),二次遮蔽壁及び補助遮蔽の放射 線の遮蔽及び熱除去の評価については,「5. 熱除去の評価」に示す。

3.3 酸素濃度·二酸化炭素濃度計

計測制御系統施設の酸素濃度・二酸化炭素濃度計により,中央制御室内及び中央制御室待避 室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が設計基準事故時及び重大事故等時の対策のための活動に 支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計の詳細については、V-1-5-4「中央制御室の機能に関する説明 書」に示す。

3.4 資機材,要員の交替等

資機材は,運転員の人員を考慮した数量の防護具類を配備し,原子炉格納容器内のガンマ線 線量率等により炉心損傷が予想される事態になった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は, 運転員の被ばく低減のため,当直副長の指示により全面マスク等を着用する。

炉心損傷が予測される事態となった場合又は炉心損傷の微候が見られた場合は,運転員の被 ばく低減及び被ばく線量の平準化のため,また,長期的な保安の観点から運転員の交替要員体 制を整備する。具体的には,通常時と同様の勤務形態を継続する。運転員の交替要員体制の詳 細については,別添3「運転員の交替要員体制について」に示す。

また,運転員の当直交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリアにおける汚染 管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

チェンジングエリアの詳細についてはV-1-7-2「管理区域の出入管理設備及び環境試料分析 装置に関する説明書」に示す。

3.5 可搬型の照明

計測制御系統施設の可搬型蓄電池内蔵型照明により、炉心の著しい損傷が発生した場合に常 設の照明が使用できなくなった場合においても、中央制御室の制御盤での監視操作に必要な照 度を確保する。また、中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)(「6,7号機共用」(以 下同じ。))により、チェンジングエリアでの身体の汚染検査、防護具の着替え等に必要な照度 を確保する。

可搬型蓄電池内蔵型照明及び中央制御室用乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)の詳細については、V-1-1-13「非常用照明に関する説明書」に示す。

3.6 代替電源

中央制御室換気空調系は,外部電源が喪失した場合,非常用ディーゼル発電設備から給電される。

また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機は, 全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給 電が可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は炉心の著しい損傷が発生した場合にも,第一ガスタービン発電機から給電できる設計とする。

代替電源の詳細については、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

4. 中央制御室の居住性評価

中央制御室の居住性について,「被ばく」及び「酸素濃度及び二酸化炭素濃度」の観点から評価 する。

4.1 線量評価

設計基準事故時及び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を実施し、中央制御室が居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足することを示す。

評価対象は、「柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室」とする。中央制御室の 遮蔽構造を図4-1に、設計基準事故時に期待する換気設備の系統図を図4-2に、炉心の著しい 損傷が発生した場合に期待する換気設備の系統図を図4-3に示す。

設計基準事故時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価は、被ばく評価手法(内規)に基づ き実施する。また、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 は、審査ガイドに基づき実施する。設計基準事故時及び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の判断基準は、それぞれの評価期間において、運転員の実 効線量が100mSvを超えないこととする。

発災プラントとしては、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機を想定する。設計基準事 故時における評価においては、評価事象に対して単一プラントの発災を想定する。炉心の著し い損傷が発生した場合の評価においては、審査ガイドに基づき、各号機で同時に事故が発生す るものと仮定し、被ばく線量を個別に評価し合算する。なお、各号機の評価条件は、特記しな い場合は同一とする。

4.1.1 評価方針

(1) 評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、そのソース タームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運 用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の 計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。具体的な居住性に係る被ば く評価の手順は以下のとおりであり、図4-4に示す。

- a. 評価事象は,設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の 線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して,原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって,中央 制御室に入り,とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して,建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建屋内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計 算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。
 設計基準事故時の評価では、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これ

を運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。 炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では,中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく 線量を計算し,これを合算することで評価期間中の積算線量を計算する。

- (a) 中央制御室内での被ばく
 - イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制 御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。また、炉心の著しい損傷が発生し、 格納容器ベントを実施した場合においては、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物 質からのガンマ線による被ばくについても計算する。
 - ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による 被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。炉心の著しい損傷 が発生した場合の評価においては、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に よる被ばくについても計算する。
 - ハ. c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室換気系設備による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、 放射性物質による被ばく(ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく)を計算する。
- (b) 入退域時の被ばく
 - イ. d.の結果を用いて,建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。 また、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、格 納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについても計算 する。
 - ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく(ガンマ 線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく)を計算する。炉心 の著しい損傷が発生した場合の評価においては、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についても計算する。
- g. f.の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。
- (2) 評価事象の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において,原子炉施設の構造及び 特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から,評価事象を選定する。具体 的には以下のとおりとする。

a. 設計基準事故時

設置許可を受けた際の評価において,発電用原子炉施設から放出される放射性物質に よる敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について,これらの事象が発生し た場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物,系統及び機器の設計の 妥当性を確認する知見から,沸騰水型である本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針 に照らして,代表的な事象を「設計基準事故」と選定し,想定された事象が生じた場合, 炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく,かつ,事象の過程においてほかの異常 状態の原因となるような2次的損傷が生じず,さらに放射性物質の放散に対する障壁の 設計が妥当であることを確認している。

この評価結果を参考に、それらの設計基準事故の中から放射性物質の放出の拡大の可 能性のある事象として、原子炉格納容器内放出に係る事故は「原子炉冷却材喪失」を、 原子炉格納容器外放出に係る事故は「主蒸気管破断」を選定し、被ばく評価手法(内規) に従い、中央制御室の重要性に鑑みて、設計基準事故より放射性物質の放出量が多くな る仮想事故相当のソースタームを想定する。なお、これらの事故は個別に評価する。

また、評価期間は、被ばく評価手法(内規)に従い事故後30日間とする。

b. 炉心の著しい損傷が発生した場合

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 37条の「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」の想定する格納容器破損モードのうち,6号機及び7号機において,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 を想定する。

中央制御室等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は、炉心損傷が早く、中央制御室の換気設備等に期待できない事 故初期に放射性物質の放出が開始される「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系統の機能及 び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を想定する。6号機及び7号機では、本事故シ ーケンスにおいても、格納容器ベントの実施を遅延することができるよう、代替循環冷 却系を整備する。したがって、6号機及び7号機において同時に炉心の著しい損傷が発生 したと想定する場合、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、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、片方の号機にお いて代替循環冷却系を使用できず、格納容器圧力逃がし装置*を用いた格納容器ベント を実施した場合についても想定し、評価シナリオの組合せを以下のとおりとする。

- (a) 6号機及び7号機が代替循環冷却系を用いて事象収束する。
- (b) 6号機が格納容器ベントを実施して事象収束し、7号機が代替循環冷却系を用いて事 象収束する。
- (c) 6号機が代替循環冷却系を用いて事象収束し、7号機が格納容器ベントを実施して事 象収束する。

また,評価期間は,解釈に従い事故後7日間とする。

注記* : サプレッションチェンバの排気ラインを使用した場合を想定する。

評価事象に係る設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件を表 4-1に示す。

(3) 被ばく経路の選定

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において,運転員は,中央制御室 にとどまり必要な操作,措置を行う。このとき,大気中に放出された放射性物質が中央制 御室内に取り込まれることなどにより,中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。

RI

また,運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ,この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より,運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①~⑤を考慮する。

また,評価事象ごとの対象とする被ばく経路は,それぞれの事故の形態,規模,事象進 展,運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図4-5及び図 4-6に示す。

- a. 中央制御室内での被ばく
 - (a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 想定事故時に建屋内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくる ガンマ線(以下「直接ガンマ線」という。)及び空気中で散乱されて施設周辺に到達し てくるガンマ線(以下「スカイシャインガンマ線」という。)が、中央制御室遮蔽を透 過して中央制御室内の運転員に与える線量。なお、炉心の著しい損傷が発生し、格納 容器ベントを実施した場合においては、格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質から のガンマ線による線量も考慮する。
 - (b) 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被ばく 大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線 (以下「クラウドシャインガンマ線」という。)が、中央制御室遮蔽を透過して中央制 御室内の運転員に与える線量。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においては、 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(以下「グランドシャ インガンマ線」という。)も考慮する。
 - (c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運 転員に与える線量(ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被 ばく)。炉心の著しい損傷が発生した場合におけるガンマ線による外部被ばくの評価 は、隣接エリアに取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくも考慮する。
- b. 入退域時の被ばく
 - (a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。な お、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器ベントを実施した場合においては、格納容 器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による線量も考慮する。
 - (b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に 与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。ただし、グランドシャインガンマ線 が入退域時の運転員に与える線量は、設計基準事故時においては、炉心溶融に至って おらず、放射性物質の大気中への放出の規模を踏まえると、線量への寄与はわずかと 考えられるため考慮しない。 (4) 建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は,設計基準事故及び炉 心の著しい損傷が発生した場合において,それぞれの事故の形態,規模により,運転員の 被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

設計基準事故時の評価においては,事象発生直前まで,原子炉は定格出力の約102%で 長期間にわたって運転されていたものとする。また,炉心の著しい損傷が発生した場合 の評価においては,事象発生直前まで,原子炉は定格出力で長期間にわたって運転され ていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表4-2に示す。

(a) 設計基準事故時

原子炉冷却材喪失時においては炉心内に蓄積する放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する炉心内蓄積量は,原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102%(熱出力4005MW)で十分長時間(2000日)運転していたものとし,以下の式により算出する。 事故発生直前の炉心内蓄積量を表4-3に示す。

$$q_{0}^{i} = 3.2 \times 10^{14} \cdot P_{0} \cdot Y_{i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{R}^{i} \cdot T_{OP}}\right)$$

ここで,

q₀ⁱ: : 核種iの炉心内蓄積量(Bq)

- P₀ : 原子炉熱出力(MWt)
- TOP :原子炉運転時間(s)
- Y_i :核種iの核分裂収率(%)
- λ_Rⁱ: :核種iの崩壊定数(s⁻¹)

また,主蒸気管破断時においては,原子炉を停止したときにピンホールを有する燃料棒から原子炉圧力の低下に伴い,冷却材中に放出される放射性物質の放出を考慮する。評価で使用する原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は,I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで7.4×10¹³Bqが冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め,放射性希ガスについては,放射性よう素の2倍の放出があるものとし,以下の式により算出する。燃料棒からの追加放出量を表4-4に示す。

放射性ハロゲン等:
$$q_{f}^{i} = Q_{I131} \cdot \frac{Y_{i}}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_{R}^{i} \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{I131}^{i} \cdot T_{OP}}}$$

放射性希ガス: $q_{f}^{i} = 2 \cdot Q_{I131} \cdot \frac{Y_{i}}{Y_{I131}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_{R}^{i} \cdot T_{OP}}}{1 - e^{-\lambda_{R}^{i} \cdot T_{OP}}}$
ここで,
 q_{f}^{i} : 核種iの追加放出量(Bq)

Q_{I131}: I-131の追加放出量(Bq)

Y₁: : 核種iの核分裂収率(%)

Y_{I131}: I-131の核分裂収率(%)

λ_Bⁱ: :核種iの崩壊定数(s⁻¹)

λ_{I131}: I-131の崩壊定数(s⁻¹)

T_{OP} : 原子炉運転時間(s)

上記のうち、 λ_{R}^{i} は、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」((原子力 安全委員会了承,平成元年3月27日)一部改訂 平成13年3月29日)の記載値を用いる。 Y_iは、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」((原子力安全委員会了承, 平成元年3月27日)一部改訂 平成13年3月29日)及び「Compilation of Fission Product Yields (NED0-12154-1, M.E. Meek and B.F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)」の記載値を用いる。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

事故発生直前まで,原子炉は定格熱出力で長期間にわたって運転されていたものと する。事故直前の炉内蓄積量は,電力共同研究報告書「立地審査指針改定に伴うソー スタームに関する研究(BWR)(平成24年度最終報告書)」に記載されている単位熱出力 当たりの炉内内蔵量に対し,原子炉熱出力3926MWを掛け合わせて計算する。

同報告書において、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する単位熱出力 当たりの炉心内蓄積量は、ウラン燃料の9×9燃料炉心を条件に、燃焼計算コードOR IGEN2コードにより算出している。事故発生直前の炉心内蓄積量を表4-5に示す。

計算にあたっては、9×9燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転 履歴を考慮している。

- ・燃焼度 : 約55000MWd/t (燃焼期間は,5サイクルの平衡炉心を想定)
- •比出力 : 26MW/t
- 初期濃縮度 : 3.8%
- ・核データライブラリ : JENDL3.2 (BWR STEP-3 VR=0%, 60GWd/t)
- b. 評価の対象とする放射性核種
 - (a) 設計基準事故時
 - イ. 原子炉冷却材喪失

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス(以下「希ガス」という。)及び放射性よう素(以下「よう素」という。)を対象とする。よう素は,有機よう素及び無機よう素を考慮する。

口. 主蒸気管破断

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる希ガス及び放射性ハロゲン等(以下「ハロゲン等」という。)を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を 考慮する。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合

(a)に加え、炉心損傷を想定していることを踏まえ、粒子状放射性物質も含めた放射 性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機(元素状)よう素及び粒子状よう 素を考慮する。 c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに,大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮 し,大気中への放出量を計算する。

(5) 建屋内の線源強度の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ば く経路①(中央制御室滞在時における建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく) 及び被ばく経路④(入退域時における建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく) の計算については,設計基準事故時においては被ばく評価手法(内規)に従い,炉心の著 しい損傷が発生した場合については審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

設計基準事故時及び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 く評価に使用する相対濃度及び相対線量は,被ばく評価手法(内規)及び「発電用原子炉 施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定,一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)」(以下「気象指針」という。)に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は, ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下 の式*1のとおり計算する。

$$\chi \swarrow Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^{T} (\chi \swarrow Q)_{i} \cdot \delta_{i}^{d}$$

ここで,

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m³)

T: 実効放出継続時間(h)

(χ/Q)_i:時刻iにおける相対濃度(s/m³)

 δ_{i}^{d} :時刻iにおいて風向が当該方位dにあるとき $\delta_{i}^{d} = 1$

:時刻iにおいて風向がほかの方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

$$(\chi \swarrow Q)_{i} = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_{i}}$$

$$\cdot \left\{ e \ge p \left(\frac{-(z-H)^{2}}{2 \cdot \Sigma_{zi}^{2}} \right) + e \ge p \left(\frac{-(z+H)^{2}}{2 \cdot \Sigma_{zi}^{2}} \right) \right\}$$

$$\Sigma_{y i} = \sqrt{\sigma_{y i}^{2} + \frac{C \cdot A}{\pi}}, \quad \Sigma_{z i} = \sqrt{\sigma_{z i}^{2} + \frac{C \cdot A}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi / Q)_{i} = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_{i}}$$

- ここで,
 - U_i :時刻iの放出源を代表する風速(m/s)
 - Σ_{yi}: :時刻iの建屋の影響を加算した濃度の水平方向(y方向)の
 拡がりのパラメータ(m)
 - Σ_{zi}: :時刻iの建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向(z方向)の
 拡がりのパラメータ(m)
 - z :評価点の高さ(m)
 - H : 放出源の高さ(m)
 - **σ**_{vi} : 時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ(m)
 - σ_{zi} :時刻iの濃度のz方向の拡がりパラメータ(m)
 - C : 建屋投影面積*2(m²)
 - A :形状係数(-)

上記のうち、気象項目(風向、風速及び σ_{yi} , σ_{zi} を求めるために必要な大気安定 度)については、「b.気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「e.建 屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f.形状係数」に示す値を用いること とし、これらは設計基準事故及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の条件であ る。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であるこ とから、個別に設定する。

σyi及びσziについては、気象指針における相関式を用いて計算する。

- 注記*1 :本被ばく評価では放射性物質の実効放出継続時間が8時間を超える場合 においても、保守的に短時間放出の場合の式を適用する。
 - *2:全ての方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。
- (b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために,空気カーマを用いた相対線量を毎 時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに,評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D \neq Q = (K_1 \neq Q) \cdot E \cdot \mu_0 \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \cdot \pi \cdot r^2}$$
$$\cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、 D/Q :評価地点 (x, y, z) における相対線量(μ Gy/Bq) (K₁/Q) :単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数*($\frac{\text{dis}\cdot\text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV}\cdot\text{Bq}\cdot\text{s}}$) E :ガンマ線の実効エネルギ(MeV/dis) μ_0 :空気に対するガンマ線の線エネルギ吸収係数(1/m) μ :空気に対するガンマ線の線減衰係数(1/m) r : (x', y', z') から (x, y, z) までの距離(m) B(μ r) :空気に対するガンマ線の再生係数(-)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha \cdot (\mu \cdot r) + \beta \cdot (\mu \cdot r)^{2} + \gamma \cdot (\mu \cdot r)^{3}$$

ただし、 μ_0 、 μ 、 α 、 β 、 γ については、0.5MeVのガンマ線に対する値*を用い、 以下のとおりとする。

 $\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3} \, (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \, (\text{m}^{-1})$

 $\alpha = 1.000, \beta = 0.4492, \gamma = 0.0038$

χ(x', y', z'): 放射性雲中の点(x', y', z') における相対濃度(s/m³)

注記*:「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(昭和51年 9月28日 原子力委員会決定,一部改訂 平成13年3月29日)」

b. 気象データ

1985年10月~1986年9月の1年間における気象データを使用する。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、過去の気象データ (設置変更許可申請時の10年間の最新気象データ(2004年4月~2013年3月)と最新10年 間の気象データ(2008年4月~2018年3月))と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。なお,すべての放出源において建屋巻 込みの影響があるものとして評価を行うため,相対濃度及び相対線量の評価点高さは, 各放出源高さと同じとする。

(a) 中央制御室内滞在時

設計基準事故時において換気設備は、通常時の外気取入ダンパを閉止し、少量外気 取り入れを実施しつつ、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環す る再循環運転(少量外気取入時)に事故発生15分後に切り替わることを前提とする。 炉心の著しい損傷が発生した場合において換気設備は、外気取入ダンパ及び排気ダン パを閉止し、事故発生3時間後から中央制御室を陽圧化する中央制御室可搬型陽圧化 空調機を起動することを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面とし て選定し、建屋巻込みの影響を受ける場合には、中央制御室が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であるので、相対濃度の評価点は中央制御室 中心を代表とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

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 室出入口までの運転員の移動経路を対象とし,入退域時の評価点は,線量結果が厳し くなるよう,設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれ の運転員の入退域時の屋外アクセスルート中において,設計基準事故時においては原 子炉建屋及びタービン建屋に近いサービス建屋入口を,炉心の著しい損傷が発生した 場合においては原子炉建屋に近いコントロール建屋入口を代表評価点とする。

設計基準事故時の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-7に示し、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図4-8に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように,事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では,建 屋の風下側における風の巻込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため,放出 点と巻込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては,建屋の影響を考慮して拡 散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては,放出点と巻込みを生じる建屋及び評価点との位 置関係について,以下の条件すべてに該当した場合,放出点から放出された放射性物質 は建屋の風下側で巻込みの影響を受け拡散し,評価点に到達するものとする。放出点か ら評価点までの距離は,保守的な評価となるように水平距離を用いる。

- (a) 放出源の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合
- (b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向nについて,放出源の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図4-9の領域An)の中にある場合

(c) 評価点が、巻込みを生じる建屋の風下にある場合

設計基準事故時の被ばく評価における想定放出源である「主排気筒」及び「燃料取替 床ブローアウトパネル」,炉心の著しい損傷が発生した場合の想定放出源である「格納容 器圧力逃がし装置配管」,「主排気筒」及び「原子炉建屋」は,上記の条件に該当するこ とから,建屋巻込みの影響があるものとして評価を行う。

各放出源の巻込みを生じる代表建屋として,放出源から最も近く,影響が最も大きい と考えられる原子炉建屋を選定する。そのため評価対象とする方位は,放出された放射 性物質が原子炉建屋の巻込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建屋の巻込み 現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位と する。具体的には,全16方位のうち以下の(a)~(c)の条件に該当する方位を選定し,す べての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が,原子炉建屋の風下側に巻き込まれるような範

囲に放出点が存在すること。

(c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

上記選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定には,評価点から原子炉建屋を 見込む方位の範囲の両端が,それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に0.5L(Lは,建屋 又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方。本評価では,代表建屋である 原子炉建屋の高さ(37.7m)が該当する。)だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には,放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが,放出点は原子炉建屋に近接し,0.5Lの拡散領域の内部にあるため,放出点が風上となる180°を対象とする。その上で,選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として,評価点から原子炉建屋+0.5Lを含む方位を対象とする。

設計基準事故時の各放出源について, 選定条件(a)~(c)の条件にすべて該当し, 評価 対象とする風向を図4-10及び図4-11に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の各放出源について, 選定条件(a)~(c)の条件にすべて該当し,評価対象とする風向を図4-12から図4-17に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため,全ての方位の投影面積の中で最小 面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図4-18に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は1/2*とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る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とき累積出現頻度97%*に当たる値を用いる。

注記*:気象指針を基に設定。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の大気拡散評価条件を表4 -6に示す。

(7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で 配分し、実効線量を評価する。

一方, 炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては, 運転員の勤務体制(5 直2交替)を想定し, 班ごとに評価期間中(事故発生から7日間)の被ばく線量を評価する。 班ごとの評価期間中の積算線量は,被ばく経路ごとに,評価期間中の中央制御室滞在及び 入退域ごとの被ばく線量を評価し,合算することで算出する。想定する勤務体系を表4-7 に示す。

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出 入口までの移動を考慮して、1回当たりの入退域時間を15分間と仮定し、線量結果が厳しく なるように、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合におけるそれぞれの運 転員の入退域時の屋外アクセスルート中において、設計基準事故時においては原子炉建屋 及びタービン建屋に近いサービス建屋入口を、炉心の著しい損傷が発生した場合において は原子炉建屋に近いコントロール建屋入口を代表評価点とし、建屋入口に15分間滞在する ものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(原子炉建屋内及びタービン建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく)

原子炉建屋内及びタービン建屋内に浮遊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運転員の実効線量は,施設の位置,建屋の配置及び形状 等から評価する。

- イ. 評価条件
- (イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

① 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出 された放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域(二次格納施 設)内に放出され、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の放射性物質は 自由空間内に均一に分布するものとする。この原子炉建屋原子炉区域(二次格 納施設)内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源と する。計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内への 放出量の計算条件は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。原子炉建屋 原子炉区域(二次格納施設)内へ放出された放射性物質に対しては、崩壊によ る減衰及び原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の非常用ガス処理系によ る除去効果を考慮する。

主蒸気管破断時においては,事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は,全量がタービン建屋から漏えいすることなく,保守的にタービン建屋(地上階以上の管理区域)内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視すること以外は、大気中への放出量の計算条件と同じとする。ここで、タービン建屋内に移行した放射性物質は、崩壊による減衰を考慮する。

② 事故後30日間の積算線源強度は、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数 のガンマ線エネルギ範囲(エネルギ群)に区分して計算する。

一方, 炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は, 次 のとおりとする。

① 炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から原子炉格納容器内に放出された 放射性物質は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内 に放出され、原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の自由空間内に均一に 分布するものとする。この原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の放射性 物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に移行した放射性物質は,原子炉 建屋原子炉区域(二次格納施設)内からの漏えい及び非常用ガス処理系による 放出によって除去される効果は考慮せず,全量が原子炉建屋原子炉区域(二次 格納施設)内に留まるものとする。

計算対象とする核種及び原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内への放出 量の計算条件は,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)からの漏えいを無視 すること以外は,大気中への放出量の計算条件と同じとし,原子炉建屋原子炉 区域(二次格納施設)内への放出量として評価事故シーケンスのソースターム 解析結果を用いる。ここで,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に移行 した放射性物質は,崩壊による減衰を考慮する。

② 原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内におけるガンマ線積算線源強度は、 原子炉建屋内の放射性物質のガンマ線エネルギを、エネルギ範囲によって区分し、24時間ごとに評価する。

ガンマ線エネルギ群構造は評価済核データライブラリJENDL-3.3^{*1}から作成した輸送計算用ライブラリMATXSLIB-J33^{*2}の42群とする。

- 注記*1 :K.Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J.Nucl.Sci.Technol., 39, 1125 (2002)
 - *2 : K.Kosako, N.Yamano, T.Fukahori, K.Shibata and A.Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", IAERI-Data/Code 2003-011 (2003)
- (口) 幾何条件

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失時の中央制御室内での被ばく評価に 係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-19に示す。 また,炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室内での被ばく評価に係る直 接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-20に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)の地上1階 以上*1とし,保守的に各階の原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)の東西南北

 \mathbb{R}^{1}

最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は,原子炉建屋原 子炉区域(二次格納施設)の最上階(地上4階)*²とする。

評価上考慮する遮蔽は、中央制御室遮蔽、二次遮蔽壁*3及び補助遮蔽*3とする。 保守的に、二次遮蔽壁及び補助遮蔽の厚さは、各階の東西南北の遮蔽ごとに、そ れぞれの最小厚さでモデル化する。

注記*1:地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

- *2 :原子炉建屋地上4階の床はコンクリート厚さが厚く,下層階からの 放射線を十分に遮蔽している。したがって,建屋天井から放射され るガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では,下層 階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため,線 源として無視できる。
- *3:6号機又は7号機の原子炉建屋の遮蔽を指す。

設計基準事故時における主蒸気管破断時の中央制御室内での被ばく評価に係る 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを図4-21に示す。

直接ガンマ線の線源範囲は、タービン建屋の管理区域の地上1階以上*4とし、保 守的に各階の管理区域の東西南北最大幅をとることとする。また、スカイシャイ ンガンマ線の線源範囲は、タービン建屋地上2階から最上階(地上3階)*5とする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮し、タービン建屋はタービン建屋外壁*6を 遮蔽として考慮する。保守的に、タービン建屋外壁の厚さは、各階の東西南北の 遮蔽ごとに、それぞれの最小厚さでモデル化する。

なお,中央制御室遮蔽,二次遮蔽壁,補助遮蔽及びタービン建屋外壁は鉄筋コ ンクリートであるが,評価上コンクリートのみとする。

また,線源としてより厳しい炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で考慮する壁は,公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値とする。

注記*4 :地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため十分無視できる。

- *5 :タービン建屋地上2階の床はコンクリート厚さが厚く,下層階から の放射線を十分に遮蔽できるため,建屋天井から放射されるガンマ 線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価にあたっては,下層 階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分無視できる。
- *6:6号機又は7号機のタービン建屋の遮蔽を指す。
- (ハ) 評価点

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時における室内作業時の評価点は,線量結果が厳しくなるよう,原子炉建屋に最も近接する図4-19に示す位置とした。

また,設計基準事故時の主蒸気管破断時における室内作業時の評価点は,線量 結果が厳しくなるよう,線源領域であるタービン建屋に近接する図4-21に示す 位置とした。

設計基準事故時の原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の評価点高さは,直 接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価ともに,天井高さとする。 炉心の著しい損傷が発生した場合の室内作業時の評価点は、線量結果が厳しく なるよう、原子炉建屋に最も近接する図4-20に示す位置とする。評価点高さは、 直接ガンマ線の評価は床から1.5m*とし、スカイシャインガンマ線は天井高さと する。

- 注記* : 日本人の成人男性の平均身長約1.7m及び成人女性の平均身長約1.6m に対して,胸部~腹部の高さとして設定。以降,評価点高さ「床か ら1.5m」は同様の考え方。
- (ニ) 解析コード
 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は、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いる。
- (b) 被ばく経路②(クラウドシャインガンマ線)

大気中に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運転員の外 部被ばくは,放射性物質の放出量,大気拡散の効果及び中央制御室遮蔽によるガンマ 線の遮蔽効果を考慮し,以下により計算する。

- イ. 線量計算
- (イ) 原子炉冷却材喪失時

原子炉冷却材喪失時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室 内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$\mathbf{H}_{\gamma} = \int_{0}^{T} \mathbf{K} \cdot \mathbf{D} \neq \mathbf{Q} \cdot \mathbf{Q}_{\gamma} (\mathbf{t}) \cdot \mathbf{F} \, \mathbf{d} \, \mathbf{t}$$

ここで,

- H_y:時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく(Sv)
- K:空気カーマから実効線量への換算係数(1Sv/Gy)*
- D/Q :相対線量(Gy/Bq)
- Q_y(t):時刻tにおける大気への放射能放出率(Bq/s) (ガンマ線実効エネルギ0.5MeV換算値)
- F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率(-)
- T :計算対象期間(s)
- 注記* : 「「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年 8月30日 原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂」に基 づき設定。以降,空気カーマから実効線量への換算係数は同様の設 定。
- (口) 主蒸気管破断時

主蒸気管破断時の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作 業時の実効線量は、以下により評価する。

① 主蒸気隔離弁閉止前

主蒸気隔離弁閉止前は,破断口から放出された蒸気雲が中央制御室外側を通 過する間の被ばくを考慮するものとし,以下により評価する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma 1}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot \frac{\alpha}{2}}) \cdot F$$

ここで,

Q_{γ1}:主蒸気隔離弁閉止前の半球状雲中の放射性物質量(Bq)

(ガンマ線実効エネルギ0.5MeV換算値)

- V : 半球状雲の体積(m³)
- E_v : ガンマ線エネルギ(0.5MeV)
- α : 半球状雲の直径(m)
- u : 半球状雲の移動の評価のための風速 (1m/s)
- μ : 空気に対するガンマ線のエネルギ吸収係数 (3.84×10⁻³m⁻¹)
- F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率(-)
- ② 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後の大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御 室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D \neq Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F d t$$

ここで,

- H_{y2}: 時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による
 外部被ばく線量(Sv)
- K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)
- D/Q :相対線量(Gy/Bq)
- Q_{y2}(t) :時刻tにおける大気への放射能放出率(Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギ0.5MeV換算値)

F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率(-)

T :計算対象期間(s)

(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合

Σ

炉心の著しい損傷が発生した場合のクラウドシャインガンマ線による中央制御 室内滞在時の実効線量は,以下の式を用いて評価する。

$$H = \sum_{k} \int_{0}^{T} h_{k}(t) dt$$

$$h_{k}(t) = K \cdot D \neq Q \cdot q_{k}(t) \cdot \sum_{\gamma} p_{k\gamma} \cdot B_{\gamma} \cdot exp(-\mu_{\gamma} \cdot X)$$

$$\Xi \subset C,$$

H : クラウドシャインガンマ線による実効線量(Sv)

- h_k(t):核種kからのガンマ線による単位時間当たりの実効線量(Sv/s)
- K :空気カーマから実効線量への換算係数(K=1Sv/Gy)
- D/Q :相対線量(Gy/Bq)
- q_k(t):時刻tにおける核種kの大気中への放出率(Bq/s) (ガンマ線エネルギ0.5MeV換算値)
- $p_{k\gamma}$:核種kが放出するphotonのうち,エネルギ γ のphotonの割合*1(-)
- B_{γ} : エネルギ γ のphotonの遮蔽体に対するビルドアップ係数^{*2}(-)
- μ_γ : エネルギ γ のphotonの遮蔽体に対する線減衰係数*²(1/m)
- X : 遮蔽体厚さ(m)
- T :評価期間(s)
- 注記*1 : 核種kが放出するphotonのうち, エネルギッのphotonの割合は, ベー タ線放出核種の水中における制動放射を考慮したORIGEN2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値から求める。また, ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造 (18群) はMATXSLIB-J33 (42群) に 変換し, 変換方法は,「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物 輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009年9月 社団法人 日本原子力学会)の『附属書H (参考) 遮へい設計におけるエネルギ 一群構造の取扱い (図H.2)』の方法を用いる。
 - *2 : 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」(公益財団法 人 原子力安全技術センター)に記載されている値を内挿すること により求める。
- (c) 被ばく経路③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(中央制御室内に取り 込まれた放射性物質による被ばく)

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は,中央制御室内に取り込まれ, 中央制御室内に滞在している運転員の被ばくをもたらす。中央制御室内へ外気から取 り込まれた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による 内部被ばく線量は以下により評価する。なお,炉心の著しい損傷が発生した場合の評 価点は中央制御室待避室内とする。

- イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算
- (イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては,以下の式を用いて,中央 制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。なお,室内雰囲気中での放射性 物質は一様混合し,室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。

i. 設計基準事故時

$$\frac{d \left(\mathbf{V} \cdot \mathbf{C}_{i} \left(\mathbf{t} \right) \right)}{d \mathbf{t}} = (1 - \eta) \cdot \mathbf{C}_{i}^{O}(\mathbf{t}) \cdot \mathbf{f}_{1} + \mathbf{C}_{i}^{O}(\mathbf{t}) \cdot \mathbf{f}_{2}$$
$$- \mathbf{C}_{i}(\mathbf{t}) \cdot (\mathbf{f}_{1} + \mathbf{f}_{2} + \eta \cdot \mathbf{F}_{F}) - \lambda_{i} \cdot \mathbf{V} \cdot \mathbf{C}_{i}(\mathbf{t})$$

ここで,

- V : 中央制御室内バウンダリ体積(m³)
- C_i(t):時刻tにおける中央制御室内の核種iの濃度(Bq/m³)
- η : チャコールフィルタの除去効率(-)
- C^O_i(t):時刻tにおける中央制御室換気系給気口の核種iの濃度(Bq/m³)

$$C_{i}^{O}(t) = Q_{i}(t) \cdot \chi / Q$$

- Q_i(t):時刻tにおける大気への核種iの放出率(Bq/s)
- χ/Q :相対濃度(s/m³)
- f₁:中央制御室への外気取込量(m³/s)
- f₂ : 中央制御室への外気リークイン量(m³/s)
- **F**_F : 再循環フィルタを通る流量(m³/s)
- λ_i :核種iの崩壊定数(s⁻¹)
- ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は,中央制御室可搬型陽圧化空調機 及び中央制御室待避室陽圧化装置を考慮し,以下の①,②に示す式を用いて評 価する。なお,中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は,中央制御室待避室 陽圧化装置による陽圧化が終了した直後に,中央制御室内の放射性物質の濃度 と同一になるものとする。

① 中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施していない期間

$${\rm m_{_{0\,k}}}\,(\,t\,)\,{=}\,{\rm m_{_{1\,k}}}\,(\,t\,)$$

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{d M_{1k}(t)}{d t} = -\lambda_{k} \cdot M_{1k}(t) - \frac{G_{1}}{V_{1}} \cdot M_{1k}(t) - \frac{\alpha}{V_{1}} \cdot M_{1k}(t) + (1 - E_{k}) \cdot G_{1} \cdot S_{k}(t) + \alpha \cdot S_{k}(t)$$

$$S_{k}(t) = (\chi / Q) \cdot Q_{k}(t)$$

ここで,

m_{0k}(t):時刻tにおける核種kの中央制御室待避室内の 放射能濃度(Bq/m³)

- m_{1k}(t):時刻tにおける核種kの中央制御室内の放射能濃度(Bq/m³)
- M_{1k}(t):時刻tにおける核種kの中央制御室内の放射能量(Bq)
- V₁ : 中央制御室バウンダリ体積(m³)

- λ_k:核種kの崩壊定数(1/s)
- G₁:中央制御室可搬型陽圧化空調機の風量(m³/s)
- E_k:中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタの除去効率(-)
- S_k(t) :時刻tにおける核種kの外気の放射能濃度(Bq/m³)
- α : 中央制御室への外気リークイン量(m³/s)
- χ/Q :相対濃度(s/m³)
- Q_k(t) :時刻tにおける核種kの放出率(Bq/s)
- ・中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施する期間

$$m_{0k}(t) = \frac{M_{0k}(t)}{V_{0}}$$

$$\frac{d M_{0k}(t)}{d t} = -\lambda_{k} \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_{0}}{V_{0}} \cdot M_{0k}(t)$$

ここで,

m _{0k} (t)	:時刻tにおける核種kの中央制御室待避室内の
	放射能濃度(Bq/m³)

- M_{0k}(t):時刻tにおける核種kの中央制御室待避室内の放射能量(Bq)
- V₀:中央制御室待避室バウンダリ体積(m³)

λ_k:核種kの崩壊定数(1/s)

- G₀:中央制御室待避室陽圧化装置の空気供給量(m³/s)
- (ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては,原子炉区域換気空調系排気放射能高又は燃料 取替エリア排気放射能高の信号で,中央制御室の通常時換気系の外気取入ダンパ が閉止され,フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室再循環送風機が 起動する設計となっており,事故後運転員による外気取り入れモード操作により 外気取入ダンパが開き,フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

一方,主蒸気管破断時においては,事故後運転員が手動で中央制御室の通常時 換気系の外気取入ダンパを閉止し,中央制御室再循環送風機を起動する。

以上より,中央制御室は,事故後速やかに隔離が可能であるが,設計基準事故 時の被ばく評価上は,保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し,隔離操作に 要する時間を十分に見込んだ後に,中央制御室換気系(再循環運転(少量外気取 入時))が作動するものと仮定する。中央制御室換気系(再循環運転(少量外気取 入時))作動開始時間は,運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間 的余裕(10分)を見込んで事故発生後15分とし,その間は通常時換気系により外 気を取り込むものと仮定する。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては,中央制御室を中央制御室可搬型 陽圧化空調機により陽圧化することで,取り入れる空気に含まれる放射性物質を フィルタで低減し,かつ,中央制御室への外気の流入を防止することが可能な設 計を評価で考慮する。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、上部中央制御室、下部中央制御室等の中央制御 室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、中央制御室内の放射性物 質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて20800m³と する*。また、中央制御室待避室バウンダリ体積は、中央制御室待避室陽圧化装置 の処理対象となる区画の体積を基に、保守的に切り上げて100m³とする*。バウン ダリ体積を図4-22に示す。

- 注記*: 設計基準事故時の評価においてバウンダリ体積が増加すると、中央 制御室へのインリーク量(流量換算)が増加するのに対し、再循環 流量は一定のため、室内の放射性物質がフィルタで除去されにくく なり、評価上保守的となる。炉心の著しい損傷が発生した場合にお ける室内に取り込まれた放射性物質からの影響は、中央制御室可搬 型陽圧化空調機のフィルタで除去されない希ガスによる影響が大き く、バウンダリ体積が大きくなるほど室内に浮遊するガンマ線によ る外部被ばくの影響が大きくなるため、評価上保守的となる。
- (ニ) フィルタ除去効率
 - i. 設計基準事故時

中央制御室再循環フィルタ装置のよう素フィルタの効率は,設計値を基に90% とする。

- ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合
 - (i) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの効率は,設計値を基 に99.9%とする。
 - (ii) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの効率は,設計値を基 に99.9%とする。
- (ホ) 設計基準事故時における中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ流量 中央制御室再循環送風機の起動により,流量は設計上期待できる値として6号 機で7500m³/h,7号機で6000m³/hとする。
- (へ) 空気流入量

中央制御室へのインリーク量は、換気率換算で設計上期待できる値として0.5 回/hとする。ただし、中央制御室を陽圧化している期間は、中央制御室へのイン リークはないものとする。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表4-8に示す。

口. 線量計算

中央制御室内の放射能濃度により,以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく 線量を計算する。

RI

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、体積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。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実効線量は、次式で計算する。評価に当たり想定した評価モデルを図4-23に示す。

$$H_{\gamma} = \int_{0}^{T} 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma} (t) \cdot (1 - e^{-\mu \cdot r}) dt$$

ここで,

E_γ : ガンマ線エネルギ (0.5MeV)

(ガンマ線実効エネルギ0.5MeV換算値)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギ吸収係数 (3.84×10⁻³m⁻¹)

$$\mathbf{r} = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot \mathbf{V}}{2 \cdot \pi}}$$

- V: ガンマ線による全身に対する外部被ばく線量評価時の
 自由体積(m³)
- T :評価期間(s)

なお,設計基準事故時の主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放 出された放射性物質による被ばく評価モデルは,蒸気雲が中央制御室換気系給気 口付近を風速1m/sの速度で通過する間,中央制御室換気系を通して蒸気雲中の放 射性物質を直接中央制御室内に取り込むものと仮定し,この取り込み空気による 被ばくを考慮する。この際,破断口から放出された蒸気雲が中央制御室換気系給 気口付近まで移動する際の放射性物質の減衰は保守的に無視するものとする。

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは, 次式で計算する。なお,マスクの着用は考慮しない。

$$\mathbf{H}_{\mathrm{I}} = \int_{0}^{\mathrm{T}} \mathbf{R} \cdot \mathbf{H}_{\infty} \cdot \mathbf{C}_{\mathrm{I}}(\mathbf{t}) \, \mathrm{d} \mathbf{t}$$

ここで,

H₁:よう素の内部被ばくによる実効線量(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)

- H_∞ :よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の成人の実効線量
 (2.0×10⁻⁸Sv/Bq)
- C_I(t):時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度(Bq/m³)

(I-131等価量-成人実効線量係数換算)

T :評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内の放射性物質の吸入に よる内部被ばくは,次式で計算する。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する。

$$H = \sum_{k} \int_{0}^{T} R \cdot H_{k} \cdot C_{k}(t) dt \cdot \frac{1}{PF}$$

ここで,

H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)

R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)

H_k:核種kの吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)

- C_k(t):時刻tにおける核種kの室内の放射能濃度(Bq/m³)
- T :評価期間(s)
- PF :マスクの防護係数(-)
- b. 入退域時の被ばく
- (a) 被ばく経路④

入退域時における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 マ線による外部被ばくの評価方法は、「被ばく経路①建屋内の放射性物質からのガン マ線による被ばく(原子炉建屋及びタービン建屋内の放射性物質からのガンマ線によ る被ばく)」と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、中央制御室遮蔽 のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

設計基準事故時の評価では,評価点をサービス建屋入口とし,評価点高さは地上2mの位置とする。また,炉心の著しい損傷が発生した場合の評価では,評価点をコントロール建屋入口とし,評価点高さは地上1.5mの位置とする。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ放出された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による内部被ばくは,放射性物質の放出量,大気拡散の効果等 から,以下により計算する。なお,入退域時は屋外を移動するため,中央制御室遮蔽 のガンマ線の遮蔽効果を考慮せず,評価点は,設計基準事故時の評価ではサービス建 屋入口,炉心の著しい損傷が発生した場合の評価ではコントロール建屋とする。

- イ. 線量計算
 - (イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは,以下により計算する。

$$\mathbf{H}_{\gamma} = \int_{0}^{T} \mathbf{K} \cdot \mathbf{D} \neq \mathbf{Q} \cdot \mathbf{Q}_{\gamma} (\mathbf{t}) \, \mathbf{d} \, \mathbf{t}$$

ここで,

H, :時刻Tまでの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく

線量(Sv)

- K :空気カーマから実効線量への換算係数(1Sv/Gy)
- D/Q :相対線量(Gy/Bq)
- Q_γ(t):時刻tにおける大気への放射能放出率(Bq/s)

(ガンマ線実効エネルギ0.5MeV換算値)

- T :評価期間(s)
- (ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

設計基準事故時における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ば くは、次式で計算する。なお、マスクの着用は考慮しない。

$$H_{I} = \int_{0}^{T} R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_{I}(t) dt$$

ここで,

H₁:時刻Tまでの放射性物質の吸入による内部被ばく(Sv)

- H_∞ :よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の成人の実効線量
 (2.0×10⁻⁸Sv/Bq)
- χ/Q :相対濃度(s/m³)
- Q₁(t):時刻tにおける大気への放射性物質の放出率(Bq/s)

(I-131等価量-成人実効線量係数換算)

T :評価期間(s)

炉心の著しい損傷が発生した場合における大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。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する。

$$H = \sum_{k} \int_{0}^{T} \mathbf{R} \cdot \mathbf{H}_{k} \cdot \chi / \mathbf{Q} \cdot \mathbf{Q}_{k} (t) dt \cdot \frac{1}{\mathbf{P} \mathbf{F}}$$

ここで,

- H : 放射性物質の吸入による内部被ばく線量(Sv)
- R : 呼吸率(m³/s) (成人活動時の呼吸率1.2m³/h)
- H_k:核種kの吸入摂取時の実効線量への換算係数(Sv/Bq)
- χ/Q :相対濃度(s/m³)
- $Q_k(t)$:時刻tにおける核種kの大気への放射能放出率(Bq/s)
- T :評価期間(s)
- PF : マスクの防護係数(-)

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合共通の線量計算条件を表4 -9に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し,居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvと比較する。

4.1.2 評価条件及び評価結果

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通の条件は,「4.1.1 評価方針」に示すとおりであるが,各々の評価事象の選定等に起因して,大気中への放射 性物質の放出過程,中央制御室内の滞在期間及び中央制御室換気空調設備の起動時間等の 条件が異なる。

したがって,設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合において,それぞれ 共通条件に加えて個別の条件を考慮して,線量を評価する。

4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損 傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

- (1) 大気中への放出量の評価
 - a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図4-24及び図4-25に示す。放射性物質の大気中 への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102%(熱出力4005MW)で十分長時間(2000日)運転していたものとする。
- (b) 事故発生後,原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は,炉心内蓄積量に対して希ガス100%,よう素50%の割合とする。
- (c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち,有機よう素は10%とし,残りの90%は 無機よう素とする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち,無機よう素は,50%が原子炉格納容器 内及び同容器内の機器等に沈着し,原子炉格納容器から漏えいしないものとする。有 機よう素及び希ガスについてはこの効果を無視するものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッションチェンバのプール水に無機よう素が溶解す る効果は、分配係数(気相濃度と液相濃度の比)で100とする。有機よう素及び希ガス についてはこの効果を無視するものとする。
- (f) 原子炉格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。
- (g) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。 原子炉建屋内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。なお、非常用ガス処理系は、事故発生後、瞬時に起動する ものとする。
- (h) 原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉 格納容器の設計漏えい率並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度に対応した漏えい率 に余裕を見込んで次のように仮定する。

事故後0~1時間:0.6%/日 事故後1時間~30日:0.3%/日

R1

なお,非常用炉心冷却系により原子炉格納容器外へ導かれたサプレッションチェン バのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は,原子炉格納容器内気相部からの 漏えいによる放出量に比べて十分小さく,有意な寄与はないため,その評価を省略す る。

- (i) 非常用ガス処理系フィルタ装置の設計よう素除去効率は,99.99%以上であるが,こ こでは余裕をとり、よう素の除去効率を99%とする。
- (j) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値(0.5回/d)とする。
- (k) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は,非常用ガス処理系で 処理された後,主排気筒から大気中へ放出されるものとする。
- b. 主蒸気管破断

希ガス及びハロゲン等の大気放出過程を図4-26及び図4-27に示す。放出経路における放射性物質の移行に関する条件を以下に示す。

(a) 主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は,事故解 析により得られた次の値を使用する。

蒸気:1.6×10⁴kg

水: 2.4×10⁴kg

- (b) 液相として放出される冷却材中に含まれるハロゲン等の濃度は,運転上許容される I-131の最大濃度である1.3×10³Bq/gに相当するものとし,その組成を拡散組成とする。 また,気相として放出される冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は,液相中の濃度の 1/50とする。
- (c) 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、I-131については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んで7.4×10¹³Bqが冷却材中へ放出されるものとする。追加放出されるその他の放射性物質についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては、よう素の2倍の放出があるものとする。
- (d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出されるものとする。
- (e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出に関しては,主蒸気隔離 弁閉止直後にこれらのすべての放射性物質が原子炉冷却材中に放出されるものとする。
- (f) 主蒸気隔離弁閉止後の主蒸気系からの漏えいは、120%/dの漏えい率で事故評価期間 中一定と仮定する。
- (g) 主蒸気隔離弁閉止後,主蒸気逃がし安全弁等を通じて崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバのプール水中に移行するものとし,その蒸気流量は原子炉圧力容器気 相体積の100倍/dとする。この蒸気に含まれる放射性物質は被ばくには寄与しないものとする。
- (h) 燃料棒から追加放出される放射性物質のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部へ移行 するものと考える。放出されたよう素のうち、有機よう素の割合は10%とし、残りの90% は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部へ移行するものとする。有 機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリ

 \mathbb{R}^{1}

ーオーバーされる割合は2%とする。

(i) 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は,完全蒸発し,同時に放出さ れた放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。

主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした放射性物質は、大気中に地上放散されるものとする。

なお、タービン建屋内で、床、壁等に沈着することによる除去効果は考慮しない。

大気中への放出量評価条件の詳細について、表4-10及び表4-11に示す。 また、これらの条件による大気中への放出量評価結果を表4-12に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 原子炉冷却材喪失時
 - (a) 実効放出継続時間は、希ガスについてガンマ線エネルギ0.5MeV換算値及びよう素についてI-131等価量(成人実効線量係数換算)について計算した結果より、30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として、希ガス110時間、よう素340時間とする。
 - (b) すべての放射性物質は、非常用ガス処理系によって、主排気筒から放出されるとする。放出源高さは、主排気筒高さである地上73mとする。なお、放出源高さは放出エネルギによる影響は考慮しない。
- b. 主蒸気管破断時
 - (a) 実効放出継続時間は、希ガス及びハロゲン等についてガンマ線エネルギ0.5MeV換算 値及びよう素についてI-131等価量(成人実効線量係数換算)について計算した結果より、30日間の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として、希 ガス及びハロゲン等1時間、よう素20時間とする。
 - (b) すべての放射性物質は、燃料取替床ブローアウトパネル*から放出されるとする。放 出源高さは、保守的に地上0mとする。
 - 注記* : 評価結果が保守的となるよう,評価点に最も近い燃料取替床ブローアウ トパネルを選定。

大気拡散評価条件の詳細について、表4-13に示す。

また、これらの条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-14及び表4-15に示す。

(3) 線量評価

運転員の勤務形態としては5直2交替を仮定し,運転員一人当たりの評価期間中の平均的 な実効線量を評価する。直交替を考慮した場合の線量は,被ばく評価期間中の運転員一人 当たりの平均的な線量として評価する。

直交替を考慮した場合の具体的な計算方法は、以下による。運転員交替考慮条件を表4-

16に示す。

中央制御室内での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の室内作業時の実効線量は、中央制御室内に30日間連続滞在した場合の線量を求め、その値に直交替による滞在時間割合を掛け合わせることにより計算する。ただし、被ばく評価手法(内規)に基づき、主蒸気管破断時の主蒸気隔離弁閉止前に放出される半球状雲による線量(クラウドシャインガンマ線及び室内に取り込まれた放射性物質による被ばく)は、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質に起因するため、滞在時間割合を掛け合わせない。

30日間の積算線量×直交替による滞在時間割合*1

- 注記*1 : 実際の交替勤務(5直2交替)の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合 (約0.275926)を使用する。
- ② 入退域での被ばく評価方法

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、サービス建屋出入口に30日間連続滞 在した場合の線量を求め、その値に入退域所要時間割合を掛け合わせることにより計算 する。

なお,被ばく評価手法(内規)に基づき,事故発生直後の短時間に集中して放出され る放射性物質(主蒸気管破断時の半球状雲)による線量については,入退域時の線量と しては評価しない。

30日間の積算線量×入退域所要時間割合*2

- 注記*2 : 実際の交替勤務(5直2交替)の30日間勤務での最大勤務直の滞在時間割合 (約0.01111)を使用する。
- a. 中央制御室内での被ばく
 - (a) 被ばく経路① 建屋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外部被 ばく

原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ 線の評価に使用する線源強度を表4-17及び表4-18に示す。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく クラウドシャインガンマ線による外部被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽による コンクリート減衰率(F)は、以下のとおりとする。

コンクリート厚さの減衰率は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」 のデータ集である「放射線施設の遮蔽計算実務(放射線)データ集 2015」(公益財団 法人原子力安全技術センター)に記載されている光子に対する普通コンクリートの質 量減衰係数と、光子の点等方線源に対するコンクリートの実効線量ビルドアップ係数 を、それぞれ内挿したものを用いて算出する。

中央制御室遮蔽での減衰効果は、以下の条件により求める。

項目	数值
コンクリート厚さ	
コンクリート密度	$2.15 \mathrm{g/cm^3}$
ガンマ線エネルギ	1.5MeV

これらより,被ばく評価に使用する中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率は,F=約 2.9×10⁻²とする。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気系 設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-19に 示す。また、中央制御室換気空調系の運転モードを図4-28に示す。事故時運転モード は、再循環運転(少量外気取入時)を想定する。

- イ. 事故時運転への切り替えは、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室換気系(事故時外気取入モード)が作動するものと仮定する。中央制御室換気系(再循環運転(少量外気取入時)) 作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕(10分)を見込んで事故発生後15分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。
- ロ. 「3.4 資機材,要員の交替等」に示すとおり、事故の状況に応じて全面マスク等 を着用することとしているが、設計基準事故時においては、保守的に評価期間中マ スク着用は行わないものとして評価する。
- b. 入退域時の被ばく
 - (a) 被ばく経路④ 建屋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外部被 ばく

評価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評価手法は,被ばく経路①と同様であ るが,入退域時は屋外を移動するため,中央制御室遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮 しない。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線による入退域時の外部被ばくの評価手法は,被ばく経路 ②と同様であるが,入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため,中央制御室遮蔽を

⁽c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく 評価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希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう 素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。
含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。また,放射性物質の吸入による内 部被ばく評価手法は,被ばく経路③と同様であるが,入退域時は中央制御室外を移動 するため,大気中の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを計算する。

(4) 被ばく評価結果

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を表4-20及び表4-21に示す。被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失時において最大約22mSv,主蒸気管破断時において最大約0.58mSvであり、居住性に係る被ばく評価の判断基準100mSvを超えない。

	事故時における中央制御室の				
	運転員の実効線量(mSv)				
万伐	原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断			
	(仮想事故)	(仮想事故)			
6号機	約13 約0.40				
7号機	約22	約0.58			

4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価

炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価においては,設計基準事故時及 び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて,以下の条件を考慮す る。

(1) 大気中への放出量の評価

大気中に放出される放射性物質の量は,審査ガイドに従い設定する。放射性物質の大気 放出過程を図4-29~図4-32に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を 表4-22に示す。また,各放出源からの放出時間帯を示すタイムチャートを図4-33に示す。

a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として,4.1.1(2)項の想定事象で示した事 故シーケンス「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系統の機能及び全交流動力電源が喪失し たシーケンス」を想定し,原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉格納容 器からベントラインへの放出を考慮して実施したMAAP解析結果を使用する。有効性 評価のMAAP解析結果の格納容器内圧力及び温度の変化を図4-34及び図4-35に示す。

被ばく評価においては、本評価から得られるMAAP解析結果の、原子炉格納容器への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドに対してNUREG-1465^{*1}の知見を適用して使用する^{*2}。

- 注記*1 :NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants",1995
 - *2:それぞれの割合は、停止時炉内内蔵量に対する割合。
- b. よう素の化学形態
 - よう素の化学形態は、下記を使用する。

	よう素の化学形態*3
有機よう素	4%
無機よう素	91%
粒子状よう素	5%

注記*3 :R.G.1.195"Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors"

c. 原子炉格納容器内での自然沈着

CSE実験*4及びStandard Review Plan 6.5.2*5に基づき,無機よう素の原子炉格納容 器内での自然沈着率を9×10⁻⁴(1/s)と設定し,カットオフDF200後は自然沈着の効果を 見込まない評価とする。本事故シーケンスでは,原子炉格納容器内の無機よう素の存在 量が1/200になる時間は,事故後約5.4時間となるため,約5.4時間までは自然沈着率9× 10⁻⁴(1/s)を適用し,それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

- 注記*4 :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", Nuclear Technology, Vol.10, p.499-519, April 1971
 - *5 : Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- d. サプレッションチェンバのプール水による除去

サプレッションチェンバのプール水による無機よう素の除染係数は,NUREG-0800*6を 参考としてDF=10を仮定する。

注記*6 :NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", Rev.1, 3/2007.

秋世(□0, 0)()/11E() 頁○ ()/(////(/)(0)) 18					
	除染係数				
エアロゾル	1000				
無機よう素	1000				
有機よう素	50				

e. 格納容器圧力逃がし装置による除去性能

格納容器圧力逃がし装置による放射性物質の除染係数は、下記を使用する。

上記により評価した,原子炉建屋から大気中への放出量及び格納容器圧力逃がし装置を 経由した放出量を表4-23に示す。

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は,評価結果が厳しくなるように,全放出源,全核種で1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、非常用ガス処理系からの放出時は主排気筒 高さ、格納容器圧力逃がし装置からの放出時は排気口高さ、原子炉建屋漏えい時は地上 とする。なお、放出源高さは放出エネルギによる影響は考慮しない。 大気拡散評価条件の詳細について、表4-24に示す。 また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表4-25に示す。
- (3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直2交替とし、班ごとに評価期間中(事故発生から7日間)の 被ばく線量を評価する。班ごとの評価期間中の積算線量は、被ばく経路ごとに、評価期間 中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評価し、合算することで算出する。想 定する勤務体系を表4-7に示す。

- a. 中央制御室内での被ばく
- (a) 被ばく経路① 建屋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外部被 ばく
 - イ. 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の
 評価に使用する線源強度を表4-26に示す。
 - ロ. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
 - (イ) 評価の概要

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は,希 ガス類を除き,格納容器圧力逃がし装置内に取り込まれ線源となる。格納容器圧 力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは,格納容器圧力 逃がし装置内の放射性物質の線源強度,施設の位置,遮蔽構造等から評価する。

(ロ) 線源の選定

線源として「よう素フィルタ」を選定し、当該線源からのスカイシャインガン マ線による外部被ばくを評価する*。

- 注記* : 格納容器圧力逃がし装置において,よう素フィルタ以外に考えられ る線源として,フィルタ装置(スクラバ水),金属フィルタ,フィル タ装置入口配管,ドレン配管及びpH計装配管が存在するが,よう素 フィルタからの影響と比較し影響が軽微であることから評価対象外 とする。また,よう素フィルタからの直接ガンマ線は,フィルタベ ント遮蔽壁の十分厚い遮蔽によって影響が低減されることから評価 対象外とする。
- (ハ) 線源強度
 - i. 格納容器ベント開始直後におけるよう素フィルタの体積線源の線源強度 (photons/s)を表4-27に示す。
 - ii. よう素フィルタ内での放射性物質の崩壊を考慮する。
 - iii. 評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素*及び有機よう

素の総量が、格納容器ベント直後によう素フィルタ内に移行するものとする。

- 注記* : 無機よう素はフィルタ装置(スクラバ水)で大部分が除去される ためよう素フィルタにはほとんど移行しないものと考えられるが, 保守的に無機よう素も取り込まれると想定する。
- iv. 停止時炉内内蔵量に対する格納容器圧力逃がし装置への流入割合の計算条件 は、大気中への放出量の計算条件と同じとし、評価事故シーケンスのソースタ ーム解析結果を用いる。
- v. スカイシャインガンマ線の評価で用いる点線源の線源強度は、よう素フィル タによる自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価する。
 - ① QAD-CGGP2Rコードを用いて、図4-36に示す形状のよう素フィ ルタの体積線源から500m上空の直接ガンマ線の線量を計算する。
 - ② QAD-CGGP2Rコードを用いて、①の線量を再現する点線源の線源 強度を計算する。
- vi. ガンマ線線源強度は、よう素フィルタ内の放射性物質のガンマ線エネルギを、 エネルギ範囲によって区分して計算する。
- (ニ) 評価モデル
 - i. 評価モデルを図4-37及び図4-38に示す。各号機において、よう素フィルタ 本体2基をそれぞれ点線源とし、各よう素フィルタの中心位置に点線源を設定 する。また、点線源の高さは、よう素フィルタ上端高さより保守的に高い位置 に設定する。
 - ii. 評価上考慮する遮蔽は中央制御室遮蔽,フィルタベント遮蔽壁とする。中央 制御室を囲む遮蔽モデルは,球体モデルとする。また,フィルタベント遮蔽壁 は,点線源に対して図4-38に示す位置関係でモデル化し遮蔽効果を考慮する。
- (ホ) 評価点
 - i. 評価点の位置を図4-39に示す。評価点は、中央制御室内でよう素フィルタ寄りの位置とする。
 - ii. 評価点高さは、点線源と同じ高さとする。
- (へ) 解析コード
 解析コードは、QAD-CGGP2Rコード及びG33-GP2Rコードを用いる。
- (b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (クラウドシャインガンマ線)

中央制御室遮蔽厚さ(コンクリート)*)における減衰率は,「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されているエネルギッのphotonの遮蔽体に対するビルドアップ係数及び線減衰係数を用いて算出し,「4.1.1(7)a. (b) 被ばく経路②(クラウドシャインガンマ線)」の「(ハ) 炉心の著しい損傷が発生した場合」の評価式で考慮する。遮蔽モデルを図4-40に示す。 注記* : 公称値からのマイナス側許容差(-5mm)を考慮した遮蔽厚さ。 (c) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (グランドシャインガンマ線)

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(グランドシャイン) による、中央制御室内での運転員の実効線量は、評価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、地表沈着効果及び中央制御室遮蔽による減衰効果を考 慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$\frac{d S_{o}^{i}(t)}{d t} = -\lambda_{i} \cdot S_{o}^{i}(t) + V_{G} \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_{i}(t)$$

ここで,

Sⁱ_o(t):時刻tにおける核種iの地表面沈着濃度(Bq/m²)

V_G : 沈着速度(m/s)

.

- χ/Q :相対濃度(s/m³)
- f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1.0)
- Q_i(t):時刻tにおける核種iの大気への放出率(Bq/s)
- λ_i :核種iの崩壊定数(s⁻¹)
- (ロ) 地表面への沈着速度

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。地表面への沈着速度の条件を表4 -28に示す。

沈着速度は、有機よう素はNRPB-R322*1を参考として0.001cm/s,有機よう素以 外はNUREG/CR-4551*2を参考として0.3cm/sと設定し、湿性沈着を考慮した沈着速 度は、線量目標値評価指針の記載(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大き い値となる。)を参考に、保守的に乾性沈着速度の4倍として、有機よう素は 0.004cm/s,有機よう素以外は1.2cm/sを設定する。

- 注記*1 :NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99
 - *2 : J.L. Sprung等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part7, 1990
- 口. 線量計算
- (イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に,大気中へ放出され建屋屋上に沈着した放 射性物質と地表面に沈着した放射性物質を線源とし,線源は建屋屋上及び地表面 に均一分布しているものとする。

なお,評価に使用する積算線源強度は表4-29に示すように,24時間ごとに求める。

 \mathbb{R}^{1}

(口) 幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図4-41に示す。グランドシャインの線源は、コ ントロール建屋の屋上と地表面に沈着した放射性物質である。地表面の線源の大 きさは半径500m*とする。この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面とみ なし、ほかの領域と同様に線源領域とする。また、コントロール建屋周りの地表 の高さは場所により異なるが、コントロール建屋周りの線源の高さを保守的に評 価点高さと同一として評価する。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差(-5mm) を引いた値とする。

- 注記* : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の 検討」において評価対象から400m離れた位置の線源が及ぼす影響度 は1%以下である。これより,評価点から半径500mまで線源領域とし, グランドシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の 線源領域として半径500mを設定した。
- (ハ) 評価点

評価点は、図4-41に示したとおり、屋上沈着線源と地表面沈着線源に対して、 それぞれより多くの線源と距離が近い位置を評価点として設定する。評価点高さ は床面から1.5mとする。

- (二) 解析コード グランドシャインは、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。
- (d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
 - イ. 中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価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 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実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気 系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表4-30に示す。また、空調運用タイムチャートを図4-33に示す。

- (イ) 中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時間は,可搬設備の設置に要する時間遅 れ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3時間 を起動遅れ時間として考慮し、流量6000m³/hの中央制御室可搬型陽圧化空調機の 起動を想定する。
- (ロ) 「3.4 資機材,要員の交替等」に示すとおり、炉心損傷が予測される状態とな った場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、全面マスク等を着用するため、 一部の期間についてマスク着用しているものとして評価する。このとき、事故後 1日目のみマスクの除染係数は1000とし、それ以外はマスクの除染係数は50とす る。
- (ハ) 格納容器ベント時の運転員の被ばくを低減する対策として、中央制御室内に中

 \mathbb{R}^{1}

I) V-1-7-3

K7

央制御室待避室を設置する。ベント実施時には中央制御室待避室内に待避する。 また、中央制御室待避室内は空気ボンベにより10時間加圧することで、放射性物 質を含む空気の流入を防止する。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する 号機からの影響に対しては、中央制御室待避室陽圧化装置による効果を考慮しな い。

- ロ. 隣接エリア内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- (イ) 評価の概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において隣接エリア内に取り込まれた放射性 物質からのガンマ線による外部被ばくは,隣接エリア内の放射性物質濃度を基に, 中央制御室待避室遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。なお,評価 点は中央制御室待避室内とする。

(ロ) 室内の放射性物質濃度

中央制御室バウンダリ内の放射性物質濃度は,前述の「4.1.1(7)a.(c) 被ばく 経路③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく(中央制御室内に取り込ま れた放射性物質による被ばく)」で示した放射性物質濃度の計算に基づくものと する。中央制御室バウンダリ外の放射性物質濃度は,外気濃度と同じとする。

(ハ) 室内放射性物質の想定

隣接エリア内雰囲気中での放射性物質は一様混合し,室内に沈着せずに浮遊し ているものと仮定する。

(ニ) 線源強度

評価で設定した隣接エリア内のガンマ線積算線源強度を表4-31に示す。隣接 エリア内のガンマ線積算線源強度は、隣接エリア内の放射性物質のガンマ線エネ ルギを、エネルギ範囲によって区分し、24時間ごとに評価する。

- (ホ) 評価モデル
 - i. 評価モデルを図4-42に示す。また,評価モデル設定の考え方を図4-43に示 す。線源範囲は,中央制御室待避室に隣接するエリアとする。ただし,クラウ ドシャインガンマ線の評価に包絡されるエリア*は除く。
 - ii. 評価上考慮する遮蔽は、中央制御室待避室遮蔽とする。
 - 注記*: ある浮遊線源からのガンマ線に対する遮蔽として、クラウドシャ インガンマ線で考慮している遮蔽厚さを見込める場合、その線源 からの影響はクラウドシャインガンマ線による影響に包含される。
- (へ) 評価点
 - i. 評価点は保守的に,最も薄い中央制御室待避室遮蔽に近接した位置,かつ, 外気相当線源に近接した位置とする。
 - ii. 評価点高さは床面から1.5mとする。
- (ト) 解析コード

解析コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いる。

- b. 入退域時の被ばく
 - (a) 被ばく経路④ 建屋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外部被 ばく
 - イ. 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 炉心の著しい損傷が発生した場合の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の 評価に使用する線源強度は、中央制御室滞在時における建屋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外部被ばくの評価で用いた表4-26に示した線源 強度と同じである。
 - ロ. 格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

入退域時における格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からのガンマ線による 被ばくの評価方法は、中央制御室滞在時における格納容器圧力逃がし装置内の放射 性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価方法と同様である。ただし、入退域 時は屋外を移動するため、評価点を図4-39に示した位置^{*1}とし、中央制御室遮蔽の 遮蔽効果を考慮しない。また、評価点高さは地上1.5mの位置とする。1回の入退域当 たりに格納容器圧力逃がし装置内の放射性物質からの寄与がある時間は2分間*2と する。

- 注記*1 : アクセスルートより,格納容器圧力逃がし装置に近い位置を代表評価 点とする。
 - *2:「格納容器圧力逃がし装置近傍を通過する時間」を包絡する時間を評価時間として設定し、代表評価点に2分間留まると仮定して、被ばく線量を評価する。
- (b) 被ばく経路⑤ 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく (グランドシャインガンマ線)

入退域時における大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線 (グランドシャイン)による外部被ばくの評価方法を以下に示す。

イ. 線量計算

入退域時におけるグランドシャインガンマ線による被ばく線量は、単位面積当た りの積算崩壊数(Bq・s/m²)に、「External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil FGR-12 EPA-402-R-93-081. (1993) Table III.3」に記載の、地表面濃度から 実効線量率への換算係数を乗じることで評価する。

ロ. 地表面沈着濃度及び評価点

地表面沈着濃度の評価方法は,被ばく経路②と同様である。ただし,入退域時は 中央制御室遮蔽外を移動するため,評価点をコントロール建屋入口とし,中央制御 室遮蔽を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(4) 被ばく評価結果

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に係る被ばく評価結果を 表4-32(マスク着用あり)及び表4-33(マスク着用なし)に示す。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結果のまとめを下表に、内訳を表4-34(マスク着 用あり)及び表4-35(マスク着用なし)に示す。

これに示すように、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実 効線量は、マスク着用の防護措置を講じる場合で最大約88mSvである。

したがって,評価結果は判断基準の「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。

○両号機において代替循環冷却を用いて事象収束する場合

(マスク着用あり)

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約18	約22					約61
B班				約23		約24		約47
C班			約21	約22	約24			約67
D班					約23	約24	約14	約61
E班	約16	約20					約33	約69

(マスク着用なし)

			実効線量(mSv)						
		1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
ŀ	A班	約262	約21	約26					約309
I	B班				約28		約29		約57
(C班			約25	約27	約29			約81
Ι	D班					約29	約29	約18	約77
I	E班	約28	約23					約38	約90

○6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束

(マスク着用あり)

		実効線量(mSv)						
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約31		約25				約77
B班			約27		約24	約23		約73
C班			約39	約25			約13	約77
D班					約24	約23	約31	約78
E班	約16	約41						約58

(マスク着用なし)

	実効線量(mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約257	約41		約28				約325
B班			約29		約27	約26		約82
C班			約42	約28			約16	約86
D班					約27	約27	約34	約88
E班	約28	約45						約74

○6号機:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施

(マスク着用あり)

		実効線量(mSv)						
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約21	約44		約24				約88
B班			約28		約21	約19		約69
C班			約50	約26			約11	約86
D班					約22	約20	約26	約69
E班	約16	約56						約72

(マスク着用なし)

		実効線量(mSv)						
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約252	約59		約25				約337
B班			約30		約23	約21		約74
C班			約52	約27			約13	約92
D班					約24	約22	約28	約75
E班	約28	約60						約89

- 4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価
 - 4.2.1 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価方針
 - (1) 評価の概要

技術基準規則第38条第5項の解釈13に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護 措置」として、中央制御室換気空調系は、外気から遮断する再循環運転とすることができ る。

再循環運転により,中央制御室への空気の取り込みを一時的に停止した場合の室内の酸 素濃度及び二酸化炭素濃度が,事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認 する。

本評価における滞在人数,体積,評価期間等は,被ばく評価条件を参考に,保守的な結 果となるよう設定する。また,酸素消費量,二酸化炭素吐出し量等は,中央制御室内にと どまる運転員の活動状況等を想定し,設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は,表4-36に示すとおり,中央制御室内で想定される労 働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準に準拠する。

中央制御室は、「労働安全衛生法」に定める許容酸素濃度 18vol%以上及び許容二酸化炭素濃度 0.5vol%以下を設計値とする。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数,酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は,中央制御 室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し,呼吸率等を踏まえ,中央制御室換気空調系 隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度の評価を以下の原子力発電所中央制御室運転員の事故時 被ばくに関する規程(JEAC4622-2009)(以下「JEAC4622-2009」という。) の計算式を基に,中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を計算する。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。

$$C_{\infty} = C + \frac{M}{N \cdot V}$$

- M : 室内二酸化炭素発生量(m³/h)
- V : 中央制御室内バウンダリ体積(m³)
- C_∞: 平衡状態における二酸化炭素濃度(vol%)
- C : 外気の二酸化炭素濃度(vol%)
- N :空気流入率(回/h)

M, C_{∞}, Cについては, 酸素の場合, 二酸化炭素を酸素に置き換える。また, Mは酸素の場合, 負の値となり, 酸素消費量と置き換える。

- 4.2.2 設計基準事故時における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価結果
 - (1) 酸素濃度

計算の結果,中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.8vol%となり,「労働安全衛生法」における許容基準濃度である 18vol%以上を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

(2) 二酸化炭素濃度

計算の結果,中央制御室換気空調系隔離時の被ばく評価上の使用期間における平衡状態 の二酸化炭素濃度は 0.08vo1%となり,「労働安全衛生法」に定める二酸化炭素濃度の許容 濃度である 0.5vo1%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと 評価する。

- 4.2.3 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の 評価方針
 - (1) 評価の概要

技術基準規則第 74 条の解釈に規定する「運転員が原子炉制御室にとどまるために必要 な設備」として、中央制御室可搬型陽圧化空調機は、外気を浄化した空気により中央制御 室を陽圧化することができる。中央制御室を陽圧化した場合の室内酸素濃度及び二酸化炭 素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度であることを確認する。

本評価における滞在人数,体積,評価期間等は,被ばく評価条件を参考に,保守的な結 果となるよう設定する。また,酸素消費量,二酸化炭素吐出し量等は,設計基準事故時の 評価と同様に,中央制御室内にとどまる運転員の活動状況等を想定し,評価する。

(2) 酸素及び二酸化炭素許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は,設計基準事故時の評価と同様に,表4-36に示すとおり,中央制御室内で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準 に準拠する。

(3) 酸素及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室内の事故時の滞在人数,酸素消費量,二酸化炭素吐出し量等は室内にとどま る運転員の活動状況等を想定し,呼吸率等を踏まえ,中央制御室可搬型陽圧化空調機によ り中央制御室を陽圧化した場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を設計基準事故時の 評価と同様に,JEAC4622-2009の計算式を基に,中央制御室内の酸素濃度及び二 酸化炭素濃度を計算する。

ただし、本評価においては、事故後3時間のファンの停止を想定するため、空気流入率 ゼロにおける3時間後の中央制御室内の濃度バランスを基に計算する。

$$C = C_0 + \frac{3M}{V}$$

C : 3 時間後の二酸化炭素濃度(vol%)

M : 室内二酸化炭素発生量(m³/h)

V : 中央制御室内バウンダリ体積(m³)

C₀:外気の二酸化炭素濃度(vol%)

M, C₀, Cについては, 酸素の場合, 二酸化炭素を酸素に置き換える。また, Mは酸素 濃度の場合, 負の値となり, 酸素消費量と置き換える。

事故後3時間以降はファンの運転を想定するため,設計基準事故時における酸素濃度及 び二酸化炭素濃度の評価と同様である。

中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価条件を表 4-37 に示す。

- a. 中央制御室内の陽圧化維持
- (a) 目標圧力の設定

中央制御室は,配置上,風の影響を受けない屋内に設置されているため,中央制御 室内へのインリークは,隣接区画との温度差によるものが考えられる。炉心の著しい 損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 50℃,隣接区画を外気 の設計最低温度-10.4℃と仮定すると,中央制御室の天井高さは約 6.3m であること から,温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

△P={(-10.4℃の乾き空気密度)-(50℃の乾き空気の密度)}×天井高さ

 $= (1.344 - 1.093) \times 6.3$

=1.581kg/m² (\Rightarrow 16Pa)

計算の結果,温度の影響を無視できる圧力差は約16Paであるが,余裕を見込み,目標圧力は20Pa(gage)に設定する。

(b) 必要最低空気供給量

中央制御室への空気供給量として 4500m³/h 以上 6000m³/h 未満に設定するとともに, 4500m³/h 以上 6000m³/h 未満の流量を流した場合, 目標圧力に達し陽圧化維持が可能な 設計とする。

- 4.2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度の 評価結果
 - (1) 酸素濃度
 - a. 事故後3時間 計算の結果,事故発生3時間後の酸素濃度は,20.9vol%となる。

b. 事故後3時間~7日間

評価の結果,中央制御室換気空調系隔離時に中央制御室可搬型陽圧化空調機により中 央制御室を陽圧化した場合の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の酸素濃度は 20.9vol%となり,「労働安全衛生法」における許容基準濃度である 18vol%以上を満足し ているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。

- (2) 二酸化炭素濃度
 - a. 事故後3時間 計算の結果,事故発生3時間後の二酸化炭素濃度は,0.06vo1%となる。
 - b. 事故後3時間~7日間 評価の結果,中央制御室換気空調系隔離時に中央制御室可搬型陽圧化空調機により中 央制御室を陽圧化した場合の被ばく評価上の使用期間における平衡状態の二酸化炭素濃 度は 0.06vol%となり,「労働安全衛生法」に定める二酸化炭素濃度の許容濃度である 0.5vol%以下を満足しているため中央制御室での作業環境に影響を与えないと評価する。
- 4.2.5 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素 濃度の評価方針
 - (1) 評価の概要

中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化を実施した場合において,中央制御室待避室 内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない濃度であることを評価する。

本評価における滞在人数,体積,評価期間等は,被ばく評価条件を基に,保守的な結果 となるよう設定する。また,酸素消費量及び二酸化炭素吐出し量等は,中央制御室の評価 と同様に,中央制御室待避室陽圧化装置の使用時における中央制御室待避室内にとどまる 要員の活動状況等を想定し,設定する。

(2) 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度の設定

酸素及び二酸化炭素許容濃度は、中央制御室の評価と同様に、表4-36に示すとおり、 中央制御室待避室で想定される労働環境における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の許容基準 に準拠する。

(3) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量の計算

中央制御室待避室内を陽圧化し、中央制御室待避室内の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃 度抑制に必要な流量を計算し、その結果から酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を行う。 中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件を表 4-38 に示す。

なお,被ばく評価にて,格納容器圧力逃がし装置使用開始から10時間までボンベにて陽 圧化した中央制御室待避室内に滞在することとしているため,陽圧化時間は10時間とする。

10時間連続で中央制御室待避室陽圧化装置にて陽圧化する場合において,中央制御室待 避室内の圧力維持並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件を満足

RI

する必要がある。

- a. 中央制御室待避室内の陽圧化維持
- (a) 目標圧力の設定

中央制御室待避室は,配置上,風の影響を受けない屋内に設置されているため,待 避室内へのインリークは,隣接区画との温度差によるものが考えられる。炉心の著し い損傷が発生した場合の室内の温度を中央制御室の設計最高温度 50℃,隣接区画を外 気の設計最低温度-10.4℃と仮定すると,中央制御室待避室の天井高さは約 3.1m で あることから,温度の影響を無視できる圧力差を下式により計算する。

△P={(-10.4℃の乾き空気密度)-(50℃の乾き空気の密度)}×天井高さ
 = (1.344-1.093) ×3.1
 = 0.7790kg/m² (≒8.0Pa)

計算の結果,温度の影響を無視できる圧力差は約8.0Pa であるが,余裕を見込み,目標圧力は20Pa (gage) に設定する。

- (b) 必要最低換気量 中央制御室待避室内に供給する換気量は、次項に示す酸素濃度維持及び二酸化炭素 濃度抑制に必要な最低換気流量である 95.5m³/h に設定し、95.5m³/h の流量を流した場 合、目標圧力に達し陽圧化維持を可能とする設計とする。
- b. 中央制御室待避室内酸素濃度維持

酸素濃度を維持するために必要な最低換気流量を以下の空気調和・衛生工学便覧の計算式を基に計算する。

$$Q = \frac{K}{P_1 - P_0}$$

Q : 必要換気流量(m³/h)

- K :酸素消費量(m³/h)
- P1 : 初期酸素濃度(vol%)
- P₀ :許容酸素濃度(vol%)

計算の結果,必要な最低換気流量は14.9m³/hとなる。

c. 中央制御室待避室内二酸化炭素濃度抑制

二酸化炭素濃度の抑制に必要な最低換気流量を以下の空気調和・衛生工学便覧の計算式を基に計算する。

$$L = \frac{M}{C - C_0}$$

53

- L : 必要換気流量(m³/h)
- M :二酸化炭素発生量(m³/h)
- C : 許容二酸化炭素濃度(vol%)
- C₀:初期二酸化炭素濃度(vol%)

計算の結果,必要な最低換気流量は95.5m³/hとなる。

(4) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の計算

中央制御室待避室陽圧化装置使用時における酸素濃度及び二酸化炭素濃度は,JEAC 4622-2009の中央制御室の二酸化炭素濃度計算式①を展開した式②により計算する。

- M :室内酸素消費量(m³/h)
- V : 室内体積(m³)
- C : 室内空気酸素濃度(vol%)
- C₀:外気又は空気ボンベの酸素濃度(vol%)
- C':空気ボンベに切り替えた際の酸素濃度(vol%)
- N :空気流入率(回/h)
- L :換気量 $(=N \times V)$ (m^3/h)
- t :時間(h)

M, C, C₀, C' については,二酸化炭素の場合,酸素を二酸化炭素に置き換える。また,Mは酸素の場合,負の値となり,二酸化炭素の場合は,室内酸素消費量を二酸化炭素 発生量と置き換える。

- 4.2.6 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素濃度及び二酸化炭素 濃度の評価結果
 - (1) 酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な流量

中央制御室待避室陽圧化装置による流量を 95.5m³/h とすれば,中央制御室待避室陽圧化 装置による陽圧化 10 時間後の酸素濃度は 20.4vol%,二酸化炭素濃度は 0.50vol%となり, 中央制御室待避室内の陽圧化維持並びに,「労働安全衛生法」に定める酸素濃度及び二酸化

① V-1-7-3 R1

77

炭素濃度の許容濃度である 18vo1%以上及び 0.5vo1%以下をそれぞれ満足することができる。

(2) 必要空気ボンベ個数

4.2.5 節の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室待避室内酸素及び二酸 化炭素濃度評価方針より,必要な空気ボンベ個数は,1個当たりの空気容量が46.7Lのも ので使用量を5.5m³/個とした場合,余裕を考慮して174個程度となる。なお,中央制御室 待避室内を陽圧化するために必要な容量を確保するだけでなく,故障時及び保守点検によ る待機除外を考慮した予備を確保する。

4.3 中央制御室の居住性評価のまとめ

中央制御室の居住性を確保するための設備を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化 炭素濃度評価を行い,その結果,それぞれ判断基準を満足していることから,中央制御室の居 住性を確保できると評価する。 5. 熱除去の評価

遮蔽体の熱除去の評価は,遮蔽体中の温度上昇が厳しい箇所を想定し,伝熱理論に基づいた解 析手法により評価する。想定シナリオは「4.1 線量評価」と同じとする。

- 5.1 中央制御室遮蔽の熱除去の評価
 - 5.1.1 中央制御室遮蔽における入射線量の設定方法

中央制御室遮蔽の表面に入射するガンマ線としては,直接ガンマ線,スカイシャインガ ンマ線,クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が考えられる。このう ち,中央制御室遮蔽を透過するガンマ線はクラウドシャインガンマ線及びグランドシャイ ンガンマ線が支配的であることから,熱除去の評価に用いる遮蔽体表面の入射線量として, クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線の入射線量を設定する。評価点 は,遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として,入射線量が最大となる中央制御 室中心の天井上面とし中央制御室及び中央制御室待避室遮蔽(常設)を代表させる。

5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており,評価上,コンクリートのみとして評価する。入射線量から遮蔽体表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求め,温度上昇を次式から 算出する。入射線量,ガンマ線発熱量及び温度上昇を表 5-1 から表 5-4 に示す。

 $\Delta T = \mathbf{Q} \cdot 1000 / (\mathbf{c} \cdot \boldsymbol{\rho})$

⊿T : 温度上昇(℃)

- Q :7 日間積算のガンマ線発熱量(kJ/cm³)
- c : コンクリートの比熱 (1.05kJ/(kg・℃)) *
- ρ : コンクリートの密度 (2.15g/cm³)

注記* : 2007 年制定 コンクリート標準示方書 構造性能照査編, 土木学会

- 5.2 補助遮蔽(フィルタベント遮蔽壁)の熱除去の評価
 - 5.2.1 フィルタベント遮蔽壁における入射線量の設定方法

フィルタベント遮蔽壁に入射するガンマ線の線源として、よう素フィルタ、フィルタ装置、金属フィルタ、フィルタ装置入口配管、ドレン配管及び pH 計装配管を想定し、これら線源に含まれる放射性物質からの直接ガンマ線の合計入射線量(約 63kGy/7 日間)を、遮蔽体表面の入射線量として設定する。

5.2.2 フィルタベント遮蔽壁の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており,評価上,コンクリートのみとして評価する。入射線量(約63kGy/7日間)から,フィルタベント遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると,約1.4×10⁻¹kJ/cm³となる。これによる温度上昇を「5.1.2 中央制 御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

- 5.3 二次遮蔽壁*の熱除去の評価
 - 5.3.1 二次遮蔽壁における入射線量の設定方法

二次遮蔽壁に入射するガンマ線の線源として,原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区 域(二次格納施設)内に移行した放射性物質を想定し入射線量を評価する。評価結果を基

- に、二次遮蔽壁への入射線量を 460Gy/7 日間と設定する。
- 5.3.2 二次遮蔽壁の温度上昇の計算方法

遮蔽体は主にコンクリートで構成されており,評価上,コンクリートのみとして評価する。入射線量(460Gy/7日間)から,二次遮蔽壁表面の7日間積算のガンマ線発熱量を求めると,約9.9×10⁻⁴kJ/cm³となり,これによる温度上昇を「5.1.2 中央制御室遮蔽の温度上昇の計算方法」と同様の式により算出する。

注記*:6号機及び7号機の原子炉建屋の二次遮蔽壁を指す。

5.4 温度上昇のまとめ

コンクリート遮蔽体表面でのガンマ線による温度上昇は、中央制御室遮蔽で 0.1℃以下、フ ィルタベント遮蔽壁で約 60℃、二次遮蔽壁で約 0.4℃となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調 査報告(1977 年、日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温 度制限値(内部最高温度 177℃/周辺最高温度 149℃)以下であることを確認した。なお、本温 度評価は、保守的にコンクリートの断熱状態を仮定した評価である。

項目	評価条件	選定理由	備考
	[設計基準事故時] 事故後30日間	被ばく評価手法(内規)に基 づき設定	被ばく評価手法(内規) 解説3.2 評価期間は,事 故発生後30日間とする。
事故の 評価期間	[炉心の著しい損傷が発生した場合]事故後7日間	解釈に基づき評価期間を設定	解釈 第74条 1 b) 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。
評価事象	 [設計基準事故時] 原子炉冷却材喪失 (仮想事故相当) 外部電源喪失を考慮す る。 [設計基準事故時] 主蒸気管破断 (仮想事故相当) 外部電源喪失を考慮す 	設置許可を受けた際の評価結 果を参考に,それらの設計基 準事故の中から放射性物質の 放出の拡大の可能性のある事 故として,原子炉格納容器内 放出に係る事故は「原子炉冷 却材喪失」を,原子炉格納容 器外放出に係る事故は「主蒸 気管破断」を選定し,これら の事故について放射性物質の 放出量がより多くなる仮想事 故相当のソースタームを想 定。	 被ばく評価手法(内規) 4.1 原子炉冷却材喪失 及び主蒸気管破断を対象 とする。原子炉冷却材喪 失及び主蒸気管破断は、 一方の事故で包絡できる 場合は、いずれかで代表 してもよい。 4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失す スと仮定する
	る。	人気中への放射性物質の放出 量の観点から,外部電源がな い場合の方がより厳しい。	ると仮圧する。
	[炉心の著しい損傷が発 生した場合] 大破断LOCA時に非常用 炉心冷却系統の機能及 び全交流動力電源の喪 失を考慮する。	被ばく評価においては、中央 制御室の居住性評価結果が最 も厳しくなる事故シーケンス を想定する。 また、6号機及び7号機のうち、 片方の号機において代替循環 冷却系を使用できず、格納容 器圧力逃がし装置を用いた格 納容器ベントを実施した場合 についても想定する。	解釈 1 b) ① 設置許可基準規 則解釈第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 ーケンスを想定するこ と。

表4-1 評価事象に係る条件

項目	評価条件	選定理由	備考
炉心 熱出力	[設計基準事故時] 4005MWt (100% (3926MWt) ×約1.02) [炉心の著しい損傷が発生した場 合] 3926MWt	 [設計基準事故時] 定格値に余裕を見た値 を設定 [炉心の著しい損傷が発 生した場合] 定格値 	 被ばく評価手法(内規) 4.1.1(1) 原子炉は、 定格出力に余裕を見た 出力で十分長時間運転 していたとする。 審査ガイド 4.3.(1)a. 原子炉格納容器内への 放射性物質の放出割合 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。
運 時	[設計基準事故時] 原子炉運転時間:2000日 サイクル数(バッチ数):5 [炉心の著しい損傷が発生した場 合] 1サイクル:1000h(約417日) 2サイクル:2000h 3サイクル:3000h 4サイクル:4000h 5サイクル:5000h (平均燃焼度:約30GWd/t)	 [設計基準事故時] 炉内への放射能蓄積が 平衡に達する時間に十分な余裕を見て設定 [炉心の著しい損傷が発生した場合] 1サイクル13ヶ月(約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 	被ばく評価手法(内規) 解説4.1 「十分長時間 運転」とは,原子炉内の 出力分布,核分裂生成 物の蓄積状況,温度分 布等の解析に影響を与 える各種の状態量が, 運転サイクル等を考慮 してほぼ平衡に達して いる状態をいう。
取 替 炉 が 数 荷 割 合	[設計基準事故時] - [炉心の著しい損傷が発生した場 合] 1サイクル: 0.229(200本) 2サイクル: 0.229(200本) 3サイクル: 0.229(200本) 4サイクル: 0.229(200本) 5サイクル: 0.084(72本)	[設計基準事故時] - [炉心の著しい損傷が発 生した場合] 取替炉心の燃料装荷割 合に基づき設定	_

表4-2 炉心内蓄積量計算条件

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross値)
希ガス	約3.7×10 ¹⁹
よう素	約3.6×10 ¹⁹

表4-3 炉心内蓄積量(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故時)

表4-4 追加放出量(主蒸気管破断)(設計基準事故時)

核種グループ	炉内蓄積量(Bq) (gross値)		
希ガス	約1.5×10 ¹⁵		
ハロゲン等	約1.1×10 ¹⁵		

表4-5 炉心内蓄積量(炉心の著しい損傷が発生した場合)

核種グループ	炉内蓄積量(Bq)
	(gross値)
希ガス類	約2.6×10 ¹⁹
よう素類	約3.4×10 ¹⁹
Cs類	約1.3×10 ¹⁸
Te類	約9.5×10 ¹⁸
Ba類	約2.9×10 ¹⁹
Ru類	約2.9×10 ¹⁹
Ce類	約8.9×10 ¹⁹
La類	約6.5×10 ¹⁹

項目	評価条件	選定理由	備考
大 散 モデル	ガウスプルームモデル	気象指針を参考とし て,放射性雲は風下に 直線的に流され,放射 性雲の軸のまわりに正 規分布に拡がっていく と仮定するガウスプル ームモデルを適用	 被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空気 中濃度は,放出源高さ,風向,風速, 大気安定度に応じて,空間濃度分布 が水平方向,鉛直方向ともに正規分 布になると仮定した次のガウスプ ルームモデルを適用して計算する。 審査ガイド 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 資料	柏崎刈羽原子力発電所 における1年間の気象 資料 (1985.10~1986.9) (地上風を代表する地 上高10m(標高20m)の気 象データ)	建屋影響を受ける大気 拡散評価を行う場合は 保守的に地上高10m(標 高20m)の気象データを 使用 過去10年間の気象状態 と比較して異常がな く,気象データの代表 性が確認された1985年 10月~1986年9月の1年 間の気象データを使用	 被ばく評価手法(内規) 5.1.1(1)c) 風向,風速,大気安定 度等の観測項目を,現地において少 なくとも1年間観測して得られた気 象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は,放出源高 さから地上高さに渡る気象条件の 影響を受けるため,地上高さに相当 する比較的低風速の気象データ(地 上10m高さで測定)を採用するのは 保守的かつ適切である。 審査ガイド 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。

表4-6 大気拡散評価条件(1/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
			被ばく評価手法(内規)
			5.2.1(2) 評価点の相対濃度は,毎 時刻の相対濃度を年間について小さ
	ふそいせみぐ	気象指針を参考と して,年間の相対 濃度又は相対線量	現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
^系 傾凸 現頻度	累積出 小さい方から を 昇 現頻度 97% え,	を昇順に並べ替 え,累積出現頻度	審査ガイド 4.2(2)c.
		か97%に当たる値 を設定	・評価点の相対濃度又は相対線量は、
		ど政圧	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。
			被ばく評価手法(内規)
			5.1.2(1)a) 中央制御室のように,
			事故時の放射性物質の放出点から比
			較的近距離の場所では、建屋の風ト
			側における風の巻き込みによる影響
			が顕著となると考えられる。そのた
		おりたみ、という時間の	め, 成出点と巻さ込みを生しる建産 みび返伍 ちしの位置間係に トーズ
		瓜田県から近距離 の 建長の 影響 を受	及い計価品との位直関係によって は
建屋	老店する	の建産の影響を支	の計算をする必要がある
影響	う感りる。	しるため, 建産に よろ巻込み現象を	の日奔でする近安がある。
		考慮	審査ガイド
			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。

表4-6 大気拡散評価条件(2/7)

項目	評価条件	選定理由		/ //	備考	
			被げく言	亚価手法	(内規)	
			5. 1. 2 (3)a)2) 者	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			
			ロール愛	書屋, 燃料	・取り扱い建屋等, 原則	
			としてカ	女出源のi	近隣に存在するすべて	
			の建屋な	ジ対象とプ	なるが,巻き込みの影	
	響が最い	も大きいる	と考えられる一つの建			
			屋を代表	長として材	 封濃度を算出するこ	
			とは, 作	呆守的な 統	吉果を与える。	
			5.1.2(3)a)3) 著	巻き込みを生じる代表	
			的な建園	뤁として,	表5.1に示す建屋を選	
			定するこ	ことは適切	刀である。	
		放出源から最も近	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	壮物質の巻き	込みの対象とする代表建長の選	
		く, 巻込みの影響	定例	圧物員の容さ	匹がの対象とする代表定定の度	
		が最も大きいと考	原于炉 施設	想定事故	建屋の種類	
巻込みを		えられる一つの建	BWR型	原子炉冷 却材喪失	原子炉建屋 (建屋影響があ る場合)	
生じる	生じる 原子炉建屋 屋として選定	屋として選定	原子炉 施設	主蒸気管 破断	原子炉建屋又はタービン 建屋(結果が厳しい方で代	
代表建屋		また、建屋投影面			表) 原子炉格納容器(原子炉格	
		積か小さい方が保 空的なな思な与う	PWR型	原子炉冷 却材喪失	納施設), 原子炉格納容器(原子炉格	
		寸的な 相未 ど 子 ん	原子炉 施設	蒸気発生	納施設) 及び原子炉建屋 原子炉格納容器(原子炉格	
		るため、単独建産 として設定	NERX.	品 (加工) 器 伝熱管 破損	納施設), 原子炉格納容器(原子炉格	
				10430	納施設)及び原子炉建屋	
			審 香ガ/	Ϋ́		
			街車 スイト 4 2(2)h			
			 ・巻き込みを生じる代表建屋 			
			2) 巻き	き込みを	もじる建屋として、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	斗取り扱い	い建屋等、原則として	
			放出源の	り近隣にす	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	とは、保守的な結果を		
			与える。			

表4-6 大気拡散評価条件(3/7)

項目 評価条件 選定理由 備考 被ばく評価手法(内規) 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3)i) 建屋の 巻き込みの影響を受ける 場合には,中央制御室の属 する建屋表面での濃度は 【中央制御室内】 風下距離の依存性は小さ 換気設備により少量外 くほぼ一様と考えられる 気取り入れ運転を前提と ので,評価点は厳密に定め し,フィルタを通過した空 る必要はない。屋上面を代 気が直接室内へ流入する 表とする場合,例えば中央 と設定 制御室の中心点を評価点 また、インリークによっ ○設計基準事故時 とするのは妥当である。 て,評価期間中はフィルタ 【中央制御室内】 7.2(3) 相対線量D/Qの評 を通らない空気が直接室 価点は,中央制御室内の中 中央制御室中心 内へ流入することを前提 【入退域時】 心, 操作盤位置等の代表点 とするため,中央制御室が サービス建屋入口 とする。室内の複数点の計 放射性物 属する建屋の屋上面を代 算結果から線量が最大と 質濃度の 表面として選定し、建屋の ○炉心の著しい損傷が発 なる点を評価点としても 評価点* 巻込みの影響を受ける場 生した場合 よい。 合には,中央制御室の属す 【中央制御室内】 【入退域時】 る建屋表面での濃度は風 中央制御室中心 7.5.1(5)a), 7.5.2(5)a) 下距離の依存性は小さく 管理建屋の入口を代表評 【入退域時】 ほぼ一様であるので,中央 価点とし,入退域ごとに評 コントロール建屋入口 制御室中心を代表点とし 価点に、15分間滞在すると て設定 する。 7.5.1(5)b) 入退域時の 【入退域時】 移動経路及び入退域に要 入退域時の移動経路に する時間をプラントごと 従った適切な評価点を設 に計算し,移動経路に従っ 定 た適切な評価点及び滞在 時間を設定する。この場 合,移動に伴って,複数の 評価点を設定してもよい。

表4-6 大気拡散評価条件(4/7)

	審査ガイド
	【中央制御室内】
	4.2(2)b.
	放射性物質濃度の評価点
	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。
	【入退域時】
	—

注記*:評価点高さは、放出源高さと同じとする。

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	【設計基準事故時】 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号機:6方位 (SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 7号機:9方位 (WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E,ESE) 入退域 6号機:4方位 (ESE,SE,SSE,S) 7号機:4方位 (NE,ENE,E,ESE) (主蒸気管破断) 中央制御室 6号機:6方位 (SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 7号機:9方位 (WNW,NW,NNW,N,NE,NE,ENE,E,ESE) 入退域 6号機:4方位 (ESE,SE,SSE,S) 7号機:4方位 (NE,ENE,E,ESE)	県子が高大学校でで、 「中学が点とで、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たき」で、 「たっ」で、 「、 「たっ」で、 「、 「たっ」で、 「、 「たっ」で、 「、 「たっ」で、 「、 「、 「、 「、 「、 「、 「、 「、 「、 「	被(5.央くは下範混あ射計目放とがのる5.に流影及る対ば内1.1制評,後囲合る性算方出を含みの4.(側響ぶ複象く規)(御価代流に域こ物す位源結まをでに代のが可数と見))の計屋でぶ顕ら濃当し評ラ1象なす屋が価性方のの乱著,度該は価イ方と,よのり点の位法 中ばで風広流で放を着,点ン位す図う後のにあを

表4-6 大気拡散評価条件(5/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
着目方位	【炉心の著しい損傷が発生した場合】 (中央制御室滞在時) 【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号機:6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 【原子炉建屋中心】 6 号機:6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 【主排気筒】 6 号機:6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) (入退城時) 【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号機:5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E) 【原子炉建屋中心】 6 号機:5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E) 【主排気筒】 6 号機:5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E) 【主排気筒】 6 号機:5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号機:9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E) 【主排気筒】	原子が点としては、 「 「 こ な た た た た た た し た し た に て は し た た た た た た た た た た た た た	審4.原緊緊居ば屋でぶ顕か濃当し評ラる象なよ流影及る対査2(2)争急急住くのの乱著ら度該て価イ1方とくう側響ぶ複象ガ4.制制対に価下範混あ射計目放とがのる図、拡評能のすド 御御策係は後囲合る性算方出を含みのに屋が価性方。室室所る、流に域こ物す位源結まをで示のり点の位

表4-6 大気拡散評価条件(6/7)

項目	評価条件	選定理由	備考
建屋投	1931m ²	建 建 な お た む ま	 被ばく評価手法(内規) 5.1.2(3)d)1)図5.9に示すとおり,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。 5.1.2(3)d)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。 審査ガイド 4.2(2)b. 建屋投影面積 1)図10に示すとおり、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。 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事で、最小面積
形状係数	1/2	気象指針を参考とし て設定	被ばく評価手法(内規) 5.1.1(2)b) 形状係数cの値は,特に根 拠が示されるもののほかは原則とし て1/2を用いる。 審査ガイド

表4-6 大気拡散評価条件(7/7)

	中央制御室の滞在時間
1直	$8:30\sim 21:25$
2直	$21:00 \sim 8:55$

表 4-7 運転員交代考慮条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)*1,*2

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直	1直	2直	2直	明	休	休
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直

注記*1 :この通常時の直交替スケジュールをベースに,特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう,訓練直が代わりに勤務することを想定する等,評価上で班交替を工夫する。

*2:事故発生と同時に、1日目1直の中央制御室滞在が開始すると想定する。

イベント 経過時間(h) 時 刻	 ▽炉心損傷発生 0 8:30 	▽格納容器ベント 38 48 22:30 8:30
1直	А班	A班 C班
2直	E 班	E 班

項目	評価条件		译定理由	備老
	6号機事故時	7号機事故時	医足垤ロ	加一
中央制御室換気空調系の風量*	 [設計基準事故時] (事故後0~15分) 6号機: 通常運転 (5000m³/h) 7号機: 運転 (5000m³/h) (事故後15分~) 6号機: 再循環運転 (7500m³/h) 少量外気取入 (500m³/h) 7号機: 停止 (事故後0分~) 6号機: 停止 7号機: 停止 7号機: 停止 (論排気隔離ダン パ閉止) 	 [設計基準事故時] (事故後0~15分) 6号機: 通常運転 (5000m³/h) 7号機: 運転 (5000m³/h) (事故後15分~) 6号機: 停止 7号機: 再循環電転 (6000m³/h) 少量外気取入 (2000m³/h) [炉心の著しい損傷 が発生した場合] (事故後0分~) 6号機: 停止 7号機: 停止 (給排気隔離ダン パ閉止) 	設故御設少り提にを直流とる 炉い生に中換を運計後室備量入と換通接入を。 心損しは央気停用基中換に外れし気ら室す考 の傷た恒制空止と準央気よ気をさ設ず内る慮 著が場設御調する。 事制系る取前ら備ににこす し発合の室系る。	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(1)建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射 性物ら取り込まれること。 a) 中たいでなりたいで、 御室の非常用人れること。 b) 中たいでで、 一次のでのかりのでで、 一次のの)及びb)のの経路でで、 一次ののの及びb)のの経路でで、 一次ののの及びb)のの経路ので、 のののののでで、 のののののでで、 ののののでで、 のののののでで、 のののののでで、 ののののでで、 ののののでで、 ののののでで、 ののののでで、 ののののでで、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 のののので、 ののののので、 ののののので、 ののののので、 ののののので、 のののののので、 ののののので、 ののののので、 ののののので、 のののので、 ののののので、 のののののので、 のののののののの

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(1/4)

注記*:6号機及び7号機の再循環運転及び少量外気取入の風量の違いは設計値によるもの。

項目	評価条件	選定理由	備考
中央制御室バウンダリ体積	中央制御室: 20800m ³ 中央制御室待避室: 100m ³	中ウは中機制設と積守てま室ン中室に上が中、央滅御備なを的設た待め内保の保御り制室室のる合に定,避り制の守て御り制室の気理画しり中室体御体的設定の積空明線線体保げ御ウ、避撃ない。	 被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき,空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は,中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時利御室/緊急時利御室/緊急

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(2/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
外部 ガンマ線 による 全身に 対 す の 自 由体 積	中央制御室:20800m ³ 中央制御室待避室: 100m ³	評価上の空調バウ ンダリ体積と同様 に,設計値を保守 的に切り上げて設 定	 被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する 区画の容積は,中央制御室バウンダ リ内体積(容積)とする。 7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばく の計算では,中央制御室と異なる階 層部分のエンベロープについて,階 層間の天井等による遮へいがあるの で,中央制御室の容積から除外して もよい。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊 急時対策所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/緊急時制御室/緊 急時対策所バウンダリ体積(容積) を用いて計算する。
中央制御室再 循環フィルタ 装置によるよ う素の除去効 率	 [設計基準事故時] 90% [炉心の著しい損傷 が発生した場合] 無機よう素:99.9% 有機よう素:99.9% [炉心の著しい損傷 が発生した場合] 粒子状放射性物質: 99.9% 	設計値を基に設定	 被ばく評価手法(内規) 7.3.2(3) 中央制御室換気系フィル タの効率は,設計値又は管理値を用いる。 審査ガイド 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。
中央制御室可 搬型陽圧化空 調機の活性炭 フィルタの除 去効率		設計値を基に設定	
中央制御室可 搬型陽圧化空 調機の高性能 フィルタによ る除去効率		設計値を基に設定	

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(3/4)

項目	評価条件	選定理由	備考
		設計上期待でき る値を設定	被ばく評価手法(内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内へ の取り込み空気放射能濃度 に基づき,空調システムの設 計に従って中央制御室内の 放射能濃度を求める。
中室陽調量動間制搬化のびれ御型空風起時	事故発生から 0~3時間後:0m ³ /h 3~168時間後:6000m ³ /h (起動遅れ時間:3時間)	起動遅れ時間 は,可搬設備の 設置に要する時 間力ででで で が に 要 ち る 時間 定 の で 要 す る 時間 で 要 す る 時 間 の に 要 す る 時 の 間 避 で の で 要 す る 時 の の 設 備 の 設 置 に 要 す る の 時 同 の の の の の で 要 す る の 時 の の の の う で の の う に の の う に の の う に の ろ の う の の う に の の う に の の う に の の う の の う に の の う に の の う の の の の	審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制 御室/緊急時対策所内への 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。 4.3(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。
空気流入率	0.5回/h (10400m³/h)	空気流入率測定 試験にの18 回/h)を基に,保 守気気に入っ で気気では別添 については別添 1参照 なお,中央制御 なる期間しているの 流入はない ものとする。	 被ばく評価手法(内規) 2. 定義 b) 別添の「原子力 発電所の中央制御室の空気 流入率測定試験手法」におい て定められた空気流入率に、 中央制御室バウンダリ内体 積(容積)を乗じたものであ る。 7.3(1) なお、中央制御室の 空気流入率については、「原 子力発電所の中央制御室の 空気流入率測定試験手法」に 従うこと。 審査ガイド 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。

表4-8 中央制御室内放射性物質濃度評価条件(4/4)
項目	評価条件	選定理由	備考
	[設計基準事故時]		
	よう素の吸入摂取に対して,		
	成人実効線量換算係数を使用		
	I-131 : 2. 0×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication71 ^{*1}	
	I-132 : 3. 1×10^{-10} Sv/Bq	に基づく。	
	I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq		
	I-134 : 1. 5×10^{-10} Sv/Bq		
	I-135 : 9. 2×10^{-10} Sv/Bq		
	[炉心の著しい損傷が発生した場合]		
<u> </u>	成人実効線量換算係数を使用		
豚里換昇	(主な核種を以下に示す)		_
怀奴	I-131 : 2. 0×10 ⁻⁸ Sv/Bq		
	$I-132: 3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$		
	I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq	TCDD Dublication71*1 79*2	
	I-134 : 1.5 \times 10 ⁻¹⁰ Sv/Bq	ICKF FUDIICATION/I , 12	
	I-135 : 9. 2×10^{-10} Sv/Bq	に基つく。	
	Cs-134 : 2. 0×10^{-8} Sv/Bq		
	Cs-136 : 2. 8×10^{-9} Sv/Bq		
	Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq		
	上記以外の核種は		
	ICRP Pub. 71, 72に基づく。		

表4-9 線量計算条件 (1/3)

注記*1 :ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

*2 : ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients", 1996

項目	評価条件	選定理由	備考
呼吸率	1. 2m³/h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針*1及び ICRP Publication71*2に基 づく。	被ばく評価手法(内規) 7.3.3(4)吸入摂取による運転員の 内部被ばく線量は、次のとおり計算 する。 $H_I = \int_0^T RH_{\infty}C_I(t)dt$ $H_I: よう素の吸入摂取の内部被ばく による実効線量(Sv) R: 呼吸率(成人活動時)(m^3/s)H_{\infty}: よう素(I-131)吸入摂取時の 成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) C_I(t):時刻tにおける中央制御室内 の放射能濃度(I-131等価 量)(Bq/m^3)T:計算期間(30日間)(s)$

表4-9 線量計算条件 (2/3)

注記*1 :「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安 全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂

*2 :ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995

項目	評価条件	選定理由	備考
			被ばく評価手法(内規)
			7.3.3(3) 被ばく低減方策と
			して、防護マスク着用による
		設計基準事故時に	放射性よう素の吸入による
	[設計基準事故時]	おいては、保守的	内部被ばくの低減をはかる
	考慮しない	にマスクの着用を	場合には、その効果及び運用
		考慮しない。	条件を適切に示して評価に
マスクによる	[炉心の著しい損傷が発生		反映してもよい。
防護係数	した場合]	炉心の著しい損傷	
	入退域時:1000	が発生した場合に	審査ガイド
	中央制御室滞在時:	おいては,性能上	(解釈より抜粋)
	50(1日目のみ1000)*	期待できる値を考	第74条(原子炉制御室)
		慮する。	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。
安定よう素剤の	老虐したい	保守的に考慮しな	
服用	う思しない。	いものとした。	

表4-9 線量計算条件 (3/3)

注記*:中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動前に中央制御室内に取り込まれる放射性物質の影響 低減のため,事故発生1日目の1直及び2直のみ防護係数1000のマスクの着用を考慮す る。

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
原子炉格 納容器内 に か が り が り に る が 射 性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス:100% よう素:50%	被ばく評価手法 (内規)に基づき 設定	4.1.1(2)b) 事象発生後, 原子炉格納 容器内に放出される放射性物質の量 は, 炉心内蓄積量に対して希ガス 100%, よう素50%の割合とする。
よう素の 形態	無機よう素 : 90% 有機よう素 : 10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放 出されたよう素のうち,有機よう素 は10%とし,残りの90%は無機よう 素とする。
原納でよ沈割で、「「「「「「「「「「「「「「」」」である。」です。こう、「「」では、「「」では、「「」では、「「」では、「「」では、「「」では、「」では、	50%が瞬時に沈着 (有機よう素及び希ガス は,沈着効果を無視)	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放 出されたよう素のうち,無機よう素 は、50%が原子炉格納容器内及び同 容器内の機器等に沈着し,原子炉格 納容器からの漏えいに寄与しないと する。有機よう素及び希ガスは,この 効果を無視する。
サ プ レッチ エ ン プ ー ル 水 配	 無機よう素:100 有機よう素:0 希ガス:0 	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール 水に無機よう素が溶解する割合は, 分配係数で100とする。有機よう素及 び希ガスは,この効果を無視する。
原子炉格 納容器か ら い率	0~1時間:0.6%/日 1時間~30日:0.3%/日	原子炉格納容器 からの子炉格納容器 の子炉都えい率 がの子が に の子が が の子が が の子が に の の子が に の の子が に の の子が に の の子が に の の子が に の の子が に の の 子が の 子が	4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は,原 子炉格納容器からの漏えいを計算す る。原子炉格納容器からの漏えいは, 原子炉格納容器の設計漏えい率及び 原子炉格納容器内の圧力に対応した 漏えい率に余裕を見込んだ値とす る。
非 常 用 ガ ス 処 理 系 間 間 間	事故直後	通常運転時に作 動しての常用換 気系は、原子ウェ ル圧力高又は原 子炉建屋原子の と域放射能高の 信号により時 に切り替えられ るものとする。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換 気系等(フィルタを含む。)は,起動 するまでの十分な時間的余裕を見込 む。

表4-10 大気中への放出量評価条件(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故時)(1/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規) での記載
非常用ガス処理 系の容量	0.5回/d	設計上期待でき る値を設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の 容量は,設計で定められた値と する。
非常用ガス処理 系フィルタ装置 のよう素除去効 率	99%	非常用ガス処理 系の設計値 (99.99%以上) に余裕を見込ん だ値として設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素 除去効率は設計値に余裕を見込 んだ値とする。
原子炉建屋内で の沈着による除 去効果	沈着による除去効果は無 視し,崩壊のみを考慮	被ばく評価手法 (内規)に基づき 設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋におけ る沈着による放射性物質の除去 効果は無視し,自然崩壊のみを 考える。
原子炉格納容器 内での放射性物 質の自然崩壊	考慮する。	漏えいまでの自 然崩壊を考慮	_
再循環水の漏え いによる寄与	評価を省略する。	非常用炉心冷却 系に納れました。 がしていた。 がでする がしたが、 がたが、 がたが、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が、 が	4.1.1(2)h) ECCSが再循環モー ドで運転され,原子炉格納容器 内の水が原子炉格納容器外に導 かれる場合には,原子炉格納容 器外において設計漏えい率に余 裕を見込んだ漏えい率での再循 環水の漏えいがあると仮定す る。再循環水中には,事象発生 直後,よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし,ECCSの再 循環系から原子炉建屋に漏えい したよう素の気相への移行率は 5%,原子炉建屋内でのよう素の 沈着率は50%と仮定する。
放出位置	主排気筒	被ばく評価手法 (内規)に基づき 設定	4.1.1(2)i) 原子炉格納容器か ら原子炉建屋内に漏えいした放 射性物質は,原子炉建屋内非常 用ガス処理系で処理された後, 排気筒を経由して環境に放出さ れるとする。

表4-10 大気中への放出量評価条件(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故時)(2/2)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
事象発生前の原 子炉冷却材中の 放射性物質濃度	I-131を1.3×10 ³ Bq/gと し,それに応じほかのハ ロゲン等の組成を拡散 組成として考慮 蒸気相中のハロゲン濃 度は,液相の濃度の1/50 とする。	運転上許容 される最大 値として設 定	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷 却材中の放射性物質の濃度は,運転 上許容されるI-131の最大濃度に相 当する濃度とし,その組成は拡散組 成とする。蒸気相中のハロゲン濃度 は,液相の濃度の1/50とする。
燃料棒から追加 放出される放射 性物質量	 I-131を7.4×10¹³Bqと し、それに応じほかのハ ロゲン等及び希ガスの 組成を平衡組成として 考慮 希ガスについてはハロ ゲン等の2倍とする。 	先行炉等で の実測値に 基づく値に 安全余裕を 見込んで設 定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴 う燃料棒からの追加放出量を,I-131 は先行炉等での実測データに基づく 値に安全余裕を見込んだ値とし,そ の他の放射性物質はその組成を平衡 組成として求める。希ガスはよう素 の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉 止前に破断口よ り放出される追 加放出された核 分裂生成物の量	追加放出された 放射性物質の1%	被ばく評価 手法 (内規) に基づき設 定	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の 燃料棒からの放射性物質の追加放出 割合は,主蒸気隔離弁閉止前の原子 炉圧力の低下割合に比例するとし, 追加放出された放射性物質の1%が 破断口から放出する。
主蒸気隔離弁閉 止後の燃料棒か らの追加放出	主蒸気隔離弁閉止直後 にすべて原子炉冷却材 中に放出	被ばく評価 手法 (内規) に基づき設 定	4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の 燃料棒からの放射性物質の追加放出 は,主蒸気隔離弁閉止直後に,これら すべての放射性物質が瞬時に原子炉 冷却材中へ放出する。
よう素の形態	有機よう素:10% 無機よう素:90%	被ばく評価 手法 (内規) に基づき設 定	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出された よう素のうち,有機よう素は10%と し,残りの90%は無機よう素とする。
有機よう素が気 相部に移行する 割合	10% なお,希ガスはすべて 瞬時に気相部へ移行	被ばく評価 手法 (内規) に基づき設 定	4.1.2(7)f) 有機よう素のうち10% は瞬時に気相部に移行する。 希ガスは, すべて瞬時に気相部に移 行する。
有機よう素が分 解したよう素, 無機よう素及び よう素以外のハ ロゲンのキャリ ーオーバー割合	2%	被ばく評価 手法 (内規) に基づき設 定	4.1.2(7)f) 残りのよう素及びその 他のハロゲンが気相部にキャリーオ ーバーされる割合は,2%とする。

表4-11 大気中への放出量評価条件(主蒸気管破断)(設計基準事故時)(1/2)

			(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)
項目	評価条件	選定理由	(反はく計画子仏 (F)焼)
冷却材 流出量	蒸気:16ton 水:24ton	内規に示されたとお りの条件による事故 解析結果	 4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象故発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定 圧に保たれる。
放射性物質 の大気拡散	 主蒸気隔離弁閉止前 の蒸気雲の大きさ 半球状雲の体積 :3.93×10⁶m³ 半球状雲の直径 :247m 移動速度:1m/s 	被ばく評価手法(内 規)に基づき設定	4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前 に放出された原子炉冷却材は,完 全蒸発し,同時に放出された放射 性物質を均一に含む蒸気雲にな るとする。隔離弁閉止後に放出さ れた放射性物質は,大気中に地上 放散する。
主蒸気隔離 弁の漏えい 率	120%/d (一定)	弁1個当たりの漏えい 率(設計漏えい率の上 限値10%/d(1個あた り))を基に,弁1個が 閉止しないと仮定し, 4倍の余裕をみて設定 した値	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は,1個 が閉止しないとする。閉止した隔 離弁からは、蒸気が漏えいする。 閉止した主蒸気隔離弁の漏えい 率は設計値に余裕を見込んだ値 とし、この漏えい率は一定とす る。
原子炉圧力 容器からサ プレッショ ンチェンバ への換気率	原子炉圧力容器気相 体積の100倍/d	崩壊熱相当の蒸気が サプレッションチェ ンバ内のプール水中 に移行する割合を等 価的に表した値	4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後 は,残留熱除去系又は逃がし安全 弁等を通して,崩壊熱相当の蒸気 が,サプレッションプールに移行 する。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	_

表4-11 大気中への放出量評価条件(主蒸気管破断)(設計基準事故時)(2/2)

XI 12 八X(· · ·)从山里叶画和木(手段及00°户间很并)(以叶本十手段)					
想定事象	核分裂	放出量(Bq)			
百乙后必却壮丽生	希ガス (ガンマ線実効エネルギ0.5MeV換算値)		約1.6×10 ¹⁶		
原于炉布却将丧天	よう (I-131等価量-成人	〕素 .実効線量係数換算)	約5.8×10 ¹³		
	本ガコルバッロ ゲン体	主蒸気隔離弁 閉止前	約1.4×10 ¹³		
	#ガス及びパログン等 (ガンマ線実効エネルギ 0.5MeV換算値)	主蒸気隔離弁 閉止後	約2.0×10 ¹³		
<u> </u>		合計	約3.4×10 ¹³		
工黨风音復四	トる書	主蒸気隔離弁 閉止前	約2.9×10 ¹¹		
	より※ (I-131等価量一成人実効 線量係数換算)	主蒸気隔離弁 閉止後	約4.5×10 ¹¹		
		合計	約7.4×10 ¹¹		

表4-12 大気中への放出量評価結果(事故後30日間積算)(設計基準事故)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規) での記載
実効放出 継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス:110時間 よう素:340時間 【主蒸気管破断】 希ガス及びハロゲン等 :1時間 よう素:20時間	事故期間中の放 射性物質の全放 出量を1時間当 たりの最大放出 量で除した値と して設定	解説5.13(3) 実効放出継続時間 (T)は、想定事故の種類によって 放出率に変化があるので、放出モ ードを考慮して適切に定めなけれ ばならないが、事故期間中の放射 性物質の全放出量を1時間当たり の最大放出量で除した値を用いる ことも一つの方法である。 実効放出継続時間が8時間を超え る場合は、長時間放出とみなして 計算する。
放出源及び 放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 放出源:主排気筒 放出源高さ:73m 【主蒸気管破断】 放出源:燃料取替床ブロー アウトパネル 放出源高さ:0m	原子炉冷却材喪 失は, 主排気筒 から放断は, 主 から破断は, 保 守的して設定 なお放出 なは放出 ギ による影響は 考慮しない。	【原子炉冷却材喪失】 4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から 原子炉建屋内に漏えいした放射性 物質は,原子炉建屋内非常用ガス 処理系で処理された後,排気筒を 経由して環境に放出されるとす る。 【主蒸気管破断】 4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前 に放出された原子炉冷却材は,完 全蒸発し,同時に放出された放射 性物質を均一に含む蒸気雲になる とする。隔離弁閉止後に放出され た放射性物質は,大気中に地上放 散する。
大気拡散評 価地点及び 評価距離	 6号機 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心:56m サービス建屋入口:118m (主蒸気管破断) 中央制御室中心:60m サービス建屋入口:94m 7号機 (原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心:79m サービス建屋入口:134m (主蒸気管破断) 中央制御室中心:34m サービス建屋入口:86m 	放出源から評価 点までの距離 は,保守的な評 価となるように 水平距離として 設定	

表4-13 大気拡散評価条件(設計基準事故時)

	11/11版反及011/11/1/1/	重~/町 Ш 仰 不		(町巫平爭敗)
評価対象	評価点	評価距離 (m)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室中心	6号機:56 7号機:79	6号機 (よう素) 1.5×10 ⁻⁴ (希ガス) 1.8×10 ⁻⁴ 7号機 (よう素) 2.7×10 ⁻⁴ (希ガス) 3.0×10 ⁻⁴	6号機:1.4×10 ⁻¹⁸ 7号機:2.3×10 ⁻¹⁸
入退城時	サービス建屋入口	6号機:118 7号機:134	6号機:7.6×10 ⁻⁵ 7号機:7.7×10 ⁻⁵	6号機:8.1×10 ⁻¹⁹ 7号機:8.2×10 ⁻¹⁹

表4-14 相対濃度及び相対線量の評価結果*(原子炉冷却材喪失)(設計基準事故)

注記*:被ばく評価には有効数字2桁(3桁目を四捨五入)の相対濃度及び相対線量を用いる。

亚価対象		評価距離	相対濃度 χ/Q	相対線量 D/Q		
〒 山 八] 豕	日言う	(m)	(s/m^3)	(Gy/Bq)		
			6号機			
			(よう素)5.0×10 ⁻⁴			
			(希ガス・ハロゲン等)			
安内佐娄呋	6号 中央制御室中心 7号	6号機:60	1.0×10^{-3}	6号機:3.8×10 ⁻¹⁸		
主的作未时		7号機:34	7号機	7号機:6.0×10 ⁻¹⁸		
			(よう素)8.3×10 ⁻⁴			
			(希ガス・ハロゲン等)			
			1. 7×10^{-3}			
入退城時	サービフ建民入口	6号機:94	6号機:2.7×10 ⁻⁴	6号機:2.4×10 ⁻¹⁸		
	サービス建産人口 7号	7号機:86	7号機:3.6×10 ⁻⁴	7号機:2.4×10 ⁻¹⁸		

表 4-15 相対濃度及び相対線量の評価結果*(主蒸気管破断)(設計基準事故)

注記*:被ばく評価には有効数字2桁(3桁目を四捨五入)の相対濃度及び相対線量を用いる。

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法 (内規) での記載
中央制御室 滞在時間割合	約0. 275926	運転員の勤務形態と して5直2交替とし,事 故時には放射線管理 上の措置として被ば く線量の平均化が図 られることを仮定し た滞在時間割合とし て設定	 7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞 在期間を,運転員の勤務状態に 即して計算し,30日間の積算線 量を滞在期間の割合で配分す る。
入退域 所要時間割合	糸つ. 01111	運転員の勤務形態と して5直2交替とし,事 故時には放射線管理 上の措置として被ば く線量の平均化が図 られることを仮定し た入退域所要時間割 合として設定 周辺監視区域境界か ら中央制御室までの 移動を考慮して,原子 炉建屋及びタービン 建屋入口に15分間と どまるものとして評 価	 7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を,運転員の勤務状態に即して計算し,30日間の積算線量を 所要時間の割合で配分する。 7.4.1(1)e) 管理建屋の入口を 代表評価点とし,入退域ごとに 評価点に15分間滞在するとする。

表4-16 運転員交代考慮条件(設計基準事故時)

代表 エネルギ	エネルギ範囲	積算線源強度	代表 エネルギ	エネルギ範囲	積算線源強度
(MeV)	(MeV)	(Photons)	(MeV)	(MeV)	(Photons)
0.01	E≦0.01	約 1.2×10 ¹⁷	1.5	1.34 <e≦1.5< td=""><td>約 6. 0×10¹⁹</td></e≦1.5<>	約 6. 0×10 ¹⁹
0.02	0.01 <e≦0.02< td=""><td>約 3.2×10¹⁵</td><td>1.66</td><td>1.5<e≦1.66< td=""><td>約 5.2×10¹⁸</td></e≦1.66<></td></e≦0.02<>	約 3.2×10 ¹⁵	1.66	1.5 <e≦1.66< td=""><td>約 5.2×10¹⁸</td></e≦1.66<>	約 5.2×10 ¹⁸
0.03	$0.02 \le \le 0.03$	約 6.6×10 ¹⁷	2.0	1.66 <e≦2.0< td=""><td>約 1.2×10¹⁹</td></e≦2.0<>	約 1.2×10 ¹⁹
0.045	0.03 <e≦0.045< td=""><td>約 9.7×10¹⁴</td><td>2.5</td><td>2.0<e≦2.5< td=""><td>約 3.0×10¹⁹</td></e≦2.5<></td></e≦0.045<>	約 9.7×10 ¹⁴	2.5	2.0 <e≦2.5< td=""><td>約 3.0×10¹⁹</td></e≦2.5<>	約 3.0×10 ¹⁹
0.06	0.045 <e≦0.06< td=""><td>0</td><td>3.0</td><td>2.5<e≦3.0< td=""><td>約 1.1×10¹⁸</td></e≦3.0<></td></e≦0.06<>	0	3.0	2.5 <e≦3.0< td=""><td>約 1.1×10¹⁸</td></e≦3.0<>	約 1.1×10 ¹⁸
0.07	0.06 <e≦0.07< td=""><td>0</td><td>3.5</td><td>3.0<e≦3.5< td=""><td>約 3.0×10¹⁶</td></e≦3.5<></td></e≦0.07<>	0	3.5	3.0 <e≦3.5< td=""><td>約 3.0×10¹⁶</td></e≦3.5<>	約 3.0×10 ¹⁶
0.075	0.07 <e≦0.075< td=""><td>0</td><td>4.0</td><td>3.5<e≦4.0< td=""><td>0</td></e≦4.0<></td></e≦0.075<>	0	4.0	3.5 <e≦4.0< td=""><td>0</td></e≦4.0<>	0
0.10	0.075 <e≦0.10< td=""><td>約 7.9×10²¹</td><td>4.5</td><td>4.0<e≦4.5< td=""><td>0</td></e≦4.5<></td></e≦0.10<>	約 7.9×10 ²¹	4.5	4.0 <e≦4.5< td=""><td>0</td></e≦4.5<>	0
0.15	0.10 <e≦0.15< td=""><td>約 1.4×10¹⁸</td><td>5.0</td><td>4.5<e≦5.0< td=""><td>0</td></e≦5.0<></td></e≦0.15<>	約 1.4×10 ¹⁸	5.0	4.5 <e≦5.0< td=""><td>0</td></e≦5.0<>	0
0.20	0.15 <e≦0.20< td=""><td>約 5.1×10¹⁹</td><td>5.5</td><td>5.0<e≦5.5< td=""><td>0</td></e≦5.5<></td></e≦0.20<>	約 5.1×10 ¹⁹	5.5	5.0 <e≦5.5< td=""><td>0</td></e≦5.5<>	0
0.30	0.20 <e≦0.30< td=""><td>約 5.0×10²⁰</td><td>6.0</td><td>5.5<e≦6.0< td=""><td>0</td></e≦6.0<></td></e≦0.30<>	約 5.0×10 ²⁰	6.0	5.5 <e≦6.0< td=""><td>0</td></e≦6.0<>	0
0.40	0.30 <e≦0.40< td=""><td>約 7.4×10²⁰</td><td>6.5</td><td>6.0<e≦6.5< td=""><td>0</td></e≦6.5<></td></e≦0.40<>	約 7.4×10 ²⁰	6.5	6.0 <e≦6.5< td=""><td>0</td></e≦6.5<>	0
0.45	0.40 <e≦0.45< td=""><td>約 1.5×10¹⁹</td><td>7.0</td><td>6.5<e≦7.0< td=""><td>0</td></e≦7.0<></td></e≦0.45<>	約 1.5×10 ¹⁹	7.0	6.5 <e≦7.0< td=""><td>0</td></e≦7.0<>	0
0.51	0.45 <e≦0.51< td=""><td>約 3.3×10¹⁹</td><td>7.5</td><td>7.0<e≦7.5< td=""><td>0</td></e≦7.5<></td></e≦0.51<>	約 3.3×10 ¹⁹	7.5	7.0 <e≦7.5< td=""><td>0</td></e≦7.5<>	0
0.512	0.51 <e≦0.512< td=""><td>約 1.9×10¹⁸</td><td>8.0</td><td>7.5<e≦8.0< td=""><td>0</td></e≦8.0<></td></e≦0.512<>	約 1.9×10 ¹⁸	8.0	7.5 <e≦8.0< td=""><td>0</td></e≦8.0<>	0
0.6	0.512 <e≦0.6< td=""><td>約 1.9×10²⁰</td><td>10.0</td><td>8.0<e≦10.0< td=""><td>0</td></e≦10.0<></td></e≦0.6<>	約 1.9×10 ²⁰	10.0	8.0 <e≦10.0< td=""><td>0</td></e≦10.0<>	0
0.7	0.6 <e≦0.7< td=""><td>約 7.4×10²⁰</td><td>12.0</td><td>10.0<e≦12.0< td=""><td>0</td></e≦12.0<></td></e≦0.7<>	約 7.4×10 ²⁰	12.0	10.0 <e≦12.0< td=""><td>0</td></e≦12.0<>	0
0.8	0.7 <e≦0.8< td=""><td>約 4.6×10²⁰</td><td>14.0</td><td>12.0<e≦14.0< td=""><td>0</td></e≦14.0<></td></e≦0.8<>	約 4.6×10 ²⁰	14.0	12.0 <e≦14.0< td=""><td>0</td></e≦14.0<>	0
1.0	0.8 <e≦1.0< td=""><td>約 1.6×10²⁰</td><td>20.0</td><td>14.0<e≦20.0< td=""><td>0</td></e≦20.0<></td></e≦1.0<>	約 1.6×10 ²⁰	20.0	14.0 <e≦20.0< td=""><td>0</td></e≦20.0<>	0
1.33	1.0 <e≦1.33< td=""><td>約 6.9×10¹⁹</td><td>30.0</td><td>$20.0 < E \leq 30.0$</td><td>0</td></e≦1.33<>	約 6.9×10 ¹⁹	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0
1.34	1.33 <e≦1.34< td=""><td>約 5.2×10¹⁶</td><td>50.0</td><td>$30.0 < E \le 50.0$</td><td>0</td></e≦1.34<>	約 5.2×10 ¹⁶	50.0	$30.0 < E \le 50.0$	0

表 4-17 原子炉冷却材喪失(仮想事故)時の原子炉建屋内の放射性物質からのエネルギ群別 ガンマ線積算線源強度(30日間積算値)

	/•	• 冰漠开冰冰		升险/
代表 エネルギ (MeV)	エネルギ範囲 (MeV)	積算線源強度 (Photons)	代表 エネルギ (MeV)	エネルギ範囲 (MeV)
0.01	E≦0.01	約 1.5×10 ¹⁴	1.5	1.34 <e≦1.5< td=""></e≦1.5<>
0.02	$0.01 \le \le 0.02$	約 1.3×10 ¹³	1.66	1.5 <e≦1.66< td=""></e≦1.66<>
0.03	$0.02 \le \le 0.03$	約 6.0×10 ¹⁴	2.0	1.66 <e≦2.0< td=""></e≦2.0<>
0.045	$0.03 \le \le 0.045$	約 1.5×10 ¹⁶	2.5	2.0 <e≦2.5< td=""></e≦2.5<>
0.06	$0.045 \le \le 0.06$	0	3.0	2.5 <e≦3.0< td=""></e≦3.0<>
0.07	$0.06 < E \le 0.07$	0	3.5	3.0 <e≦3.5< td=""></e≦3.5<>
0.075	$0.07 < E \le 0.075$	0	4.0	$3.5 \le E \le 4.0$
0.10	$0.075 \le \le 0.10$	約 9.4×10 ¹⁷	4.5	$4.0 \le \le 4.5$
0.15	0.10 <e≦0.15< td=""><td>約 2.4×10¹⁷</td><td>5.0</td><td>4.5<e≦5.0< td=""></e≦5.0<></td></e≦0.15<>	約 2.4×10 ¹⁷	5.0	4.5 <e≦5.0< td=""></e≦5.0<>
0.20	$0.15 \le 0.20$	約 2.5×10 ¹⁷	5.5	5.0 <e≦5.5< td=""></e≦5.5<>
0.30	$0.20 \le \le 0.30$	約 2.0×10 ¹⁷	6.0	5.5 <e≦6.0< td=""></e≦6.0<>
0.40	$0.30 \le \le 0.40$	約 3.8×10 ¹⁷	6.5	6.0 <e≦6.5< td=""></e≦6.5<>
0.45	$0.40 \le \le 0.45$	約 8.3×10 ¹⁵	7.0	6.5 <e≦7.0< td=""></e≦7.0<>
0.51	0.45 <e≦0.51< td=""><td>約 2.4×10¹⁵</td><td>7.5</td><td>7.0<e≦7.5< td=""></e≦7.5<></td></e≦0.51<>	約 2.4×10 ¹⁵	7.5	7.0 <e≦7.5< td=""></e≦7.5<>
0.512	$0.51 \le \le 0.512$	約 1.1×10 ¹⁵	8.0	7.5 <e≦8.0< td=""></e≦8.0<>
0.6	0.512 <e≦0.6< td=""><td>約 6.5×10¹⁶</td><td>10.0</td><td>8.0<e≦10.0< td=""></e≦10.0<></td></e≦0.6<>	約 6.5×10 ¹⁶	10.0	8.0 <e≦10.0< td=""></e≦10.0<>
0.7	0.6 <e≦0.7< td=""><td>約4.6×10¹⁶</td><td>12.0</td><td>10.0<e<math>\leq12.0</e<math></td></e≦0.7<>	約4.6×10 ¹⁶	12.0	10.0 <e<math>\leq12.0</e<math>
0.8	$0.7 \le \le 0.8$	約4.8×10 ¹⁶	14.0	12.0 $<$ E \leq 14.0
1.0	0.8 <e≦1.0< td=""><td>約 2.0×10¹⁶</td><td>20.0</td><td>$14.0 < E \le 20.0$</td></e≦1.0<>	約 2.0×10 ¹⁶	20.0	$14.0 < E \le 20.0$
1.33	$1.0 < E \le 1.33$	約 2.0×10 ¹⁶	30.0	20.0 < E \leq 30.0
1.34	1.33 <e≦1.34< td=""><td>約 8.5×10¹³</td><td>50.0</td><td>$30.0 < E \le 50.0$</td></e≦1.34<>	約 8.5×10 ¹³	50.0	$30.0 < E \le 50.0$

表4-18	主蒸気管破断	(仮想事故)時のタービン建屋内の放射性物質からのエネルギ群別
		ガンマ線積算線源強度(30日間積算値)

積算線源強度

(Photons)

約 3.8×10¹⁵

約 5.2×10¹⁵

約 6.1×10¹⁵

約 2.1×10¹⁶

約 1.5×10¹⁵

約 6.9×10¹³

約 2.1×10¹³

約7.8×10¹¹

0

0

0

0

0

0

0

0

0

0

0

0

0

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規) での記載
項目 非常 時 運 転 モ ー ド へ の 切 替 時	評価条件 15分	選定理由 運転員による手動隔 離操作を仮定し,隔離 操作に要する時間を 十分見込んだ後に,再 循環運転(少量外気取 入時)に切り替わるも のとして設定	 での記載 での記載 7.3.2(6) 中央制御室の自動隔 離を期待する場合には、その起 動信号を明確にするとともに 隔離に要する時間を見込む。ま た、隔離のために手動操作が必 要な場合には、隔離に要する時 間に加えて運転員が事故を検 知してから操作を開始するま で10分以上の時間的余裕を見
			込んで計算する。

表4-19 中央制御室換気系設備等条件(設計基準事故時)

被ばく経路		原子炉冷却材喪失(単位:mSv)		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量 の合計値
	 原子炉施設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1.1×10 ⁻¹	約1.1×10 ⁻¹
中央	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 制御室内での被ばく	_	約1.9×10 ⁻¹	約1.9×10 ⁻¹
制御室内	 ③ 室内に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9.4×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.1×10 ¹
	小計 (①+②+③)	約9.4×10º	約2.2×10º	約1.2×10 ¹
	④ 原子炉施設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	_	約1.0×10 ⁰	約1.0×10 ⁰
入退域時	⑤ 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	約3.3×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁻¹	約4.8×10-1
-	小計 (④+⑤)	約3.3×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁰	約1.5×10 ⁰
	合計 (①+②+③+④+⑤)	約9.8×10 ⁰	約3.4×10 ⁰	約13

表 4-20 原子炉冷却材喪失(仮想事故)時における 中央制御室の運転員の実効線量の内訳(6号機)

被ばく経路		原子炉冷却材喪失(単位:mSv)		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量 の合計値
	 原子炉施設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 ⁻³	約3.8×10 ⁻³
中央制	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 制御室内での被ばく	_	約3.1×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁻¹
御 室 内	③ 室内に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1.7×10 ¹	約3.2×10 ⁰	約2. 0×10^{1}
	小計 (①+②+③)	約1.7×10 ¹	約3.5×10°	約2.1×10 ¹
	④ 原子炉施設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	_	約1.4×10 ⁰	約1.4×10 ⁰
入退域時	⑤ 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	約3.3×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁻¹	約4.8×10-1
	小計 (④+⑤)	約3.3×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁰	約1.8×10 ⁰
	合計 (①+②+③+④+⑤)	約1.7×10 ¹	約5.1×10 ⁰	約22

表 4-20 原子炉冷却材喪失(仮想事故)時における 中央制御室の運転員の実効線量の内訳(7号機)

被ばく経路		主蒸気管破断(単位:mSv)		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量 の合計値
	 原子炉施設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1.6×10 ⁻⁵	約1.6×10 ⁻⁵
中央制	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 制御室内での被ばく	_	約9.0×10 ⁻⁴	約9.0×10 ⁻⁴
御室内	③ 室内に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3.8×10 ⁻¹	約1.2×10 ⁻²	約3.9×10 ⁻¹
	小計 (①+②+③)	約3.8×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻²	約3.9×10 ⁻¹
	④ 原子炉施設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	_	約5.5×10 ⁻⁴	約5.5×10 ⁻⁴
入退域時	⑤ 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	約9.1×10 ⁻³	約5.3×10 ⁻⁴	約9.6×10 ⁻³
	小計 (④+⑤)	約9.1×10 ⁻³	約1.1×10 ⁻³	約1.0×10 ⁻²
	合計 (①+②+③+④+⑤)	約3.9×10 ⁻¹	約1.4×10 ⁻²	約0.40

表 4-21 主蒸気管破断(仮想事故)時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳(6号機)

被ばく経路		主蒸気管破断(単位:mSv)		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量 の合計値
	 原子炉施設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9.0×10 ⁻⁴	約9.0×10 ⁻⁴
中央制	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 制御室内での被ばく	_	約1.3×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻³
御室内	③ 室内に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5.5×10 ⁻¹	約1.8×10 ⁻²	約5.7×10 ⁻¹
	小計 (①+②+③)	約5.5×10 ⁻¹	約2.1×10 ⁻²	約5.7×10 ⁻¹
	④ 原子炉施設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	_	約5.6×10 ⁻⁴	約5.6×10 ⁻⁴
入退城時	⑤ 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	約1.2×10 ⁻²	約5.3×10 ⁻⁴	約1.3×10 ⁻²
	小計 (④+⑤)	約1.2×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻³	約1.3×10 ⁻²
	合計 (①+②+③+④+⑤)	約5.6×10 ⁻¹	約2.2×10 ⁻²	約0.58

表 4-21 主蒸気管破断(仮想事故)時における中央制御室の運転員の実効線量の内訳(7号機)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
発災 プラント	柏崎刈羽原子力発電所 第6号機及び第7号機	号機ごとに評価し被ばく 線量を足し合わせる。	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設たと想定して評価を 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+非常用 炉心冷却系喪失」(6号機 及び7号機のうち,片方 の号機において代替循 環冷却系を使用できず, 格納容器圧力逃がし装 置を用いた格納容器ベ ントを実施した場合に ついても想定する)(全 交流動力電源喪失の重 畳を考慮)	審査ガイドに示されたと おり,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 て設定	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	3926MW	定格熱出力	_
初期濃縮度	3. 8%	9×9燃料炉心のU-235初期 濃縮度	_
炉心比出力	26MW/t	熱出力に基づく炉心比出 力	—
運転時間	1サイクルあたり 10000時間(約417日)	1サイクル13ヶ月(395日) を考慮して長めに設定	—
取替炉心の 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	取替燃料炉心の燃料装荷 割合に基づき設定	

表4-22	大気中への放出量評価条件	(炉心の著しい指傷が発生した場合)	(1/7)
· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·			(±/・/

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
		「単位熱出力当たりの炉	
	希ガス類:約2.6×10 ¹⁹ Bq	心内蓄積量(Bq/MW)」×	
	よう素類:約3.4×10 ¹⁹ Bq	「3926MW(定格熱出力)」	
	Cs類 :約1.3×10 ¹⁸ Bq	(単位熱出力当たりの炉	
	Te類 :約9.5×10 ¹⁸ Bq	心蓄積量 (Bq/MW) は, BWR	4.3(1)a. 希刀ス
炉心	Ba類 :約2.9×10 ¹⁹ Bq	共通条件として、柏崎刈	類、ヨワ素類、US類、
内蔵量	Ru類 :約2.9×10 ¹⁹ Bq	羽原子力発電所第6号機	1e 頬、Ba 頬、Ku 頬、
	Ce類 :約8.9×10 ¹⁹ Bq	及び第7号機と同じ装荷	Ce 類 及 い La 類 を 考
	La類 :約6.5×10 ¹⁹ Bq	燃料(9×9燃料(A型)),	思りる。
	(核種毎の炉心内蓄積量を核種類	運転時間(10000時間)で	
	ごとに集約して記載)	算出したABWRのサイ	
		クル末期の値を使用)	
	百子 「「「な納容 哭漏 ラレン・	原子炉格納容器漏えい:	
	事故登生直後(たお) 放射性物	MAAP解析に基づく。	
	留け MAAP解析に基づき事		
	故発生約0.3時間後から漏えい)		
	格納容器ベント:		4.3(4)a.放射性物
	事故発生から約38時間後	格納容器ベント:MAA	質の大気中への放
		P解析に基づく。	出開始時刻及び放
11	原子炉建屋からの漏えい:		出継続時間は、
放出	事故発生直後及び非常用ガス処	原子炉建屋からの漏え	4.1(2)aで選定した
開始時間	理系の停止直後	い:原子炉建屋原子炉区	事故シーケンスの
		或(二次格納施設)の負圧 ジャンドナスはカレ	ソースターム解析
		が解視する時刻	結果を基に設定す
	非常用ガス処理系による放出:	北岸田ガラ加田文にトス	る。
	事故発生から40分後	か市用ルへ処理ボによる お申・非労用ガラ加囲	
		川山・介市川ルへ処埋ボ の記動時間及び回乙炉建	
		家庭到时间及U家了炉建 屋面子后区城(一次枚纳	
		「上小」, 「一〇一八日川」 「「「」」、「一〇一一八日川」	
		基に設定	

表4-22 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/7)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉格納容 器内pH制御の 効果	考慮しない。	原子炉格納容器内 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,保守的に 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。
原子炉圧力容	粒之母とさ妻・50/	原子炉格納容器内	4.3(1)a. 原子炉格 納容器内への放出割
格納容器に放	~ 1 (ひょうボ・5 / 0 毎機上う素 ・91%	phillipipiの効果に効 待したいため R	合の設定に際し、ヨ
出されるよう	「「「「「「」」」(1)	G. 1.195 ^{*1} に基づ	ウ素類の性状を適切
素の形態		き設定	に考慮する。
原子炉格納容 器から原子炉 建屋への漏え い率 (希ガス, エアロゾル及 び 有 機 よ う 素)	 MAAP解析にて以下のように開口 面積を格納容器圧力の範囲で設定 し,設定した開口面積と格納容器圧 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: 0.9Pd で 0.4%/日 1~2Pd: 2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積 	原子炉格納容器の 設計漏えい率 (0.9Pdで0.4%/ 日)及びAECの式等 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
原子炉格納容 器から原子炉 建屋への漏え い率(無機よ う素)	事故発生 0~1.5時間後:0.4%/日(一定) 1.5~168時間後:1.3%/日(一定)	原子炉格納容器の 設計漏えい率 (0.9Pdで0.4%/ 日)及びAECの式等 に基づき設定(格 納容器圧力が最初 に0.9Pdに到達し た以降は,1.3%/ 日の漏えい率を設 定)	事故シーケンスの事 故進展解析結果を基 に設定する。

表4-22 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(3/7)

<u> </u>			
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
			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
	MAAD 短行に甘べく (決美 斗		事故シーケンスの事
原子炉格納容器	MAAP 麻何に奉づく(犯有,リ	МААРЛЕР送動	故進展解析条件を基
内での除去効果	ノレッションノールでのヘクノ	MAAPのFP辛動	に設定する。
(エアロゾル)			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			
内での除去効果	考慮しない。	保守的に設定	_
(有機よう素)			
			4.3(3)d. 原子炉格
	白	CSE実験*2及び	納容器内の自然沈着
	日 ※ 化 看 平 · 9.0 ~ 10 (1/S)	Standard Review	率については、実験
原子炉格納容器	(尿丁が俗利谷部内の取八付任	Plan 6.5.2* ³ に基づ	等から得られた適切
内での除去効果 (無機よう素)	重がら1/200まで)	き設定	なモデルを基に設定
			する。
	サプレッションプールのフカラ	Standard Review	
	リノレツションノールのヘクノ レンガにトス除土劫田・10	Plan 6.5.5 ^{*4} に基づ	_
	レイクによる际式効素:10	き設定	

表4-22 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(4/7)

<u></u>	22 八风中***/	が 成山 単計 Ш 未 件 (が 心 の 者	しい頃房が光生しん	こ場日) (3/7)
項目		評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
停内す格ら屋い上蔵る納原へ割時量原容子の合けが炉い子器炉漏	格ンを場代却て束を場った。 格ンを場合 茶系事す想合 の定 環用をこする 冷い収とる	 希ガス類:約1.4×10⁻² よう素類:約6.6×10⁻⁴ Cs類:約2.8×10⁻⁵ Te類:約5.6×10⁻⁶ Ba類:約2.3×10⁻⁶ Ru類:約2.3×10⁻⁸ Ce類:約5.6×10⁻⁸ Ce類:約5.6×10⁻³ 不ガス類:約9.1×10⁻² よう素類:約3.7×10⁻³ Cs類:約2.7×10⁻⁵ Te類:約5.4×10⁻⁶ Ba類:約2.2×10⁻⁶ Ru類:約2.7×10⁻⁷ La類:約2.2×10⁻⁸ Ce類:約5.4×10⁻⁸ 	MAAP解析結 果及びNUREG- 1465 ^{*5} の知見に 基づき設定 よう素類につい でき、 素」にの 化 学のの に 来 り、 よ り た に る 本 り 、 よ り た の 知見に	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 容器の漏え い孔におけ る捕集効果	考慮しない。		保守的に考慮し ないものとした。	

表4-22 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(5/7)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
原子炉建屋から大 気への漏えい率 (原子炉建屋原子 炉区域(二次格納 施設)負圧維持期 間以外)	無限大 回/日(地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建 屋へ漏えいした放射性物質は, 即座にすべて大気へ漏えいする ものとして評価)	保守的に設定	_
原子炉建屋から大 気への放出率(原 子炉建屋原子炉区 域(二次格納施設) 負圧維持期間)	非常用ガス処理系の定格風量 2000m ³ /hによる換気率(約 (回/日))により主排気筒 から屋外に放出(ただし,原子 炉建屋原子炉区域(二次格納施 設)内()の放射性物質 濃度変化は換気率0.5(回/日)を 用いて評価)	設計値に基づき設 定(非常用ガス処 理系のファン容 量)	4.3(3)a. 非常用ガ
非常用ガス処理系 起動時間及び原子 炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 負圧達成時間	非常用ガス処理系起動時間: 事故発生から30分後 原子炉建屋原子炉区域(二次格 納施設)負圧達成時間: 事故発生から40分後	起動操作時間(30 分)+負圧達成時 間(10分)(起動 に伴い原子炉建屋 は負圧になるが, 保守的に負圧達成 時間として10分を 想定)	ス処理糸(BWR) ス処理糸(BWR) はアニュラス空気浄 化設備(PWR)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。
運転時間	格納容器ベントを実施する場 合:事故発生から40分後~31時 間後 代替循環冷却系により事象収束 する場合:事故発生から40分後 ~168時間後	運用を基に設定	
非常用ガス処理系 のフィルタ除去効 率	考慮しない。	保守的に設定	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。
燃料取替床ブロー アウトパネル及び 主蒸気系トンネル 室ブローアウトパ ネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋内の急 激な圧力上昇等に よる燃料取替床ブ ローアウトパネル 及び主蒸気系トン ネル室ブローアウ トパネルの開放が ないため。	_

表4-22 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(6/7)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドの記載
停止時炉内内蔵量 に対する格納容器 圧力逃がし装置へ の放出割合	希ガス類:約9.2×10 ⁻¹ よう素類:約3.3×10 ⁻² Cs類:約2.6×10 ⁻⁶ Te類:約5.2×10 ⁻⁷ Ba類:約2.1×10 ⁻⁷ Ru類:約2.6×10 ⁻⁸ La類:約2.1×10 ⁻⁹ Ce類:約5.2×10 ⁻⁹	MAAP解析結果及 びNUREG-1465*5の知 見に基づき設定 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。
格納容器圧力逃が し装置の除去係数	希ガス:1 有機よう素:50 無機よう素:1000 エアロゾル:1000	設計値に基づき設定	_
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7 日間における運転員 の実効線量を評価す る観点から設定	 3. (解釈)第74条(原子炉 制御室) 1 b)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。

表4-22 大気中への放出量評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)(7/7)

- 注記*1 :R.G.1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors"
 - *2 : 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", Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971
 - *3 :Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
 - *4 : Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007
 - *5 : NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995

表 4-23 大気中への放出量評価結果(事故後7日間積算)(炉心の著しい損傷が発生した場合) (1/2)(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)

	放出放射能量(Bq)(gross 值)(単一号機)
核種類	原子炉建屋からの漏えい及び
	非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 3.8×1017
よう素類	約 1.6×1016
Cs 類	約 3.9×10 ¹³
Te 類	約 2.9×10 ¹³
Ba 類	約 2.8×10 ¹³
Ru 類	約 4.6×10 ¹²
Ce 類	約 3.5×10 ¹²
La 類	約 8. 2×10 ¹¹

表 4-23 大気中への放出量評価結果(事故後7日間積算)(炉心の著しい損傷が発生した場合) (2/2)(格納容器ベントの実施を想定する場合)

	放出放射能量(Bq)(gross 值)(単一号機)				
核種類	格納容器圧力逃がし装置及び	原子炉建屋からの漏えい及び			
	よう素フィルタを経由した放出	非常用ガス処理系による放出			
希ガス類	約7.8×10 ¹⁸	約 1.3×10 ¹⁷			
よう素類	約 6.4×10 ¹⁵	約 7.5×10 ¹⁵			
Cs 類	約 3.4×10 ⁹	約 4. 0×10 ¹³			
Te 類	約 2.4×10 ⁹	約 3. 3×10 ¹³			
Ba 類	約 2.3×10 ⁹	約 3. 0×10 ¹³			
Ru 類	約 3.7×10 ⁸	約 5. 0 $ imes$ 10 12			
Ce 類	約 3.0×10 ⁸	約 4.1×10 ¹²			
La 類	約 6.6×10 ⁷	約 8.8×10 ¹¹			

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全放出源,全核種: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	【6 号機】 ・格納容器圧力逃がし装置配 管:地上40.4m ・原子炉建屋中心:地上0m ・主排気筒:地上73m 【7 号機】 ・格納容器圧力逃がし装置配 管:地上39.7m ・原子炉建屋中心:地上0m ・主排気筒:地上73m	格納容器圧力逃が し装置からの放出 は、実際の高さを設 定。原子炉建屋から の放出は、保守的に 地上放出として設 定。 放出エネルギによ る影響は考慮しな い。	 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。
大気拡散評 価地点及び 評価距離	 【中央制御室滞在時(中央制御室中心)】 (6号機) 格納容器圧力逃がし装置配管:58m 原子炉建屋中心:79m 主排気筒:56m (7号機) 格納容器圧力逃がし装置配管:74m 原子炉建屋中心:54m 主排気筒:79m 【入退域時(コントロール建屋入口)】 (6号機) 格納容器圧力逃がし装置配管:85m 原子炉建屋中心:101m 主排気筒:76m (7号機) 格納容器圧力逃がし装置配管:61m 原子炉建屋中心:37m 主排気筒:58m 	放出源から評価点 までの距離は,保守 的な評価となるよ うに水平距離とし て設定	

表4-24 大気拡散評価条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

放出源	評価点	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
6 号機格納容器	中央制御室 中心	5. 1×10^{-4}	3.8 $\times 10^{-18}$
圧力逃がし装置配管	コントロール 建屋入口	4. 7×10^{-4}	3. 7×10^{-18}
7 号機格納容器	中央制御室 中心	8.5 $\times 10^{-4}$	6. 4×10^{-18}
圧力逃がし装置配管	コントロール 建屋入口	9.8×10 ⁻⁴	7. 4×10^{-18}
6 号機	中央制御室 中心	9. 5×10^{-4}	3.8 $\times 10^{-18}$
原子炉建屋中心	コントロール 建屋入口	9. 1×10 ⁻⁴	3. 7×10^{-18}
7 号機	中央制御室 中心	1. 7×10^{-3}	6. 3×10^{-18}
原子炉建屋中心	コントロール 建屋入口	2. 0×10^{-3}	7. 2×10^{-18}
6 县继宁排复管	中央制御室 中心	5. 1×10^{-4}	3.8 $\times 10^{-18}$
0 万1或土护区(同)	コントロール 建屋入口	4.8 $\times 10^{-4}$	3. 7×10^{-18}
7 县楼宁地复驾	中央制御室 中心	8. 4×10^{-4}	6. 4×10^{-18}
(匀 I效 土切F 头 同	コントロール 建屋入口	9.8×10 ⁻⁴	7. 4×10^{-18}

表 4-25 相対濃度及び相対線量の評価結果(炉心の著しい損傷が発生した場合)*

注記*:被ばく評価には有効数字2桁(3桁目を四捨五入)の相対濃度及び相対線量を用いる。

表4-26 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度(1/2)

エネル	ギ(MeV)		積算線	源強度*1(p	hotons) (1	単一号機当	たり)	
下阳	L.7日*2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
74 T	二段二	時点						
—	1.00×10^{-2}	2.7 $\times 10^{19}$	1.3×10^{20}	3. 2×10^{20}	6. 1×10^{20}	9.6×10 ²⁰	1. 4×10^{21}	1.8×10^{21}
1.00×10^{-2}	2. 00×10^{-2}	2. 7×10^{19}	1.3×10^{20}	3. 2×10^{20}	6. 1×10^{20}	9.6×10 ²⁰	1. 4×10^{21}	1.8×10^{21}
2.00 $\times 10^{-2}$	3. 00×10^{-2}	3. 2×10^{19}	1.5×10^{20}	3. 7×10^{20}	6. 7×10^{20}	1.0×10^{21}	1. 4×10^{21}	1.8×10^{21}
3. 00×10^{-2}	4. 50×10^{-2}	5. 1×10^{20}	2.9 $\times 10^{21}$	7.7 $\times 10^{21}$	1.5×10^{22}	2. 4×10^{22}	3. 4×10^{22}	4.5 $\times 10^{22}$
4. 50×10^{-2}	6. 00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.0×10 ¹⁸	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	2. 4×10^{19}	3. 3×10^{19}	4. 3×10^{19}
6. 00×10^{-2}	7.00 $\times 10^{-2}$	1.0×10^{18}	3. 3×10^{18}	6.6 $\times 10^{18}$	1.1×10^{19}	1.6×10^{19}	2. 2×10^{19}	2.9 $\times 10^{19}$
7.00 $\times 10^{-2}$	7. 50×10^{-2}	7. 4×10^{19}	4. 3×10^{20}	1.1×10^{21}	2. 2×10^{21}	3. 5×10^{21}	5. 0×10^{21}	6. 7×10^{21}
7. 50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3. 7×10^{20}	2. 1×10^{21}	5. 7×10^{21}	1.1×10^{22}	1.8×10^{22}	2. 5×10^{22}	3. 4×10^{22}
1.00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	1.2×10^{18}	2.9 $\times 10^{18}$	4.8 $\times 10^{18}$	7. 0×10^{18}	9.5 $\times 10^{18}$	1.2×10^{19}	1.5×10^{19}
1.50×10^{-1}	2. 00×10^{-1}	1.2×10^{20}	3. 2×10^{20}	4. 4×10^{20}	5. 0×10^{20}	5. 4×10^{20}	5.8 $\times 10^{20}$	6. 1×10^{20}
2.00 $\times 10^{-1}$	3. 00×10^{-1}	2. 3×10^{20}	6. 5×10^{20}	8.9 $\times 10^{20}$	1.0×10^{21}	1.1×10^{21}	1.2×10^{21}	1.2×10^{21}
3. 00×10^{-1}	4. 00×10^{-1}	3. 6×10^{19}	1.2×10^{20}	2. 6×10^{20}	4. 7×10^{20}	7. 2×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}
4. 00×10^{-1}	4. 50×10^{-1}	1.8×10^{19}	5.9 $\times 10^{19}$	1.3×10^{20}	2. 3×10^{20}	3. 6×10^{20}	5. 1×10^{20}	6.8 × 10 ²⁰
4. 50×10^{-1}	5. 10×10^{-1}	2. 7×10^{19}	6.6 $\times 10^{19}$	1.0×10^{20}	1.3×10^{20}	1. 6×10^{20}	1.8×10^{20}	2. 0×10^{20}
5. 10×10^{-1}	5. 12×10^{-1}	9. 1×10^{17}	2. 2×10^{18}	3. 4×10^{18}	4. 4×10^{18}	5. 3×10^{18}	6. 0×10^{18}	6.7 $\times 10^{18}$
5. 12×10^{-1}	6. 00×10^{-1}	4. 0×10^{19}	9.6 $\times 10^{19}$	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2. 3×10^{20}	2. 7×10^{20}	3. 0×10^{20}
6.00 $\times 10^{-1}$	7.00 $\times 10^{-1}$	4. 6×10^{19}	1.1×10^{20}	1.7×10^{20}	2. 2×10^{20}	2.6×10 ²⁰	3. 0×10^{20}	3. 4×10^{20}
7.00 $\times 10^{-1}$	8. 00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5 $\times 10^{19}$	3.8 $\times 10^{19}$	5. 0×10^{19}	6. 0×10^{19}	6. 9×10^{19}	7.7 $\times 10^{19}$
8.00 $\times 10^{-1}$	1.00×10^{0}	2. 5×10^{19}	5. 1×10^{19}	7. 6×10^{19}	9.9 $\times 10^{19}$	1. 2×10^{20}	1. 4×10^{20}	1.5×10^{20}
1.00×10^{0}	$1.33 \times 10^{\circ}$	2. 1×10^{19}	3. 2×10^{19}	3. 9×10^{19}	4. 5×10^{19}	4.9 $\times 10^{19}$	5. 2×10^{19}	5. 4×10^{19}
$1.33 \times 10^{\circ}$	$1.34 \times 10^{\circ}$	6. 4×10^{17}	9.8 $\times 10^{17}$	1.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1. 5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.6×10^{18}
$1.34 \times 10^{\circ}$	$1.50 \times 10^{\circ}$	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.9×10^{19}	2. 2×10^{19}	2. 4×10^{19}	2. 5×10^{19}	2. 6×10^{19}
$1.50 \times 10^{\circ}$	1.66×10^{0}	3. 4×10^{18}	4. 2×10^{18}	4. 5×10^{18}	4. 7×10^{18}	4.8×10 ¹⁸	4.9 $\times 10^{18}$	4.9 $\times 10^{18}$
$1.66 \times 10^{\circ}$	2.00 $\times 10^{\circ}$	7. 2×10^{18}	9.0×10 ¹⁸	9. 6×10^{18}	9.9 $\times 10^{18}$	1.0×10^{19}	1. 0×10^{19}	1.1×10^{19}
2.00 $\times 10^{\circ}$	2. $50 \times 10^{\circ}$	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1. 7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}
2. $50 \times 10^{\circ}$	3. $00 \times 10^{\circ}$	5. 5×10^{17}	5. 6×10^{17}	5. 7×10^{17}	5.8 $\times 10^{17}$	5.9 $\times 10^{17}$	5. 9×10^{17}	6. 0×10^{17}
3. $00 \times 10^{\circ}$	3. $50 \times 10^{\circ}$	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}
3. $50 \times 10^{\circ}$	4. $00 \times 10^{\circ}$	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}	7. 2×10^{15}
4. $00 \times 10^{\circ}$	4. $50 \times 10^{\circ}$	1.6×10^{6}	3. 4×10^{6}	5. 2×10^{6}	7. 0×10^{6}	8.7 $\times 10^{6}$	1.1×10^{7}	1.2×10^{7}
4. $50 \times 10^{\circ}$	5. $00 \times 10^{\circ}$	1.6×10^{6}	3. 4×10^{6}	5. 2×10^{6}	7. 0×10^{6}	8.7 $\times 10^{6}$	1.1×10^{7}	1.2×10^{7}
5.00 $\times 10^{\circ}$	5. $50 \times 10^{\circ}$	1.6×10^{6}	3. 4×10^{6}	5. 2×10^{6}	7. 0×10^{6}	8.7 $\times 10^{6}$	1.1×10^{7}	1.2×10^{7}
5. $50 \times 10^{\circ}$	6.00 $\times 10^{\circ}$	1.6×10^{6}	3. 4×10^{6}	5. 2×10^{6}	7. 0×10^{6}	8.7 $\times 10^{6}$	1.1×10^{7}	1.2×10^{7}
6.00 $\times 10^{\circ}$	6. $50 \times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	3. 9×10^{5}	5.9 $\times 10^{5}$	8. 0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
6. $50 \times 10^{\circ}$	$7.00 \times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	3. 9×10^{5}	5.9 $\times 10^{5}$	8. 0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
7.00 $\times 10^{\circ}$	7.50 $\times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	3. 9×10^{5}	5.9 $\times 10^{5}$	8. 0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
7.50 $\times 10^{\circ}$	8.00 $\times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	3. 9×10^{5}	5. 9×10^{5}	8. 0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
8.00 $\times 10^{\circ}$	1.00×10^{1}	5. 7×10^4	1.2×10^{5}	1.8×10^{5}	2. 5×10^{5}	3. 1×10^{5}	3. 7×10^{5}	4. 3×10^{5}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	2.8 $\times 10^{4}$	6. 0×10^4	9.1×10 ⁴	1.2×10^{5}	1.5×10^{5}	1.9×10^{5}	2. 2×10^{5}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0	0	0	0	0	0	0
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0	0	0	0	0	0	0
2.00 $\times 10^{1}$	3. 00 $\times 10^{1}$	0	0	0	0	0	0	0
3. 00×10^{1}	5. 00×10^{1}	0	0	0	0	0	0	0

(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギ

表 4-26 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度(2/2)

エネル	ギ(MeV)		積算線	源強度*1(p	hotons) (1	単一号機当	たり)	
		24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
下限	上限**	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
—	1. 00×10^{-2}	2.7 $\times 10^{19}$	1.4×10^{20}	2.6 $\times 10^{20}$	3. 6×10^{20}	4. 5×10^{20}	5. 3×10^{20}	6. 0×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00 $\times 10^{-2}$	2.7 $\times 10^{19}$	1.4×10^{20}	2.6 $\times 10^{20}$	3. 6×10^{20}	4. 5×10^{20}	5. 3×10^{20}	6. 0×10^{20}
2.00 $\times 10^{-2}$	3. 00×10^{-2}	3. 1×10^{19}	1.6×10^{20}	2.9 $\times 10^{20}$	4. 0×10^{20}	4.8 $\times 10^{20}$	5. 5×10^{20}	6. 1×10^{20}
3. 00×10^{-2}	4. 50×10^{-2}	5. 0×10^{20}	3. 1×10^{21}	6. 0×10^{21}	8.6 $\times 10^{21}$	1.1×10^{22}	1.3×10^{22}	1.5×10^{22}
4. 50×10^{-2}	6.00 $\times 10^{-2}$	1.5×10^{18}	5. 2×10^{18}	8.3 $\times 10^{18}$	1.1×10^{19}	1. 3×10^{19}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}
6. 00×10^{-2}	7.00 $\times 10^{-2}$	1.0×10^{18}	3. 5×10^{18}	5.5 $\times 10^{18}$	7. 2×10^{18}	8.6×10 ¹⁸	9.8 $\times 10^{18}$	1.1×10^{19}
7.00 \times 10 ⁻²	7.50 $\times 10^{-2}$	7.3 $\times 10^{19}$	4. 5×10^{20}	8.9 $\times 10^{20}$	1.3×10^{21}	1.6×10^{21}	1.9×10^{21}	2. 2×10^{21}
7.50 \times 10 ⁻²	1.00×10^{-1}	3. 6×10^{20}	2. 2×10^{21}	4. 5×10^{21}	6. 4×10^{21}	8. 1×10^{21}	9.6 $\times 10^{21}$	1.1×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	3. 0×10^{18}	4. 2×10^{18}	5. 1×10^{18}	5.8 $\times 10^{18}$	6. 4×10^{18}	7. 0×10^{18}
1.50×10^{-1}	2.00 $\times 10^{-1}$	1.1×10^{20}	3. 4×10^{20}	4. 1×10^{20}	4. 3×10^{20}	4. 4×10^{20}	4. 5×10^{20}	4. 6×10^{20}
2.00 $\times 10^{-1}$	3. 00×10^{-1}	2. 3×10^{20}	6.8 $\times 10^{20}$	8. 2×10^{20}	8.6 $\times 10^{20}$	8.8×10 ²⁰	9. 0×10^{20}	9. 1×10^{20}
3. 00×10^{-1}	4. 00×10^{-1}	3. 5×10^{19}	1.2×10^{20}	2. 2×10^{20}	3. 0×10^{20}	3.8 $\times 10^{20}$	4. 5×10^{20}	5. 2×10^{20}
4.00 $\times 10^{-1}$	4. 50×10^{-1}	1.8×10^{19}	6. 1×10^{19}	1.1×10^{20}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2. 3×10^{20}	2. 6×10^{20}
4. 50×10^{-1}	5. 10×10^{-1}	2.7 $\times 10^{19}$	6. 7×10^{19}	8.6 $\times 10^{19}$	9.6 $\times 10^{19}$	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}	1.1×10^{20}
5. 10×10^{-1}	5. 12×10^{-1}	9.0×10 ¹⁷	2. 2×10^{18}	2.9 $\times 10^{18}$	3. 2×10^{18}	3. 4×10^{18}	3. 6×10^{18}	3.8 $\times 10^{18}$
5. 12×10^{-1}	6. 00×10^{-1}	4. 0×10^{19}	9. 7×10^{19}	1.3×10^{20}	1.4×10^{20}	1. 5×10^{20}	1.6×10^{20}	1. 7×10^{20}
6.00 $\times 10^{-1}$	7.00 $\times 10^{-1}$	4.5 $\times 10^{19}$	1.1×10^{20}	1.4×10^{20}	1.6×10^{20}	1. 7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.9×10^{20}
7.00 $\times 10^{-1}$	8.00 $\times 10^{-1}$	1.3×10^{19}	2. 5×10^{19}	2.9 $\times 10^{19}$	3. 2×10^{19}	3. 4×10^{19}	3. 6×10^{19}	3. 7×10^{19}
8.00 $\times 10^{-1}$	1.00×10^{0}	2.5 $\times 10^{19}$	5. 1×10^{19}	5.9 $\times 10^{19}$	6. 4×10^{19}	6.8 $\times 10^{19}$	7. 2×10^{19}	7.5 $\times 10^{19}$
1.00×10^{0}	$1.33 \times 10^{\circ}$	2. 1×10^{19}	3. 2×10^{19}	3. 5×10^{19}	3. 7×10^{19}	3. 7×10^{19}	3.8 $\times 10^{19}$	3.8 $\times 10^{19}$
1.33×10^{0}	$1.34 \times 10^{\circ}$	6. 3×10^{17}	9.8×10 ¹⁷	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
$1.34 \times 10^{\circ}$	$1.50 \times 10^{\circ}$	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.9×10^{19}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	3. 4×10^{18}	4. 2×10^{18}	4. 3×10^{18}	4. 3×10^{18}	4. 3×10^{18}	4. 3×10^{18}	4. 3×10^{18}
1.66×10^{0}	2.00 $\times 10^{\circ}$	7.1 \times 10 ¹⁸	8.9 $\times 10^{18}$	9. 1×10^{18}	9. 2×10^{18}	9. 2×10^{18}	9. 2×10^{18}	9. 2×10^{18}
2.00 $\times 10^{\circ}$	2. $50 \times 10^{\circ}$	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1. 6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}
2. $50 \times 10^{\circ}$	3. $00 \times 10^{\circ}$	5. 3×10^{17}	5. 4×10^{17}	5. 4×10^{17}	5. 4×10^{17}	5. 5×10^{17}	5. 5×10^{17}	5. 5×10^{17}
3. 00×10^{0}	3. $50 \times 10^{\circ}$	6.9 $\times 10^{15}$	6. 9×10^{15}	6.9 $\times 10^{15}$	6.9 $\times 10^{15}$	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}
3. $50 \times 10^{\circ}$	4. $00 \times 10^{\circ}$	6.9 $\times 10^{15}$	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}	6. 9×10^{15}
4. $00 \times 10^{\circ}$	4. $50 \times 10^{\circ}$	1.7×10^{6}	3. 5×10^{6}	5. 4×10^{6}	7. 2×10^{6}	9.0 $\times 10^{6}$	1.1×10^{7}	1. 3×10^{7}
4. $50 \times 10^{\circ}$	5.00 $\times 10^{\circ}$	1.7×10^{6}	3. 5×10^{6}	5. 4×10^{6}	7. 2×10^{6}	9. 0×10^{6}	1.1×10^{7}	1. 3×10^{7}
5.00 $\times 10^{\circ}$	5. $50 \times 10^{\circ}$	1.7×10^{6}	3. 5×10^{6}	5. 4×10^{6}	7. 2×10^{6}	9. 0×10^{6}	1.1×10^{7}	1.3×10^{7}
5. $50 \times 10^{\circ}$	6.00 $\times 10^{\circ}$	1.7×10^{6}	3.5 $\times 10^{6}$	5. 4×10^{6}	7. 2×10^{6}	9.0 $\times 10^{6}$	1.1×10^{7}	1.3×10^{7}
6.00 $\times 10^{\circ}$	6. $50 \times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	4. 0×10^{5}	6. 1×10^5	8. 3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
6. $50 \times 10^{\circ}$	7.00 $\times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	4. 0×10^{5}	6. 1×10^5	8. 3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
7.00 $\times 10^{\circ}$	7.50 $\times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	4. 0×10^{5}	6. 1×10^5	8. 3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
7.50 $\times 10^{\circ}$	8.00 $\times 10^{\circ}$	1.9×10^{5}	4. 0×10^{5}	6. 1×10^{5}	8. 3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
8.00 $\times 10^{\circ}$	1.00×10^{1}	5. 9×10^4	1.2×10^{5}	1.9×10^{5}	2. 5×10^{5}	3. 2×10^5	3.8 $\times 10^{5}$	4. 5×10^{5}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	2.9 $\times 10^4$	6. 2×10^4	9. 4×10^4	1.3×10^{5}	1.6×10^{5}	1.9×10^{5}	2. 2×10^5
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0	0	0	0	0	0	0
1. 40×10^{1}	2.00×10 ¹	0	0	0	0	0	0	0
2.00×10 ¹	3. 00×10^{1}	0	0	0	0	0	0	0
3. 00×10^{1}	5.00 $\times 10^{1}$	0	0	0	0	0	0	0

(格納容器ベントの実施を想定する場合)

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギ

表 4-27 スカイシャインガンマ線の評価に用いるよう素フィルタの体積線源の線源強度 (格納容器ベント開始直後)

エネル	線源強度(photons/s)	
下限	上限 (代表エネルギ)	よう素フィルタ* ^{1,*2}
_	2.00×10^{-2}	約 7.1×10 ¹⁶
2. 00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.1×10 ¹⁶
3. 00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.0×10 ¹⁶
4. 50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.3×10 ¹⁶
7. 00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.0×10 ¹⁶
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.0×10 ¹⁵
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.9×10 ¹⁶
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.8×10 ¹⁶
4. 50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.0×10 ¹⁷
7. 00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 1.6×10 ¹⁷
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	約 3.8×10 ¹⁶
1.50×10^{0}	2. 00×10^{0}	約 4.0×10 ¹⁵
2. 00×10^{0}	2. $50 \times 10^{\circ}$	約 2.4×10 ¹⁵
2. 50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 5.6×10 ¹³
3.00×10^{0}	4.00×10^{0}	0
4. 00×10^{0}	6. 00×10^{0}	0
6.00×10^{0}	8. 00×10^{0}	0
8. 00×10^{0}	1.10×10^{1}	0

注記*1:よう素フィルタ本体2基分の線源強度を示す。

*2 :格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量の線源強度

• •			
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
地表面への 沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針*1 (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 エアロゾル及び無機よ う素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vo12*2 より設定 有機よう素の乾性沈着 速度はNRPB-R322*3より 設定	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。

表4-28 地表面への沈着速度の条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

注記 *1:発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(原子力安全委員会)

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

*3:英国NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report

表4-29 グランドシャイン線評価用線源強度(1/3)

(両号機において代替循環冷却系を用いて事』	象を収束す	「る場合)
-----------------------	-------	-------

エネルギ(MeV) 単位面積			当たりの積算線源強度 ^{*1} (photons/m ²)(6号機及び7号機合計)					
	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後	
2417	上版	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	7.9×10 ¹²	2. 3×10^{13}	3. 9×10^{13}	5. 5 × 10 ¹³	7. 1×10^{13}	8.8×10 ¹³	1. 0×10^{14}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	1.3×10^{13}	4. 5×10^{13}	8.8×10 ¹³	1. 4×10^{14}	1.9 $\times 10^{14}$	2. 5×10^{14}	3. 1×10^{14}
3. 00×10^{-2}	4. 50 $\times 10^{-2}$	3. 3×10^{12}	1. 1×10^{13}	2. 2×10^{13}	3. 3×10^{13}	4. 6×10^{13}	5. 9×10^{13}	7. 3×10^{13}
4. 50 $\times 10^{-2}$	7.00×10 ⁻²	2. 3×10^{12}	6. 9×10^{12}	1.2×10^{13}	1. 7×10^{13}	2. 1×10^{13}	2. 6×10^{13}	3. 0×10^{13}
7. 00 $\times 10^{-2}$	1.00 \times 10 ⁻¹	3.6×10 ¹²	1. 4×10^{13}	2.9×10 ¹³	4.8×10 ¹³	7. 0×10^{13}	9. 5 \times 10 ¹³	1.2×10^{14}
1.00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	1.7×10 ¹²	4. 6×10^{12}	7.6×10 ¹²	1. 0×10^{13}	1. 3×10^{13}	1. 5×10^{13}	1.7×10 ¹³
1. 50 \times 10 ⁻¹	3. 00×10^{-1}	2. 3×10^{13}	7. 3×10^{13}	1. 4×10^{14}	2. 2×10^{14}	3. 1×10^{14}	4. 0×10^{14}	5. 0×10^{14}
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	9. 2×10^{13}	3. 7×10^{14}	8. 0×10^{14}	1. 4×10^{15}	2. 0×10^{15}	2.8×10 ¹⁵	3. 6×10^{15}
4. 50 \times 10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	2. 2×10^{14}	5.8×10 ¹⁴	9. 1×10^{14}	1.2×10^{15}	1.5×10 ¹⁵	1. 7×10^{15}	1.9×10^{15}
7. 00×10^{-1}	1.00×10^{0}	7.6×10 ¹³	1.8×10^{14}	2. 9×10^{14}	3. 9×10^{14}	4. 7×10^{14}	5. 5 × 10 ¹⁴	6. 3×10^{14}
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	5. 4×10^{13}	9. 7×10^{13}	1.3×10^{14}	1.5×10^{14}	1.7×10 ¹⁴	1.8×10^{14}	2. 0×10^{14}
1.50×10^{0}	2.00×10°	1.2×10^{13}	1.8×10^{13}	2. 0×10^{13}	2. 2×10^{13}	2. 2×10^{13}	2. 3×10^{13}	2. 4×10^{13}
2.00 × 10 ⁰	2.50 $\times 10^{\circ}$	2. 0×10^{12}	3. 6×10^{12}	4. 6×10^{12}	5. 5×10^{12}	6. 1×10^{12}	6. 7×10^{12}	7. 1×10^{12}
2. 50 × 10 ⁰	3. $00 \times 10^{\circ}$	2. 2×10^{10}	4.8×10 ¹⁰	7.3 $\times 10^{10}$	9. 4×10^{10}	1. 1×10^{11}	1. 3×10^{11}	1.4×10^{11}
3. 00×10^{0}	4. $00 \times 10^{\circ}$	5. 3×10^{7}	7. 2×10^{7}	8.9×10 ⁷	1. 0×10^{8}	1. 1×10^{8}	1.2×10^{8}	1.2×10^{8}
4. 00 × 10 ⁰	6. $00 \times 10^{\circ}$	2. 4×10^{1}	9. 0×10^{1}	1.8×10^{2}	2. 9×10^{2}	4. 0×10^{2}	5. 2×10^2	6. 5×10^2
6.00 × 10 ⁰	8.00×10 ⁰	2.8×10 ⁰	1. 0×10^{1}	2. 1×10^{1}	3. 3×10^{1}	4. 6×10^{1}	6. 0×10^{1}	7. 5 × 10 ¹
8.00×10 ⁰	1.10×10^{1}	3. 2×10^{-1}	1.2×10^{0}	2. $4 \times 10^{\circ}$	3. 8×10^{0}	5. $3 \times 10^{\circ}$	7. 0×10^{0}	8. 6×10^{0}

*2 : 代表エネルギ

エネルギ(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度*1(photons/m ²) (6 号機及び7 号機合計)						
		24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
下限	上限**	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	7.9×10 ¹²	3. 2×10^{13}	5. 4×10^{13}	7. 3×10^{13}	9. 1×10 ¹³	1. 1×10^{14}	1.2×10^{14}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	1.3×10^{13}	6. 3×10^{13}	1.2×10^{14}	1.9×10^{14}	2. 5×10^{14}	3. 1×10^{14}	3. 7×10^{14}
3. 00×10^{-2}	4. 50 \times 10 ⁻²	3. 3×10^{12}	1. 6×10^{13}	3. 0×10^{13}	4. 5×10^{13}	5. 9×10^{13}	7. 3×10^{13}	8. 7×10^{13}
4. 50 × 10 ⁻²	7. 00×10^{-2}	2. 3×10^{12}	9. 4×10^{12}	1. 6×10^{13}	2. 2×10^{13}	2.8×10 ¹³	3. 2×10^{13}	3. 7×10^{13}
7. 00×10^{-2}	1. 00×10^{-1}	3. 6×10^{12}	2. 0×10^{13}	4. 2×10^{13}	6. 5×10^{13}	8.9×10 ¹³	1. 1×10^{14}	1. 4×10^{14}
1.00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	1. 7×10^{12}	6. 2×10^{12}	1. 0×10^{13}	1. 4×10^{13}	1. 6×10^{13}	1.9×10 ¹³	2. 1×10^{13}
1.50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	2. 2×10^{13}	1. 0×10^{14}	2. 0×10^{14}	2. 9×10^{14}	3. 9×10^{14}	4. 8×10^{14}	5. 7×10^{14}
3. 00×10^{-1}	4. 50 \times 10 ⁻¹	9. 2×10^{13}	5. 5×10^{14}	1.2×10^{15}	1.9×10^{15}	2. 6×10^{15}	3. 3×10^{15}	4. 1×10^{15}
4. 50 \times 10 ⁻¹	7. 00×10^{-1}	2. 2×10^{14}	8. 4×10^{14}	1. 3×10^{15}	1. 6×10^{15}	1. 9×10^{15}	2. 1×10^{15}	2. 3×10^{15}
7. 00×10^{-1}	1.00×10^{0}	7. 6×10^{13}	2.8×10 ¹⁴	3. 9×10^{14}	5. 0×10^{14}	5. 9×10^{14}	6. 7×10^{14}	7. 4×10^{14}
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	5. 4×10^{13}	1.3×10^{14}	1. 6×10^{14}	1.9×10^{14}	2. 1×10^{14}	2. 2×10^{14}	2. 3×10^{14}
$1.50 \times 10^{\circ}$	2.00 $\times 10^{\circ}$	1.2×10^{13}	2. 2×10^{13}	2. 4×10^{13}	2. 5×10^{13}	2. 6×10^{13}	2. 7×10^{13}	2. 7×10^{13}
2.00×10 ⁰	2.50 $\times 10^{\circ}$	2. 0×10^{12}	4. 9×10^{12}	5. 9×10^{12}	6. 7×10^{12}	7. 3×10^{12}	7. 7 \times 10 ¹²	8. 1×10^{12}
2. 50 × 10 ⁰	3. $00 \times 10^{\circ}$	2. 1×10^{10}	7.5 \times 10 ¹⁰	9.9×10 ¹⁰	1.2×10^{11}	1. 3×10^{11}	1. 5×10^{11}	1. 6×10^{11}
3.00 $\times 10^{\circ}$	4.00 × 10 ⁰	4. 9×10^{7}	7. 6×10^{7}	1. 0×10^{8}	1. 2×10^8	1.3×10^8	1.4×10^{8}	1. 4×10^{8}
4.00×10 ⁰	6.00 × 10 ⁰	2. 4×10^{1}	1.2×10^{2}	2. 5×10^{2}	3. 8×10^2	5. 2×10^2	6. 7×10^2	8. 1×10^{2}
6. 00 × 10 ⁰	8.00 $\times 10^{\circ}$	2.8×10 ⁰	1.4×10^{1}	2. 8×10^{1}	4. 4×10^{1}	6. 0×10^{1}	7. 7 × 10 ¹	9. 4×10^{1}
8.00×10 ⁰	1.10×10^{1}	3. 2×10^{-1}	1.6×10^{0}	3. $3 \times 10^{\circ}$	5. $1 \times 10^{\circ}$	6.9×10 ⁰	8.8×10 ⁰	1.1×10^{1}

表 4-29 グランドシャイン線評価用線源強度(2/3)

(6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 :代表エネルギ

エネル	ギ(MeV)	単位面積	当たりの積	算線源強度	^{*1} (photons	s/m²) (6 号	機及び7号	機合計)
	L.17日 * 2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
又 引 <i>"</i>]	二四二	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	7.9 \times 10 ¹²	3. 9×10^{13}	6. 6×10^{13}	8.9×10 ¹³	1. 1×10^{14}	1. 3×10^{14}	1. 4×10^{14}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	1.3×10^{13}	7.8×10 ¹³	1. 5×10^{14}	2. 3×10^{14}	2. 9×10^{14}	3. 6×10^{14}	4. 2×10^{14}
3. 00×10^{-2}	4. 50 × 10 ⁻²	3. 3×10^{12}	1.9×10^{13}	3. 7×10^{13}	5. 4×10^{13}	7. 0×10^{13}	8.5×10 ¹³	9.9×10 ¹³
4. 50 × 10 ⁻²	7. 00×10^{-2}	2. 3×10^{12}	1.1×10^{13}	2. 0×10^{13}	2. 7×10^{13}	3. 3×10^{13}	3.8×10 ¹³	4. 3×10^{13}
7.00×10 ⁻²	1.00×10^{-1}	3. 6×10^{12}	2. 5×10^{13}	5. 3×10^{13}	7.9×10 ¹³	1. 1×10^{14}	1. 3×10^{14}	1.6×10 ¹⁴
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.6×10^{12}	7. 4×10^{12}	1.2×10^{13}	1.6×10 ¹³	1.9×10 ¹³	2. 2×10^{13}	2. 4×10^{13}
1.50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	2. 2×10^{13}	1.3×10^{14}	2. 4×10^{14}	3. 6×10^{14}	4. 6×10^{14}	5. 6×10^{14}	6. 5×10^{14}
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	9. 1×10^{13}	7. 0×10^{14}	1. 5×10^{15}	2. 3×10^{15}	3. 0×10^{15}	3.8×10 ¹⁵	4. 6×10^{15}
4. 50 \times 10 ⁻¹	7. 00×10^{-1}	2. 2×10^{14}	1. 0×10^{15}	1. 6×10^{15}	1.9×10^{15}	2. 2×10^{15}	2. 5×10^{15}	2. 7×10^{15}
7.00×10 ⁻¹	1.00×10^{0}	7.5×10 ¹³	3. 5×10^{14}	4.8×10 ¹⁴	5.9×10 ¹⁴	6. 9×10^{14}	7.7×10 ¹⁴	8.5×10 ¹⁴
$1.00 \times 10^{\circ}$	$1.50 \times 10^{\circ}$	5. 4×10^{13}	1.5×10^{14}	1.9×10^{14}	2. 2×10^{14}	2. 4×10^{14}	2. 6×10^{14}	2. 7×10^{14}
$1.50 \times 10^{\circ}$	2.00 × 10 ⁰	1.2×10^{13}	2. 5×10^{13}	2. 7×10^{13}	2.8×10 ¹³	2. 9×10^{13}	3. 0×10^{13}	3. 0×10^{13}
2.00 $\times 10^{\circ}$	2. 50 $\times 10^{\circ}$	2. 0×10^{12}	6. 0×10^{12}	7. 0×10^{12}	7.7×10 ¹²	8. 3×10^{12}	8. 7×10^{12}	9. 1×10^{12}
2.50 $\times 10^{\circ}$	3. 00×10^{0}	2. 1×10^{10}	9. 7×10^{10}	1.2×10^{11}	1.4×10^{11}	1. 5×10^{11}	1. 7×10^{11}	1. 7×10^{11}
3. 00×10^{0}	4. $00 \times 10^{\circ}$	4. 6×10^{7}	7.9 $\times 10^{7}$	1. 1×10^{8}	1. 3×10^{8}	1.4×10^{8}	1.5×10^{8}	1.6×10^{8}
4.00 × 10 ⁰	6. $00 \times 10^{\circ}$	2. 4×10^{1}	1.4×10^{2}	3. 0×10^{2}	4. 6×10^{2}	6. 2×10^2	7.9×10 ²	9. 6×10^{2}
6. 00×10^{0}	8.00×10 ⁰	2.8 $\times 10^{\circ}$	1.7×10^{1}	3. 4×10^{1}	5. 3×10^{1}	7. 2×10^{1}	9. 1×10^{1}	1. 1×10^{2}
8.00 × 10 ⁰	1.10×10^{1}	3. 2×10^{-1}	1.9 $\times 10^{0}$	4. 0×10^{0}	6. $1 \times 10^{\circ}$	8.3×10 ⁰	1.0×10^{1}	1.3×10^{1}

表 4-29 グランドシャイン線評価用線源強度(3/3)

(6号機:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施)

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

*2 : 代表エネルギ

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室可搬 型陽圧化空調機 の起動時間	事象発生から3時間	可搬設備の設置に要 する時間遅れや全交 流電力電源喪失を考 慮し,代替電源から の電源供給開始時間 から保守的に設定	 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。
中央制御室待避 室陽圧化装置の 空気供給量	事故発生から 0~38 時間後 : 0m ³ /h 38~48 時間後* : 95m ³ /h 48~168 時間後 : 0m ³ /h	設計値を基に設定。 なお,代替循環冷却 系を用いて事象を収 束する号機からの影 響に対しては,中央 制御室待避室陽圧化 装置の効果を考慮し ないものとした。	4.2(2)e. 原子炉制御 室/緊急時制御室/緊 急時対策所内への外気 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。

表4-30 中央制御室換気系設備等条件(炉心の著しい損傷が発生した場合)

注記*: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)に余裕を持たせ,中央制御室待避室陽圧化装置による陽圧化時間を10 時間と設定
表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度(1/6)

	(外気相当線源,	両号機におい	て代替循環冷却系を用	いて事象を収束する場合
--	----------	--------	------------	-------------

エネルギ(MeV)		積算線源強度 ^{*1} (photons/m ³)(6 号機及び7 号機合計)							
	I 7 H * 2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後	
下限	上版:	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点	
_	2. 00×10^{-2}	4.6×10 ¹¹	1.9×10^{12}	4. 2×10^{12}	7. 0×10^{12}	1. 0×10^{13}	1. 3×10^{13}	1.6×10 ¹³	
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	3. 0×10^{11}	1.2×10^{12}	2. 5×10^{12}	4. 1×10^{12}	5. 6×10^{12}	7. 0×10^{12}	8. 2×10^{12}	
3. 00×10^{-2}	4. 50 × 10 ⁻²	4. 0×10^{12}	2. 0×10^{13}	4.8×10 ¹³	8. 3×10^{13}	1.2×10^{14}	1. 6×10^{14}	1.9 $\times 10^{14}$	
4. 50 \times 10 ⁻²	7. 00 \times 10 ⁻²	2.5×10 ¹⁰	7. 2×10^{10}	1.3×10^{11}	1.9×10 ¹¹	2. 5×10^{11}	3. 1×10^{11}	3. 6×10^{11}	
7.00×10 ⁻²	1. 00×10^{-1}	3. 5×10^{12}	1.8×10^{13}	4. 3×10^{13}	7. 4×10^{13}	1. 1×10^{14}	1. 4×10^{14}	1. 7×10^{14}	
1.00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	1.3×10 ¹⁰	3. 1×10^{10}	4. 9×10^{10}	6.8×10 ¹⁰	8.6×10 ¹⁰	1. 0×10^{11}	1.2×10^{11}	
1.50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	3. 7×10^{12}	9. 3×10^{12}	1.2×10^{13}	1. 3×10^{13}	1. 3×10^{13}	1. 4×10^{13}	1. 4×10^{13}	
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	4. 4×10^{11}	1.2×10^{12}	2. 4×10^{12}	3. 9×10^{12}	5. 4×10^{12}	7. 0×10^{12}	8. 4×10^{12}	
4. 50 × 10 ⁻¹	7. 00×10^{-1}	1.8×10^{12}	4. 6×10^{12}	7.7×10 ¹²	1. 1×10^{13}	1. 4×10^{13}	1.6×10 ¹³	1.8×10 ¹³	
7. 00×10^{-1}	1.00×10^{0}	7.5×10 ¹¹	2. 0×10^{12}	3. 7×10^{12}	5. 5×10^{12}	7. 2×10^{12}	8.8×10 ¹²	1. 0×10^{13}	
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	3. 5×10^{11}	6.8×10 ¹¹	1.1×10^{12}	1.4×10^{12}	1.8×10 ¹²	2. 1×10^{12}	2. 4×10^{12}	
1.50×10^{0}	2.00 × 10 ⁰	1.0×10^{11}	1.4×10^{11}	1.7×10 ¹¹	2. 1×10^{11}	2. 4×10^{11}	2. 7×10^{11}	3. 0×10^{11}	
2.00×10 ⁰	2.50 $\times 10^{\circ}$	1.5×10^{11}	1.7×10 ¹¹	2. 0×10^{11}	2. 3×10^{11}	2. 5×10^{11}	2.8×10 ¹¹	3. 0×10^{11}	
2. 50 × 10 ⁰	3. 00×10^{0}	7. 1×10^{9}	7. 6×10^{9}	8. 2×10^9	8.9×10 ⁹	9. 5×10^{9}	1.0×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	
3. 00×10^{0}	4.00 × 10 ⁰	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	
4. 00 × 10 ⁰	6. $00 \times 10^{\circ}$	4. 7×10^{-2}	7.8×10 ⁻²	9. 7×10^{-2}	1. 1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	1. 2×10^{-1}	1.2×10^{-1}	
6. 00 × 10 ⁰	8.00×10 ⁰	5. 4×10^{-3}	9. 0×10^{-3}	1. 1×10^{-2}	1.2×10^{-2}	1.3×10^{-2}	1. 4×10^{-2}	1.4×10^{-2}	
8.00×10 ⁰	1.10×10^{1}	6. 2×10^{-4}	1.0×10^{-3}	1. 3×10^{-3}	1. 4×10^{-3}	1. 5×10^{-3}	1. 6×10^{-3}	1. 6×10^{-3}	

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度(2/6)

(外気相当線源,6 号機:7	格納容器ベント実施	7 号機 :	: 代替循環冷却系を用いて事象収束)
----------------	-----------	--------	--------------------

エネルギ(MeV)		積算線源強度 ^{*1} (photons/m ³)(6 号機及び7 号機合計)						
- -	L. 17 H *2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
为引入	上版	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	4. 6×10^{11}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}	1.3×10^{14}	1. 3×10^{14}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	3. 0×10^{11}	6.9×10 ¹³	7. 1×10^{13}	7. 2×10^{13}	7. 4×10^{13}	7.6×10 ¹³	7.7 $\times 10^{13}$
3. 00×10^{-2}	4. 50 × 10 ⁻²	4. 0×10^{12}	1. 4×10^{15}	1. 4×10^{15}	1.5×10 ¹⁵	1. 5×10^{15}	1.5×10 ¹⁵	1.5×10 ¹⁵
4. 50 × 10 ⁻²	7. 00 \times 10 ⁻²	2. 5×10^{10}	3. 0×10^{12}	3. 0×10^{12}	3. 1×10^{12}	3. 1×10^{12}	3. 2×10^{12}	3. 2×10^{12}
7. 00 $\times 10^{-2}$	1. 00×10^{-1}	3. 4×10^{12}	1.2×10^{15}	1. 3×10^{15}	1. 3×10^{15}	1. 3×10^{15}	1. 3×10^{15}	1. 4×10^{15}
1. 00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	1.3×10^{10}	7. 4×10^{11}	7.6×10 ¹¹	7. 7 \times 10 ¹¹	7.8×10 ¹¹	8. 0×10^{11}	8. 1×10^{11}
1. 50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	3. 7×10^{12}	4. 3×10^{14}	4. 3×10^{14}	4. 3×10^{14}	4. 3×10^{14}	4. 3×10^{14}	4. 3×10^{14}
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	4. 3×10^{11}	6. 5×10^{12}	7. 3×10^{12}	8. 1×10^{12}	9. 1×10^{12}	1. 0×10^{13}	1. 1×10^{13}
4. 50 × 10 ⁻¹	7. 00×10^{-1}	1.8×10^{12}	3. 0×10^{13}	3. 2×10^{13}	3. 4×10^{13}	3. 6×10^{13}	3.8×10 ¹³	3. 9×10^{13}
7.00×10 ⁻¹	1.00×10^{0}	7.5×10 ¹¹	6. 2×10^{12}	7. 3×10^{12}	8. 4×10^{12}	9. 5×10^{12}	1. 0×10^{13}	1. 1×10^{13}
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	3. 5×10^{11}	1. 7×10^{12}	1.9×10^{12}	2. 1×10^{12}	2. 4×10^{12}	2. 6×10^{12}	2. 7×10^{12}
$1.50 \times 10^{\circ}$	2.00 $\times 10^{\circ}$	1.0×10^{11}	2. 6×10^{11}	2.8×10 ¹¹	3. 0×10^{11}	3. 2×10^{11}	3. 4×10^{11}	3. 6×10^{11}
2.00 $\times 10^{\circ}$	2.50 $\times 10^{\circ}$	1.5×10^{11}	3. 0×10^{11}	3. 1×10^{11}	3. 3×10^{11}	3. 5×10^{11}	3. 6×10^{11}	3. 7×10^{11}
2.50 $\times 10^{\circ}$	3. 00×10^{0}	6.8×10 ⁹	9.5×10 ⁹	9.9×10 ⁹	1.0×10^{10}	1. 1×10^{10}	1. 1×10^{10}	1. 1×10^{10}
3.00 $\times 10^{\circ}$	4.00 $\times 10^{\circ}$	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}	2. 0×10^{8}
4.00×10 ⁰	6.00 × 10 ⁰	4. 7×10^{-2}	1.2×10^{-1}	1.3×10^{-1}	1. 3×10^{-1}	1. 4×10^{-1}	1. 4×10^{-1}	1. 4×10^{-1}
6.00 × 10 ⁰	8.00 × 10 ⁰	5. 4×10^{-3}	1.3×10^{-2}	1.5 \times 10 ⁻²	1.5 \times 10 ⁻²	1. 6×10^{-2}	1. 6×10^{-2}	1. 6×10^{-2}
8.00 × 10 ⁰	1.10×10^{1}	6. 2×10^{-4}	1.5 \times 10 ⁻³	1.7×10 ⁻³	1.8×10^{-3}	1.8×10 ⁻³	1.9×10 ⁻³	1.9×10 ⁻³

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度(3/6)

	(外気相当線源,	6 号機:	代替循環冷却系を用い	いて事象収束	7 号機:	:格納容器ベン	/ト実施
--	----------	-------	------------	--------	-------	---------	------

-

エネルギ(MeV)			積算線源強	度*1(photo	ons/m^3) (6	号機及び 7	号機合計)	
下限	上 (1月.*2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
2411	제고	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	4. 6×10^{11}	1.9×10^{14}	2. 0×10^{14}	2. 0×10^{14}	2. 0×10^{14}	2. 0×10^{14}	2. 0×10^{14}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	3. 0×10^{11}	1.1×10^{14}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}	1.2×10^{14}
3. 00×10^{-2}	4. 50 × 10 ⁻²	4. 0×10^{12}	2. 3×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}
4. 50 \times 10 ⁻²	7. 00×10^{-2}	2. 5×10^{10}	5. 0×10^{12}	5. 0×10^{12}	5. 1×10^{12}	5. 1×10^{12}	5. 1×10^{12}	5. 2×10^{12}
7. 00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3. 4×10^{12}	2. 1×10^{15}	2. 1×10^{15}	2. 1×10^{15}	2. 1×10^{15}	2. 1×10^{15}	2. 2×10^{15}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.3×10^{10}	1.2×10^{12}	1.2×10^{12}	1.2×10^{12}	1. 3×10^{12}	1.3×10^{12}	1. 3×10^{12}
1.50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	3. 7×10^{12}	7. 0×10^{14}	7. 1×10^{14}	7. 1×10^{14}	7. 1×10^{14}	7. 1×10^{14}	7. 1×10^{14}
3. 00×10^{-1}	4. 50×10^{-1}	4. 3×10^{11}	1.0×10^{13}	1. 1×10^{13}	1. 1×10^{13}	1. 2×10^{13}	1. 2×10^{13}	1.3×10 ¹³
4. 50 × 10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	1.8×10^{12}	4. 7×10^{13}	4. 9×10^{13}	5. 0×10^{13}	5. 2×10^{13}	5. 3×10^{13}	5. 3×10^{13}
7.00 $\times 10^{-1}$	1.00×10^{0}	7.5 \times 10 ¹¹	9. 4×10^{12}	1. 0×10^{13}	1. 1×10^{13}	1. 1×10^{13}	1. 2×10^{13}	1.2×10^{13}
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	3. 5×10^{11}	2. 4×10^{12}	2. 6×10^{12}	2. 7×10^{12}	2.8×10 ¹²	3. 0×10^{12}	3. 1×10^{12}
1.50×10^{0}	2.00×10 ⁰	9.9×10 ¹⁰	3. 5×10^{11}	3. 7×10^{11}	3.8×10 ¹¹	3. 9×10^{11}	4. 0×10^{11}	4. 1×10^{11}
2.00×10 ⁰	2.50×10°	1. 4×10^{11}	3. 9×10^{11}	4. 0×10^{11}	4. 1×10^{11}	4. 2×10^{11}	4. 3×10^{11}	4. 3×10^{11}
2. 50 $\times 10^{\circ}$	3. 00×10^{0}	6. 6×10^9	1. 1×10^{10}	1. 1×10^{10}	1. 1×10^{10}	1. 2×10^{10}	1. 2×10^{10}	1. 2×10^{10}
3. 00×10^{0}	4.00 × 10 ⁰	1.9×10^{8}	1.9×10^{8}	1.9×10^{8}	1.9×10^{8}	1.9×10^{8}	1.9×10^{8}	1.9×10^{8}
4.00×10 ⁰	6.00 $\times 10^{\circ}$	4. 7×10^{-2}	1.5 \times 10 ⁻¹	1.5 \times 10 ⁻¹	1. 6×10^{-1}	1. 6×10^{-1}	1.6×10 ⁻¹	1.6×10^{-1}
6.00 $\times 10^{\circ}$	8.00 $\times 10^{\circ}$	5. 4×10^{-3}	1. 7×10^{-2}	1.8×10^{-2}	1.8×10^{-2}	1.8×10 ⁻²	1.9×10^{-2}	1.9×10^{-2}
8.00 $\times 10^{\circ}$	1.10×10^{1}	6. 2×10^{-4}	1.9 \times 10 ⁻³	2. 0×10^{-3}	2. 1×10^{-3}	2. 1×10^{-3}	2. 1×10^{-3}	2. 2×10^{-3}

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度(4/6)

(中央制御室内線源,両号機において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギ(MeV)		積算線源強度*1(photons/20800m ³)(6 号機及び7 号機合計)						
- 7/H	L. 17 H * 2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
2417	上版	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	6. 2×10^{15}	3. 1×10^{16}	7. 4×10^{16}	1. 3×10^{17}	1. 9×10^{17}	2. 5×10^{17}	3. 0×10^{17}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	3. 4×10^{15}	1.8×10^{16}	4. 1×10^{16}	7. 0×10^{16}	9.8×10 ¹⁶	1.2×10^{17}	1.5×10 ¹⁷
3. 00×10^{-2}	4. 50 × 10 ⁻²	6. 1×10^{16}	3. 5×10^{17}	8.9×10 ¹⁷	1. 6×10^{18}	2. 3×10^{18}	3. 1×10^{18}	3.8×10 ¹⁸
4. 50 $\times 10^{-2}$	7.00×10 ⁻²	2. 4×10^{14}	8. 7×10^{14}	1. 7×10^{15}	2. 6×10^{15}	3. 7×10^{15}	4. 7×10^{15}	5. 6×10^{15}
7. 00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	5. 3×10^{16}	3. 1×10^{17}	7. 9×10^{17}	1. 4×10^{18}	2. 1×10^{18}	2.8×10 ¹⁸	3. 4×10^{18}
1. 00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	9. 6×10^{13}	2. 5×10^{14}	4. 1×10^{14}	5.8×10 ¹⁴	7. 5 \times 10 ¹⁴	9. 3×10^{14}	1. 1×10^{15}
1. 50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	5. 0×10^{16}	1. 4×10^{17}	1.9×10 ¹⁷	2. 0×10^{17}	2. 1×10^{17}	2. 2×10^{17}	2. 2×10^{17}
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	1. 4×10^{15}	2. 2×10^{15}	2. 5×10^{15}	2.8×10 ¹⁵	2. 9×10^{15}	3. 1×10^{15}	3. 2×10^{15}
4. 50 × 10 ⁻¹	7.00 × 10 ⁻¹	3. 7×10^{15}	6.8×10 ¹⁵	8. 3×10^{15}	8. 7×10^{15}	8.9×10 ¹⁵	9. 1×10^{15}	9. 2×10^{15}
7. 00×10^{-1}	1.00×10^{0}	1. 3×10^{15}	1. 4×10^{15}	1. 5×10^{15}	1. 5×10^{15}	1. 5×10^{15}	1.6×10 ¹⁵	1. 6×10^{15}
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	8. 3×10^{14}	8. 4×10^{14}	8. 5 × 10 ¹⁴	8. 5 × 10 ¹⁴	8.6×10 ¹⁴	8.6×10 ¹⁴	8.6×10 ¹⁴
1.50×10^{0}	2.00 × 10 ⁰	5. 2×10^{14}	5. 3×10^{14}	5. 3×10^{14}	5. 3×10^{14}	5. 3×10^{14}	5. 3×10^{14}	5. 3×10^{14}
2.00 × 10 ⁰	2.50 $\times 10^{\circ}$	1. 6×10^{15}	1. 7×10^{15}	1. 7×10^{15}	1. 7×10^{15}	1. 7×10^{15}	1. 7×10^{15}	1.7×10 ¹⁵
2.50 $\times 10^{\circ}$	3.00 $\times 10^{\circ}$	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³	6.8×10 ¹³
3. 00×10^{0}	4.00×10°	1.9×10^{12}	1.9×10^{12}	1.9×10^{12}	1.9×10^{12}	1. 9×10^{12}	1.9×10^{12}	1.9×10^{12}
4. 00×10^{0}	6.00 × 10 ⁰	1.3×10^{2}	1.3×10^{2}	1. 3×10^{2}	1. 3×10^{2}	1.3×10^{2}	1.3×10^{2}	1.3×10^{2}
6.00 × 10 ⁰	8.00 × 10 ⁰	1.5×10 ¹	1.5×10 ¹	1. 5×10^{1}	1.5×10^{1}	1.5×10^{1}	1.5×10^{1}	1.5×10^{1}
8.00 $\times 10^{\circ}$	1.10×10^{1}	1. $7 \times 10^{\circ}$	1. $7 \times 10^{\circ}$	1. $7 \times 10^{\circ}$	1. $7 \times 10^{\circ}$	$1.7 \times 10^{\circ}$	1.7×10^{0}	1. $7 \times 10^{\circ}$

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度(5/6)

(中央制御室内線源,6号	릉機∶格納容器ベント実カ	布 7 号機:代替循環冷却	系を用いて事象収束
--------------	--------------	---------------	-----------

エネルギ(MeV)		積算線源強度*1(photons/20800m ³)(6 号機及び7 号機合計)						
	I 17日×9	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
下限	上限***	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	6. 2×10^{15}	2. 2×10^{18}	2. 4×10^{18}	2. 4×10^{18}	2. 5×10^{18}	2. 5×10^{18}	2. 6×10^{18}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	3. 3×10^{15}	1.3×10^{18}	1. 4×10^{18}	1. 4×10^{18}	1. 4×10^{18}	1.5×10 ¹⁸	1.5×10 ¹⁸
3. 00×10^{-2}	4. 50×10^{-2}	6. 1×10^{16}	2. 7×10^{19}	2.9×10 ¹⁹	3. 0×10^{19}	3. 0×10^{19}	3. 1×10^{19}	3. 1×10^{19}
4. 50×10^{-2}	7. 00×10^{-2}	2. 4×10^{14}	5. 3×10^{16}	5. 6×10^{16}	5. 7×10^{16}	5.8×10 ¹⁶	5.9×10 ¹⁶	6. 0×10^{16}
7.00×10 ⁻²	1.00×10^{-1}	5. 2×10^{16}	2. 4×10^{19}	2. 6×10^{19}	2. 6×10^{19}	2. 7×10^{19}	2. 7×10^{19}	2.8×10 ¹⁹
1.00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	9. 4×10^{13}	1.2×10^{16}	1.3×10^{16}	1.3×10^{16}	1. 3×10^{16}	1. 3×10^{16}	1.3 $\times 10^{16}$
1.50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	5. 0×10^{16}	6.8×10 ¹⁸	7. 1×10^{18}	7. 1×10^{18}	7. 1×10^{18}	7. 1×10^{18}	7. 2×10^{18}
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	1.4×10^{15}	5. 1×10^{16}	5. 3×10^{16}	5. 3×10^{16}	5. 3×10^{16}	5. 3×10^{16}	5. 3×10^{16}
4. 50×10^{-1}	7. 00×10^{-1}	3. 7×10^{15}	2. 2×10^{17}	2. 3×10^{17}	2. 3×10^{17}	2. 3×10^{17}	2. 3×10^{17}	2. 3×10^{17}
7. 00×10^{-1}	1.00×10^{0}	1.3×10^{15}	9. 0×10^{15}	9. 4×10^{15}	9. 4×10^{15}	9. 4×10^{15}	9. 4×10^{15}	9. 4×10^{15}
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	8. 2×10^{14}	1.2×10^{15}	1.2×10^{15}	1.2×10^{15}	1.2×10^{15}	1.2×10^{15}	1. 2×10^{15}
$1.50 \times 10^{\circ}$	2.00 $\times 10^{\circ}$	5. 1×10^{14}	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴	6.8×10 ¹⁴
2.00×10 ⁰	2.50 $\times 10^{\circ}$	1. 6×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}	2. 4×10^{15}
2.50 $\times 10^{\circ}$	3.00 $\times 10^{\circ}$	6. 5×10^{13}	7.5 $\times 10^{13}$	7.5 $\times 10^{13}$	7.5 $\times 10^{13}$	7. 5 \times 10 ¹³	7.5 $\times 10^{13}$	7.5 $\times 10^{13}$
3.00 $\times 10^{\circ}$	4.00 $\times 10^{\circ}$	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10 ¹²
4.00×10 ⁰	6.00 × 10 ⁰	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}
6.00 × 10 ⁰	8.00 × 10 ⁰	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1. 4×10^{1}
8.00×10 ⁰	1.10×10^{1}	1.6×10^{0}	1.6×10^{0}	1. 6×10^{0}	1.6×10^{0}	1.6×10^{0}	1.6×10^{0}	1.6×10^{0}

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-31 隣接エリア内の積算線源強度(6/6)

エネルギ(MeV)		積算線源強度*1(photons/20800m³)(6 号機及び 7 号機合計)						
下阳	し 7日 *2	24 時間後	48 時間後	72 時間後	96 時間後	120 時間後	144 時間後	168 時間後
1.15	工収	時点	時点	時点	時点	時点	時点	時点
_	2. 00×10^{-2}	6. 1×10^{15}	3. 7×10^{18}	3. 9×10^{18}	4. 0×10^{18}	4. 0×10^{18}	4. 1×10^{18}	4. 1×10^{18}
2. 00×10^{-2}	3. 00×10^{-2}	3. 3×10^{15}	2. 1×10^{18}	2. 3×10^{18}	2. 3×10^{18}	2. 4×10^{18}	2. 4×10^{18}	2. 4×10^{18}
3. 00×10^{-2}	4. 50 × 10 ⁻²	6. 0×10^{16}	4. 4×10^{19}	4.8×10 ¹⁹	4.8×10 ¹⁹	4. 9×10^{19}	4.9×10 ¹⁹	5. 0×10^{19}
4. 50 \times 10 ⁻²	7. 00×10^{-2}	2. 4×10^{14}	8.8×10 ¹⁶	9. 3×10^{16}	9. 4×10^{16}	9. 5×10^{16}	9. 5 $\times 10^{16}$	9. 6×10^{16}
7. 00×10^{-2}	1. 00×10^{-1}	5. 2×10^{16}	3. 9×10^{19}	4. 2×10^{19}	4. 3×10^{19}	4. 3×10^{19}	4. 4×10^{19}	4. 4×10^{19}
1. 00×10^{-1}	1. 50×10^{-1}	9. 3×10^{13}	2. 0×10^{16}	2. 1×10^{16}	2. 1×10^{16}	2. 2×10^{16}	2. 2×10^{16}	2. 2×10^{16}
1. 50×10^{-1}	3. 00×10^{-1}	4.9×10 ¹⁶	1. 1×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1. 2×10^{19}	1. 2×10^{19}	1. 2×10^{19}
3. 00×10^{-1}	4. 50 × 10 ⁻¹	1. 4×10^{15}	8. 3×10^{16}	8. 7×10^{16}	8.7×10 ¹⁶	8. 7×10^{16}	8. 7×10^{16}	8. 7×10^{16}
4. 50 × 10 ⁻¹	7. 00×10^{-1}	3. 6×10^{15}	3. 6×10^{17}	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3.8×10 ¹⁷	3. 8×10^{17}
7.00×10 ⁻¹	1.00×10^{0}	1.3×10^{15}	1.4×10^{16}	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶	1.5×10 ¹⁶
1.00×10^{0}	$1.50 \times 10^{\circ}$	8. 0×10^{14}	1. 4×10^{15}	1. 4×10^{15}	1. 4×10^{15}	1. 4×10^{15}	1. 4×10^{15}	1. 4×10^{15}
$1.50 \times 10^{\circ}$	2.00 $\times 10^{\circ}$	5. 0×10^{14}	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴	7.8×10 ¹⁴
2.00 × 10 ⁰	2.50 $\times 10^{\circ}$	1.6×10^{15}	2. 9×10^{15}	2. 9×10^{15}	2.9×10 ¹⁵	2. 9×10^{15}	2.9×10 ¹⁵	2. 9×10^{15}
2.50 $\times 10^{\circ}$	3. $00 \times 10^{\circ}$	6. 4×10^{13}	8. 0×10^{13}	8. 0×10^{13}	8. 0×10^{13}	8. 0×10^{13}	8. 0×10^{13}	8. 0×10^{13}
3.00 $\times 10^{\circ}$	4.00 × 10 ⁰	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10 ¹²
4. 00×10^{0}	6.00 × 10 ⁰	1. 1×10^2	1. 1×10^{2}	1. 1×10^2	1. 1×10^2	1. 1×10^{2}	1.1×10^{2}	1. 1×10^{2}
6. 00×10^{0}	8.00×10°	1.3×10^{1}	1.3×10^{1}	1.3×10^{1}	1.3×10^{1}	1.3×10^{1}	1.3×10^{1}	1.3×10^{1}
8.00×10 ⁰	1.10×10^{1}	$1.5 \times 10^{\circ}$	$1.5 \times 10^{\circ}$	1.5×10 ⁰	1.5×10^{0}	$1.5 \times 10^{\circ}$	$1.5 \times 10^{\circ}$	1.5 \times 10 ⁰

注記*1:有効数字3桁目を四捨五入した値を記載

表 4-32 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく 評価結果の内訳(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)(1/3)(両号機において代替循環 冷却系を用いて事象を収束する場合)(単位:mSv)*1*2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7日	合計
A 班	^{1直} 約 21 ^{*3}	^{1直} 約 18	^{2直} 約22	_	_	_	_	約 61
B 班	_		_	^{2直} 約 23 ^{*4}	_	^{2直} 約 24 ^{*4}	_	約 47
C 班	_	_	^{1直} 約21	^{1直} 約22	^{2直} 約24	_		約 67
D 班	_				^{1直} 約 23	^{1直} 約 24	^{2直} 約 14 ^{*5}	約 61
E 班	^{2直} 約 16 ^{*3}	^{2直} 約20					^{1直} 約 33 ^{*5}	約 69

注記*1 :入退域時においてマスク (PF=1000) 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:中央制御室内で事故後1日目のみマスク(PF=1000)の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価 *4 :特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう,訓練直が代わりに勤務することを想定する等,評価上で班交

替を工夫

*5:本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2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2直の被ばく線量は、7日目2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)に伴う被ばく線量を示している。

表 4-32 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく 評価結果の内訳(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)(2/3)(6 号機:格納容器ベント

	1日	2 日	3日	4 日	5日	6日	7日	合計
A 班	^{1直} 約 21 ^{*3}	^{1直} 約 31		^{2直} 約 25				約 77
B 班	_	_	^{2直} 約 27* ⁴	_	^{2直} 約 24 ^{*4}	^{2直} 約 23*4	_	約 73
C 班	_	_	^{1直} 約39	^{1直} 約 25	_	_	^{2直} 約13 ^{*4*5}	約 77
D 班	_			_	^{1直} 約24	^{1直} 約23	^{1直} 約 31 ^{*4*5}	約 78
E 班	^{2直} 約 16 ^{*3}	^{2直} 約41						約 58

実施 7 号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)(単位:mSv)*1*2

注記*1 :入退域時においてマスク (PF=1000) 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:中央制御室内で事故後1日目のみマスク(PF=1000)の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

*4 :特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう,訓練直が代わりに勤務することを想定する等,評価上で班交 替を工夫

*5 :本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2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2直の被ばく線量は、7日目2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)に伴う被ばく線量を示している。

表 4-32 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく 評価結果の内訳(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)(3/3)(6号機:代替循環冷却系 た思いて東角収束 2.5世界は地容器でいくしまた)(逆位 - 5.) *1*2

	1日	2 日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A 班	^{1直} 約 21 ^{*3}	^{11直} 約 44		^{2直} 約24				約 88
B班	_	_	^{2直} 約 28 ^{*4}	_	^{2直} 約 21 ^{*4}	^{2直} 約 19 ^{*4}	_	約 69
C 班	_		^{1直} 約50	^{1直} 約26	_	_	^{2直} 約11 ^{*4,*5}	約 86
D班	_				^{1直} 約 22	^{1直} 約 20	^{1直} 約 26 ^{*4, *5}	約 69
E 班	^{2直} 約16 ^{*3}	^{2直} 約 56	_		_			約 72

を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施)(単位:mSv)*1*2

注記*1 :入退域時においてマスク (PF=1000) 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 :中央制御室内で事故後1日目のみマスク(PF=1000)の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

*4 :特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう,訓練直が代わりに勤務することを想定する等,評価上で班交替 を工夫

*5:本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2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2直の被ばく線量は、7日目2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)に伴う被ばく線量を示している。

表4-33 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく 評価結果の内訳(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)(1/3)(両号機において代替循 環冷却系を用いて事象を収束する場合)(単位:mSv)*¹

	1日	2 日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A 班	^{1直} 約 262	^{1直} 約 21	^{2直} 約 26					約 309
B 班				^{2直} 約 28* ²		^{2直} 約 29 ^{*2}		約 57
C 班	_	_	^{1直} 約 25	^{1直} 約 27	^{2直} 約 29	_	_	約 81
D 班	_	_	_	_	^{1直} 約 29	^{1直} 約29	^{2直} 約 18 ^{*3}	約 77
E 班	^{2直} 約28	^{2直} 約23					^{1直} 約 38 ^{*3}	約 90

注記*1 :入退域時においてマスク(PF=1000)の着用を考慮

*2 :特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう,訓練直が代わりに勤務することを想定する等,評価上で班交替 を工夫

*3:本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2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2直の被ばく線量は、7日目2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)に伴う被ばく線量を示している。 表4-33 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく評価結果の内訳(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)(2/3)(6号機:格納容器ベント実施、7号機・伏恭毎環冷却系を用いて東角収束)(単位・mSu)*1

	1日	2 日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A 班	^{11直} 約 257	^{11直} 約 41		^{2直} 約28			_	約 325
B班	_	_	^{2直} 約 29 ^{*2}	_	^{2直} 約 27 ^{*2}	^{2直} 約 26 ^{*2}	_	約 82
C 班	_	_	^{1直} 約42	^{1直} 約28	_	_	^{2直} 約 16 ^{*2, *3}	約 86
D班					^{1直} 約 27	^{1直} 約 27	^{1直} 約 34 ^{*2, *3}	約 88
E班	^{2直} 約28	^{2直} 約 45	_		_			約74

施 7号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)(単位:mSv)*1

注記*1 :入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

*2 : 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう, 訓練直が代わりに勤務することを想定する等, 評価上で班交替 を工夫

*3:本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2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2直の被ばく線量は、7日目2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)に伴う被ばく線量を示している。

表4-33 各班の7日間の中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷が発生した場合)に係る被ばく 評価結果の内訳(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)(3/3)(6号機:代替循環冷却系

	1日	2 日	3日	4 日	5日	6日	7日	合計
A 班	^{1直} 約 252	^{1直} 約 59	_	^{2直} 約 25	_			約 337
B 班	_		^{2直} 約 30* ²	_	^{2直} 約 23 ^{*2}	^{2直} 約 21 ^{*2}	-	約 74
C 班	_		^{1直} 約 52	^{1直} 約 27	_		^{2直} 約 13 ^{*2, *3}	約 92
D 班	_		_	_	^{1直} 約 24	^{1直} 約22	^{1直} 約 28 ^{*2, *3}	約 75
E 班	^{2直} 約28	^{2直} 約60						約 89

を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施)(単位:mSv)*1

注記*1 :入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

*2:特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替 を工夫

*3:本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2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2直の被ばく線量は、7日目2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)に伴う被ばく線量を示している。

表 4-34 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(中 央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)(1/3)(両号機において代替循環冷却系を用いて事象 を収束する場合)*

		545. Y & 67 116				実効線	量[mSv]			
		彼はく経路	1日	2日	3日	4日	5.8	6日	7日	合計
H	-		-1	2 H	10	41	0 H	01	111	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.2×10^{-1}	0.1以下	0.1以下					1.5×10^{-1}
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	6.1×10^{-1}	3.5×10^{-1}	4.1×10^{-1}					1.4×10^{0}
	室	安内に取り込まれたお射州物質に上る地ゴノ	1 4 × 101	1.0×100	0.5×10^{0}					1.0×10
	内	主円に取り込まれに放射性物質による液は、	1.4×10	1.8×10	2.5×10					1.8×10
	14	(内訳)外部被ばく(室内線源)	5. 3×10^{-1}	$1.1 \times 10^{\circ}$	$1.6 \times 10^{\circ}$					$3.2 \times 10^{\circ}$
	11	- 外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	0.1以下	0.1以下					1.8×10^{-1}
	耒	内如油ゴノ	1 0 1 0	C 0 × 10 ⁻¹	0 4 × 10 ⁻¹					1.4×10
	目	P.10000014 /	1.3×10^{-5}	6.2 \times 10 $^{-1}$	9.4×10^{-5}					1.4×10^{-5}
		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	$1.2 \times 10^{\circ}$	$1.2 \times 10^{\circ}$	8.9 $\times 10^{-1}$					$3.2 \times 10^{\circ}$
1	A	小計	1.5×10^{1}	2.2×10^{0}	2.0×10^{0}					2.2×10^{1}
Ŧ	匠—	「「「「「「「「「「」」」」」」「「「」」」」」「「「」」」」」」」」」」	1. 0 \ 10	3.3×10^{-0}	3.9×10^{-0}					2.3 \ 10
		原于炉施設内の放射性物質からのカンマ線による彼はく	8.8×10^{-1}	$2.3 \times 10^{\circ}$	$3.6 \times 10^{\circ}$					$6.8 \times 10^{\circ}$
	ス	大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10^{-1}	2.2×10^{0}	3.1×10^{0}					6.1×10^{0}
	2E	(内記) め 如 神 げ ノ	7.4×10^{-1}	0.1×10^{0}	0.01/100					E C X 10 ⁰
	14		1.4×10	Z. 1 × 10	2.8×10					5. 6 × 10
	垣	内部被はく	0.1以下	1.4×10^{-1}	2.5 $\times 10^{-1}$					4. 4×10^{-1}
	目	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	4.3×10^{0}	1.0×10^{1}	1.1×10^{1}					2.6×10^{1}
		「日気田(「お日の)に次川上の夏(ションパー・)原作のの原因(4.0/(10	1.0/(10	1.1/10					2.0/(10
		小矸	$6.0 \times 10^{\circ}$	1.5×10^{-5}	1.8×10^{-5}					3.9×10^{-5}
		合計	2.1 \times 10 ¹	1.8×10^{1}	2.2 $\times 10^{1}$					6. 1×10^{1}
Г		百子恒施設内の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく				0.1以下		0.1以下		0 1以下
		おりが肥いりの放射性的質がらのパントがによる放は、				0.12/1		0.12/1		0.12/1
	숲	放射性雲中の放射性物質からのカンマ線による彼はく				4.2×10^{-1}		3.4×10^{-1}		7.6×10^{-1}
	=	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく				2.9×10^{0}		3.0×10^{0}		5.8 $\times 10^{0}$
	P	(内記) が 如 神 げ ノ (宝 内 編 酒)				1.7×10^{0}		1.0×10^{0}		$2 E \times 10^{0}$
	伯					1. 7 \ 10		1. 8 \ 10		5.5×10
	꿯	外部被はく (隣接エリア内線源)				0.1以下		0.1以下		0.1以下
L	不	内部被ばく	1			1.1×10^{0}	1	1.2×10^{0}		2.3×10^{0}
L	民	地表面に決善した故財歴物質からのガンラ娘にトて地ゴノ	1	1	1	7.0×10 ⁻¹	1	6 EX 10 ⁻¹	1	1 4 × 100
	в	2013年に11月しに取消性物員からワルノイ隊による彼はく		l		1.9×10 *		0.5×10 *		1.4×10°
Ŧ	in:	小計				4.1 $\times 10^{\circ}$		$3.9 \times 10^{\circ}$		8.0 $\times 10^{\circ}$
18	4	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線によろ被げく				4.1×10^{0}		5.1×10^{0}		9 2 \times 10 ⁰
1	-	十年中にお田されたお財産時所にトモナルゴノ	1	1	1	0.00000	1	0.02/100	1	C 0X 10 ⁰
L		へれてに双田さ4しに双州11177頁による彼はく				$3.3 \times 10^{\circ}$	 	$3.0 \times 10^{\circ}$		0.2×10°
	退	と (内訳)外部被ばく				3.0×10^{0}		2.7 $\times 10^{\circ}$		5. $7 \times 10^{\circ}$
L	te	内部被ばく	1			2.8×10^{-1}	1	2.0×10^{-1}		5.7×10^{-1}
	-~/ n-l					2.0 ^ 10		2.9 ^ 10		$5.7 \land 10$
	нz	・地表面に沉着した放射性物質からのカンマ線による彼はく				1.1×10^{1}		1.2×10^{4}		2.3×10^{4}
		小計				1.9×10^{1}		2.0×10^{1}		3.9×10^{1}
		合計				0.01/10		0 4 101		4 7 × 101
H	_					2.3 \ 10		$2.4 \wedge 10$		4. (\ 10
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被はく			0.1以下	0.1以下	0.1以下			0.1以下
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4.3×10^{-1}	4.6×10^{-1}	3.9×10^{-1}			1.3×10^{0}
	至	安内に取り込まれたお射州物質に上る地ゴノ			0.5×10	1.0×10^{0}	0.0×10^{0}			0. 5 × 100
	内				2. 0 ^ 10	$3.0 \land 10$	$3.0 \land 10$			0. 0 \ 10
	14	(内訳)外部被ばく(室内緑源)			$1.6 \times 10^{\circ}$	$1.8 \times 10^{\circ}$	$1.8 \times 10^{\circ}$			5.2 $\times 10^{\circ}$
	11	- 外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下	0.1以下			1.6×10^{-1}
	养	内如油ゴノ			0.00/10-1	1 1 1 1 0	1 0 × 100			2.0×10^{0}
	民				9.0×10	1.1×10	1.2×10			3. Z × 10
	~	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ緑による被ばく			9.7 $\times 10^{-1}$	8.5 $\times 10^{-1}$	7.1 \times 10 ⁻¹			2.5 $\times 10^{\circ}$
1.		小計			3.9×10^{0}	4.3×10^{0}	4.1×10^{0}			1.2×10^{1}
Ę	灶	百子に協設内のお射州物質からのガンラ線に上る神げく			0.01/100	0.0×10^{0}	4 6 × 100			1 1 1 10
		原丁ア地政1900版別住物員が900万ママ脉による10は、			$3.2 \times 10^{\circ}$	3.6×10	4.6×10			$1.1 \times 10^{\circ}$
	フ	、大気中に放出された放射性物質による被ばく			$2.9 \times 10^{\circ}$	$3.2 \times 10^{\circ}$	$3.2 \times 10^{\circ}$			$9.3 \times 10^{\circ}$
	ìE	(内訳)外部被ばく			2.7×10^{0}	2.9×10^{0}	2.9×10^{0}			8.5×10^{0}
	10				2.17(10	0. 7 × 10 ⁻¹	2. 5 × 10			0.0X10
	玛				2.2×10^{-5}	2.7 \times 10 ⁻¹	2.9×10^{-5}			7.8×10^{-5}
	眠	* 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			1.1×10^{1}	1.1×10^{1}	1.2×10^{1}			3. 4×10^{1}
		小計			1.7×10^{1}	1.8×10^{1}	1.9×10^{1}			5.5×10^{1}
	_	스키			1.1×10	1.0×10	1. 5 × 10			0.0/(10
H	_				2.1×10^{-5}	2.2×10^{-5}	2.4 $\times 10^{-5}$			6. 7×10^{-5}
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線によろ被ばく					4.4×10^{-1}	4.0×10^{-1}	2.7×10^{-1}	1.1×10^{0}
	室	安内に取り込まれたないいかいで、「かいこのののはく	1	1	1	1	0.0	0.0	0.7	0.0
	内	主内に取り込まれに放射性物質による彼は、					3.2×10	3.3×10	2.7×10	9.2×10^{-1}
	14	(内訳)外部被ばく(室内緑源)	1			1	$1.9 \times 10^{\circ}$	$1.9 \times 10^{\circ}$	$1.6 \times 10^{\circ}$	5.5 $\times 10^{\circ}$
L	11	 外部被ばく(隣接エリア内線源) 	1		1	1	0.1以下	0.1以下	0.1以下	1.3×10^{-1}
	采	内部袖げく	1			1	1 0 1 10	1 9 1 1 0	1 1	0 6 1 10
L	民			ł	l		$1.2 \times 10^{\circ}$	1.3×10^{-1}	1.1×10^{-5}	3.6×10
],	n I	地表面に沉着した放射性物質からのガンマ緑による被ばく	L	L	L	L	7.8×10^{-1}	7.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	$2.1 \times 10^{\circ}$
Ľ		小計					4.5 $\times 10^{0}$	4.4×10^{0}	3.5×10^{0}	1.2×10^{1}
1ţ	灶	百子に描設内のお射州物質からのガンラぬにトスサバノ		1			4 1 × 100	4 6 × 100	0.6×100	1 1 1 101
L	1	ホリが肥良りの成別注物員がりのカイド際による彼はく		ł	ł		4.1×10	4. 0×10	∠. b×10 °	1.1×10
L	フ	、大気甲に放出された放射性物質による被ばく		ļ	 	L	$3.3 \times 10^{\circ}$	$3.1 \times 10^{\circ}$	$1.4 \times 10^{\circ}$	$7.8 \times 10^{\circ}$
L	i	 (内訳)外部被ばく 					3.0×10^{0}	2.8×10^{0}	1.2×10^{0}	7.0×10^{0}
L	14	内部神げく	1			1	0.0×10 ⁻¹	0.010	1 4 10	7. 0 × 10 ⁻¹
L	- 場			ł	ł		$2.9 \times 10^{+10}$	$2.9 \times 10^{+10}$	1.4×10^{-1}	1.2×10^{-1}
	民	「 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					1.2×10^{1}	1.2×10^{1}	6. $0 \times 10^{\circ}$	2.9×10^{1}
L	1	小計					1.9×10^{1}	1.9×10^{1}	1.0×10^{1}	4.8×10^{1}
L	\vdash	소리	1	1	1	1	0.0210	0.42/10	1 42/10	6 1 X 10
F	+		l	 	ł	l	2.3×10^{-5}	2.4×10^{-5}	1.4×10^{-1}	0.1×10^{-1}
L	1	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^{-1}	0.1以下	L			L	0.1以下	1.3×10^{-1}
L	1	放射性雪中の放射性物質からのガンマ線に上ス被げく	3.4×10^{-1}	3.7×10^{-1}					3.4×10^{-1}	1.0×10^{0}
	室	安内にあり込まれたないかにしてかびく、かにのの以ばく	1 4 1 1 0	0.0.00	1	1		1	0.1.1.1.0	C EX10
	乄	王ビルロスリンスイレル水別注物員による彼はく	$1.4 \times 10^{\circ}$	$2.0 \times 10^{\circ}$	l	 	l	l	$3.1 \times 10^{\circ}$	$0.5 \times 10^{\circ}$
L	14	(内訳)外部被ばく(室内線源)	6. 7×10^{-1}	1.3×10^{0}		1	1		1.8×10^{0}	3.8×10^{0}
L	11	外部被ばく (隣接エリア内線源)	0 1以下	0.1以下		1	1		0 1以下	1.6×10^{-1}
L	業	「市立にない」、「ローステーノノ「コルトルト」	0 = 1 = -1	0.1001		1	1		1. 0 0	0.000
L	民	ドリ司)奴はく	b. 5×10 ⁻¹	6.9×10 ⁻¹		l	I		1.2×10^{3}	2.6 $\times 10^{\circ}$
Ι,		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	1.1×10^{0}	1.1×10^{0}					6.7 $\times 10^{-1}$	2.8×10^{0}
Р	E.	小計	2.9×10^{0}	3.5×10^{0}					4.1×10^{0}	1.1×10^{1}
Ę	止—	「「「「「「「「「」」」」」「「」」」」「「」」」」」「「」」」」」」」」」	2. 3 A 10	0.0/10	1			1	T. I / I / 	1.1/10
L	1	尿丁ア肥良的の取別性物質からのカンマ線による彼ばく	2.3 $\times 10^{3}$	$3.2 \times 10^{\circ}$		l	l	l	1.7×10^{3}	$1.3 \times 10^{\circ}$
L	フ	、大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{0}	2.6 $\times 10^{0}$		l	L	L	2.9×10^{0}	7.3×10^{0}
L	ΞĒ	(内訳) 外部被ばく	1.7×10^{0}	2.5×10^{0}					2.6×10^{0}	6.7×10^{0}
L	14	内部袖げく	1 1 1 10-1	1.0×10 ⁻¹		1	1		0.0×10 ⁻¹	E 0 X 10 ⁻¹
L	湖		1.1×10 *	1.9×10 ⁺				l	2.9×10 ⁺	5.8×10 ⁺
L	民	地表面に沉着した放射性物質からのガンマ緑による被ばく	9.3 $\times 10^{\circ}$	1.1×10^{1}	L			L	1.8×10^{1}	3.8×10^{1}
L	1	小計	1.3×10^{1}	1.7×10^{1}					2.9 $\times 10^{1}$	5.9 $\times 10^{1}$
Т		合計	1.6×10^{1}	2.0×10^{1}		1	1		3 3 × 10 ¹	6 9 × 10 ¹

表 4-34 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(中 央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)(2/3)(6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替循 環冷却系を用いて事象収束)*

	油げく経敗		実効線量[mSv]								
		彼はく経路	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計	
-	1	原フに拡張中のお射性肺疾からのガンマ値に上て地げ く	1 1 1 1 1 1 1 1		0 1	4 7 1 1 0 -1	0 11	0 1	• •	a av(10 ⁻¹	
		原丁炉 胞設内の放射性物質がらのガンマ 際による彼は、	1.1×10^{-1}	0. ILX r		4. 7×10^{-1}				6.0×10^{-10}	
	索	放射性雲中の放射性物質からのカンマ線による彼はく	6.0×10^{-1}	9.7×10^{-1}		2.6×10^{-1}				$1.8 \times 10^{\circ}$	
	占	室内に取り込まれた放射性物質による被はく	1.3×10^{1}	$7.1 \times 10^{\circ}$		$2.3 \times 10^{\circ}$				2.3×10^{1}	
	作	(内訳)外部被ばく(室内線源)	5. 2×10^{-1}	4.7 $\times 10^{\circ}$		1.6×10^{0}				6.8 $\times 10^{0}$	
	11	外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	1.6×10^{-1}		0.1以下				2.7 $\times 10^{-1}$	
	未	内部被ばく	1.3×10^{1}	2.2×10^{0}		6.8×10^{-1}				1.6×10^{1}	
	畤	地表面に沈差した故財性物質からのガンマ線に上る神ぼく	1.0×10^{0}	2.0×10^{0}		0.5×10^{-1}				4.1×10^{0}	
А		地及面に化省した放射性物質が500万0、除たよう放はく	1.2~10	2.0×10^{-10}		0.0×10^{0}				4.1×10^{-10}	
班		小町	1.5×10^{-1}	1.0×10^{-10}		3.8×10^{-10}				2.9×10^{-9}	
		原于炉施設内の放射性物質からのカンマ線による彼はく	8.7 $\times 10^{-1}$	$2.4 \times 10^{\circ}$		5.5 $\times 10^{\circ}$				$8.8 \times 10^{\circ}$	
	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8×10^{-1}	$3.4 \times 10^{\circ}$		$2.5 \times 10^{\circ}$				$6.6 \times 10^{\circ}$	
	退	(内訳)外部被ばく	7.4 $\times 10^{-1}$	3. 1×10^{0}		2.3 $\times 10^{0}$				6. $1 \times 10^{\circ}$	
	域	内部被ばく	0.1以下	2.8×10^{-1}		1.9×10^{-1}				5 2×10^{-1}	
	時	地表面に沈差した放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく	4.3×10^{0}	1.5×10^{1}		1.3×10^{1}				3.2×10^{1}	
	, i	小計	4.0×10^{0}	1.0×10^{1}		1.3×10^{1}				4. 0 × 10 ¹	
		(小司)	5.9×10^{-1}	2.1×10^{-1}		2.1×10				4.8×10	
			2.1×10^{10}	3.1×10^{-5}		2.5×10^{-5}				7.7×10^{-2}	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被はく			7.5×10^{-1}		3.2×10^{-1}	2.5×10^{-1}		$1.3 \times 10^{\circ}$	
	-	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.7 $\times 10^{-1}$		2.4 $\times 10^{-1}$	2.1 \times 10 ⁻¹		7. 2×10^{-1}	
	主由	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			2. 4×10^{0}		2.2 $\times 10^{0}$	2.1 \times 10 ⁰		6.8 $\times 10^{0}$	
	P.J	(内訳) 外部被ばく (室内線源)			1.8×10^{0}		1.5×10^{0}	1.4×10^{0}		4.7×10^{0}	
	作	外部被げく (隣接エリア内線源)			0.1115		0.1以下	0.1以下		1.0×10^{-1}	
1	業	内部抽げく			E 0 × 10 ⁻¹		7. 9 × 10 ⁻¹	7.9×10 ⁻¹		$1.4 \land 10$	
1	時	「1000以上、「「「1000以上」」では、「1000以上」では、			5.9×10		1.2×10^{-1}	1.2×10^{-1}		2. U × 10 ⁻	
В	1	地衣面に 化有し に 放 射 性 物 負 か ら の カ ン マ 禄 に よ る 彼 ば く -			1.1 $\times 10^{\circ}$		1.3×10^{-1}	b. 4×10 ⁻¹		2.5 $\times 10^{\circ}$	
班	L	小計			$4.5 \times 10^{\circ}$		$3.5 \times 10^{\circ}$	3.2×10^{9}		1.1×10^{4}	
-24	1	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5.9 $\times 10^{\circ}$		5.5 $\times 10^{\circ}$	5. $6 \times 10^{\circ}$		1.7×10^{1}	
1	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく	l		2.5 $\times 10^{\circ}$		2.4 $\times 10^{\circ}$	2.2×10^{0}	l	7.1×10^{0}	
1	退	(内訳)外部被ばく		[2. 4×10^{0}		2.2 \times 10 ⁰	2. 0×10^{0}		6.5 $\times 10^{0}$	
1	城	内部被ばく			1.6×10^{-1}		2.0×10^{-1}	1.9×10^{-1}		5.6×10^{-1}	
	畦	地主面に決美したお射州物質からのガンラ線に上る地げく			1.0×10		1.0×10	1.9×10	-	3.0×10^{1}	
	ⁿ U	地衣面に化自じに放射性物質がらのカンド脉による液は、			1.4×10		1.2×10	1.2×10		3.8×10	
		小計			2.2×10^{1}		2.0×10^{1}	1.9×10^{1}		6.2×10^{1}	
_		合計			2.7 $\times 10^{1}$		2. 4×10^{1}	2.3×10^{1}		7.3×10^{1}	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			8.3 $\times 10^{-1}$	5. 1×10^{-1}			2. 1×10^{-1}	1.5×10^{0}	
	_	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}			1.7×10^{-1}	7.5 $\times 10^{-1}$	
	至	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			1.3×10^{1}	2.4×10^{0}			1.9×10^{0}	1.7×10^{1}	
	内	(内記)			1.0×10^{1}	1.7×10^{0}			1.0×10^{0}	1.5×10^{1}	
	作				1.2 \ 10				1.2 \ 10	1.5×10^{-1}	
	業	2下部版は、(歴報安二 リノア語歌歌)			0.1以下	0.1以下			0.1以下	$1.3 \times 10^{\circ}$	
	時	内部彼はく			6.9×10^{-1}	6.9×10^{-1}			6.6×10^{-1}	$2.0 \times 10^{\circ}$	
С		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			$1.2 \times 10^{\circ}$	9.3 $\times 10^{-1}$			5.8×10^{-1}	2.7 $\times 10^{\circ}$	
FIL		小計			1.5×10^{1}	4.2 $\times 10^{0}$			2.8 $\times 10^{0}$	2.2 $\times 10^{1}$	
-91		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			6.8 $\times 10^{0}$	5.5 $\times 10^{\circ}$			3.5 $\times 10^{\circ}$	1.6×10^{1}	
	ス	大気中に放出された放射性物質によろ被げく			2.5×10^{0}	2.5×10^{0}			1.0×10^{0}	6.0×10^{0}	
	退	(内記)外部被げく			2.4×10^{0}	2.2×10^{0}			0.0×10^{-1}	5.6×10^{0}	
	虚	内部神げく			2.4×10^{-1}	2.3×10^{-1}			9.0 1115	3.0×10^{-1}	
	現				1.5×10	1.8×10			0.127	4. 2 × 10	
	н4 .	地表面に沉着した放射性物質からのカンマ線による彼はく			1.5×10^{-1}	1.3×10^{-1}			5.7 $\times 10^{\circ}$	3.4×10^{-1}	
		小計			2. 4×10^{1}	2.1 \times 10 ¹			1.0×10^{1}	5. 6×10^{1}	
		合計			3.9×10^{1}	2.5 $\times 10^{1}$			1.3×10^{1}	7.7 $\times 10^{1}$	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					3.5 $\times 10^{-1}$	2.7 $\times 10^{-1}$	2.3 $\times 10^{-1}$	8.6 $\times 10^{-1}$	
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく					2.8 $\times 10^{-1}$	2.5 \times 10 ⁻¹	2.1 \times 10 ⁻¹	7.4 \times 10 ⁻¹	
1	室	室内に取り込まれた放射性物質にトス被げく		1	1	1	2.5×10^{0}	2.4×10^{0}	2.2×10^{0}	7.0×10^{0}	
1	内	(内記) 从 如 独 げ く (安 内 線 酒)			 		1.7×10^{0}	1.6×10^0	1.4×10^{0}	4.6×10^{0}	
1	作			1		1		1.0 \ 10	1.4 \ 10	4.0 \ 10	
	業	21前次は、「所存生リノ内藤原」			1		0.1以下	0.1以下	い.1以下	0.1以下	
1	時				ļ		7.7 $\times 10^{-1}$	7.9×10^{-1}	7.7 $\times 10^{-1}$	$2.3 \times 10^{\circ}$	
п		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					8.0 $\times 10^{-1}$	7.0×10^{-1}	6.5 $\times 10^{-1}$	2.1 $\times 10^{0}$	
л Т	L	小計		<u> </u>		<u> </u>	3.9×10^{0}	3. 6×10^{0}	3. 3×10^{0}	1.1×10^{1}	
辺	1	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					5.3 $\times 10^{0}$	5. 4×10^{0}	8.3 $\times 10^{0}$	1.9×10^{1}	
1	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく					2.5×10^{0}	2.3×10^{0}	2.2×10^{0}	6.9×10^{0}	
	语	(内訳) 外部被げく			t		2.3×10^{0}	2.1×10^{0}	2.0×10^{0}	6.3×10^{0}	
1	一位	内部被げく		1		1	1.0×10^{-1}	$2.1 \land 10$	2.0×10^{-1}	5.5×10^{-1}	
	或吐						1.9×10	2.0×10	2.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	
	н4 .	地表面に沉着した放射性物質からのカンマ線による彼はく					1.2×10^{1}	1.2×10^{1}	1.7×10^{1}	4.1×10^{1}	
	L	小計					2.0×10^{1}	2.0×10^{1}	2.8×10^{1}	6. 7×10^{1}	
		合計					2. 4×10^{1}	2.3 $\times 10^{1}$	3. 1×10^{1}	7.8 $\times 10^{1}$	
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.0×10^{-1}	2.9×10^{0}						3.0×10^{0}	
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線によろ被ばく	3.3×10^{-1}	3.2×10^{0}						3.6×10^{0}	
	室	室内に取り込まれた放射性物質に上ろ被げく	1.4×10^{0}	6.3×10^{0}						7.6×10^{0}	
	内		1.4×10^{-1}	0.3×10^{-1}						$1.0 \times 10^{\circ}$	
1	作			3.1×10^{-0}		1				3.7×10^{-10}	
1	業	外部彼はく (瞬接エリア内線源)	0.1以下,	2.3 $\times 10^{3}$	1		1			2.4 $\times 10^{\circ}$	
1	時	内部彼はく	6. 4×10^{-1}	8.8×10^{-1}						$1.5 \times 10^{\circ}$	
Б	Ľ	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	1.1×10^{0}	1.9×10^{0}						3. 0×10^{0}	
L TL	L	小計	2.9×10^{0}	1.4×10^{1}						1.7 \times 10 ¹	
虹		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2. 4×10^{0}	5. 2×10^{0}						7.5×10^{0}	
1	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{0}	3.6×10^{0}	1		1	1	1	5.4×10^{0}	
1	调	(内訳) 外部被げく	1.7×10^{0}	3.4×10^{0}	1		t	t	<u> </u>	5.0×10^{0}	
1	一位	内部神げく	1.1×10^{-1}	$0.4 \land 10$ 0.0×10^{-1}	1		1			0.0×10^{-1}	
1	呼時	「リリアスはく」	$1.1 \wedge 10^{-1}$	4. 9 × 10 °						J. 9 × 10	
1	нd,	地衣面に況有しに放射性物質からのカンマ様による彼はく	9.3 $\times 10^{\circ}$	1.8×10^{-1}						2.8×10^{4}	
1	⊢	小計	$1.3 \times 10^{+}$	2.7 $\times 10^{\circ}$						4.1×10^{4}	
1	1	台計	1.6×10^{1}	4.1×10^{1}	1	1	1	1	1	5.8×10^{1}	

表 4-34 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(中 央制御室内でマスクの着用を考慮した場合)(3/3)(6号機:代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号機:格納容器ベント実施)*

	加バイン教授					実効線	量[mSv]			
		彼はく経路	1日	2日	3日	4日	58	6日	7日	合計
_	T	原フになれた中の共時時時所からのガンーク値にトス対応!	1 H		UН	± H	UН	ОН	1 11	
		原于炉肥設内の放射性物質からのカンマ療による彼はく	1.2×10^{-5}	0.1以下		2.9×10^{-5}				4.3×10^{-5}
	+	放射性雲中の放射性物質からのガンマ緑による被ばく	5.9 $\times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{\circ}$		1.6×10^{-1}				2.1 \times 10 ⁰
	主	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10^{1}	1.1×10^{1}		1.9×10^{0}				2.6 $\times 10^{1}$
	内	(内記) 从 郊 神 げ く (安 内 線 酒)	5.1×10^{-1}	$7 \mathrm{E} \times 10^{0}$		1.4×10^{0}				0.5×10^{0}
	作		0.1015	0.5×10		0.1015				9. 5×10 ⁻¹
	業	クトロバ(X (1) (時中1)女・エ ソ ノ ド)(水(小))	0.1241	$2.5 \times 10^{\circ}$		0.1201				3.5×10
	時	内部被はく	1.2×10^{1}	$3.4 \times 10^{\circ}$		4.1×10^{-1}				1.6×10^{1}
		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	$1.2 \times 10^{\circ}$	2.7 $\times 10^{\circ}$		9.4 $\times 10^{-1}$				4.8×10^{0}
A		小計	1.5×10^{1}	1.5×10^{1}		3.3×10^{0}				3.3×10^{1}
蚍		百子恒施設内の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく	9.7×10^{-1}	2.4×10^{0}		4.0×10^{0}				7.2×10^{0}
	-		6.7×10^{-1}	2.4×10^{0}		4.0×10^{0}				7.3×10^{-10}
	슸	人気中に成山された成別性物員による彼は、	1. <u>8×10</u>	4. <u>5 × 10</u>		۳.۳۳۳۳				(.0×10
	退	(内訳)外部彼はく	7.3 $\times 10^{-1}$	$4.0 \times 10^{\circ}$		$1.7 \times 10^{\circ}$				6. $4 \times 10^{\circ}$
	域	内部被ばく	0.1以下	4.5 $\times 10^{-1}$		0.1以下				5.9 $\times 10^{-1}$
	時	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	4.3×10^{0}	2.1×10^{1}		1.4×10^{1}				4.0×10^{1}
		「日東面110日でに次引任の資本リックス・ 「赤についで反応、	$\pm 0 \times 10^{0}$	2.1×10^{1}		2.0×10^{1}				$= 4 \times 10^{1}$
		(1)市	5.9×10^{-1}	2.8 ^ 10		2.0×10^{-1}				$5.4 \wedge 10$
		合計	$2.1 \times 10^{\circ}$	4.4×10^{-5}		$2.4 \times 10^{\circ}$				8.8×10^{-5}
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			4. 6×10^{-1}		2. 0×10^{-1}	1.5×10^{-1}		8.2 $\times 10^{-1}$
	-	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1.7×10^{-1}		1.4×10^{-1}	1.3×10^{-1}		4.4 $\times 10^{-1}$
	丟	家内に取り込まれたお射性物質に上ろ被げく			2.4×10^{0}		1.9×10^{0}	1.6×10^{0}		5.7×10^{0}
	内				6. ±		1.0.10	1 1 1 1 0		det and the
	作	(内訳)外部被はく(至内藤原)			2.0×10^{-5}		1.3×10^{-5}	1.1×10^{-1}		4. 4×10^{-1}
1	業	外部彼はく(隣接エリア内線源)		1	0.1以下		0.1以下	0.1以下		1. 1×10^{-1}
1	一時	内部被ばく			3.6×10^{-1}		4.4×10^{-1}	4.4×10^{-1}		1.2×10^{0}
1.	ч <i>Д</i> ,	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被げく			1.3×10^{0}		7.7 \times 10 ⁻¹	6. 7×10^{-1}		2.7 \times 10 ⁰
В	1	小計			4 2 × 100		2.0×10^{0}	$2 = 10^{0}$		0.7×10^{0}
班	\vdash	「「「」	1	1	4.0 \ 10	1	2. 3 A 10	$2.0 \land 10$	1	$\frac{3.7 \times 10}{1.0 \times 10^{1}}$
1	1	尿ナア 肥設内の放射性物質からのカンマ線による被はく			4.9×10^{5}		$3.7 \times 10^{\circ}$	3.4×10^{5}	l	$1.2 \times 10^{\circ}$
1	入	大気甲に放出された放射性物質による被ばく	.	.	2.0×10^{0}	.	1.6×10^{0}	1.4×10^{0}	.	5.0 $\times 10^{\circ}$
1	退	(内訳)外部被ばく			1.9×10^{0}		1.5×10^{0}	1.3×10^{0}		4.7 $\times 10^{0}$
1	城	内部被ばく	1	1	0 1以下	1	0 1以下	0 1以下	1	2.7×10^{-1}
	時	地志市に決美したお射機物所からのガンラ須に上て対げく			1. 7. 1. 1.		1.0.120	1.024101		2.7×10^{-10}
	нД	地衣面に化有した放射性物質がらのカンマ隊による彼は、			1.7×10^{-1}		1.3×10^{-1}	1.2×10^{-1}		4.2×10^{-1}
		小計			2. 4×10^{1}		1.8×10^{1}	1.7×10^{1}		5.9×10^{1}
		合計			2.8 $\times 10^{1}$		2. 1×10^{1}	1.9×10^{1}		6.9 $\times 10^{1}$
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5 1×10^{-1}	3.2×10^{-1}			1.3×10^{-1}	9.6 $\times 10^{-1}$
		お射州電中のお射州物質からのガンマ線に上る地げく			1.0×10^{-1}	1.0×10 ⁻¹			1.0×10^{-1}	4.7×10 ⁻¹
	室	次別に会干の次別に切負からのパン、旅による奴は、			1.9 \ 10	$1.6 \land 10$			1.0×10^{-1}	4.7 ^ 10
	内	主いに取り込まれに放射性物質による彼は、			1.9×10^{-5}	2.1×10^{-5}			1.3×10^{-1}	2.3×10^{-5}
	作	(内訳)外部被はく(室内緑源)			1.9×10^{1}	$1.6 \times 10^{\circ}$			9.3 $\times 10^{-1}$	2.1 \times 10 ¹
	举	外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下			0.1以下	1.2×10^{-1}
	未	内部被ばく			5. 6×10^{-1}	4. 2×10^{-1}			4. 0×10^{-1}	1.4×10^{0}
	畤	地表面に注着した故財性物質からのガンマ線に上ろ被げく			1.4×10^{0}	1.0×10^{0}			5.0×10^{-1}	2.0×10^{0}
С		地及面に化省した放射性物質が500万0、除たよう放はく			1.4×10^{1}	1.0×10^{0}			0.9×10^{0}	3.0×10^{1}
班		「「「「「「「「」」」」「「「」」」「「」」」「「「」」」「「」」」」「「「」」」」	-		2.1×10	3.6×10^{-10}	-	-	2.2×10^{-10}	2.7×10^{-1}
		原于炉施設内の放射性物質からのカンマ線による彼はく			$6.4 \times 10^{\circ}$	$4.5 \times 10^{\circ}$			$2.3 \times 10^{\circ}$	1.3×10^{1}
	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく			$2.1 \times 10^{\circ}$	$1.8 \times 10^{\circ}$			6.1×10^{-1}	$4.6 \times 10^{\circ}$
	退	(内訳)外部被ばく			2. 1×10^{0}	1.8×10^{0}			5. 7×10^{-1}	4.4 $\times 10^{0}$
	域	内部被ばく			0.1以下	0.1以下			0.1以下	2.1 \times 10 ⁻¹
	時	地表面に沈差した故財性物質からのガンマ線に上ろ被げく			2.0×10^{1}	1.6×10^{1}			5.7×10^{0}	4.1×10^{1}
	, i	小計			2.0×10^{1}	1.0×10^{1}			0.0×10^{0}	4.1×10
		(小司)			2.8×10	2.2×10^{-1}			8.6×10	5.9×10^{-1}
_	_				5.0 $\times 10^{-5}$	2.6×10^{-5}			1.1×10^{-1}	8.6×10^{-1}
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					2.2×10^{-1}	1.7×10^{-1}	1.4×10^{-1}	5.3 $\times 10^{-1}$
1	ہے	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく					1.7×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.3×10^{-1}	4.4×10^{-1}
	至	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく					2.0×10^{0}	1.8×10^{0}	1.6×10^{0}	5 4×10^{0}
1	内	(内訳) 外部被げく (室内線酒)	[t	1	1	1.5×10^{0}	1.3×10^{0}	1.1×10^{0}	3.0×10^{0}
1	作			1				1.3 \ 10		5.9×10 0 101 T
1	業	21部1次はく ()対策エリブ 21禄源)	1	1		1	0.1以下.	0.1以下.	0.1以下。	0.1以下
1	時	内部被はく			ļ		4.7 $\times 10^{-1}$	4.8×10^{-1}	4.6×10^{-1}	$1.4 \times 10^{\circ}$
- n	Ľ	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	1	1		1	8.4 $\times 10^{-1}$	7.3 $\times 10^{-1}$	6.6 $\times 10^{-1}$	2.2 $\times 10^{0}$
D	1	小計	Γ	Γ	T T	Γ	3.2×10^{0}	2.9×10^{0}	2.5×10^{0}	8.6×10^{0}
班		百子に施設内のお射性物質からのガンラ線にトス地ド/	1	1	1	1	2.0×10^{0}	$2 = 5 \times 10^{0}$	4.0 × 100	1.9×10^{1}
1	→	ルトールのパリンIX別注物員パウワルノイ爾による彼はく			<u> </u>		3.8×10	3. 5×10	4.9×10	1.2×10
1	L <u>^</u>	へ、スキに が田されに が 射性物質による 彼はく		ļ	 	 	$1.7 \times 10^{\circ}$	$1.5 \times 10^{\circ}$	$1.4 \times 10^{\circ}$	$4.6 \times 10^{\circ}$
1	退	(内訳)外部被ばく		1			1.6×10^{0}	$1.4 \times 10^{\circ}$	1.3×10^{0}	4.3 $\times 10^{0}$
	域	内部被ばく					0.1以下	0.1以下	0.1以下	2.9×10^{-1}
	時	地表面に沈差した放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく					1.4×10^{1}	1.2×10^{1}	1.7×10^{1}	4.3×10^{1}
1	1 ''	「山山」	1	t	t	1	1.4 ^ 10	1.4 ^ 10	0.01.10	-1. J A 10
		小青					1.9×10^{-1}	1.7×10^{-1}	2.3×10^{-1}	6.0×10^{-5}
		合計					2.2×10^{1}	2.0×10^{1}	2.6 $\times 10^{1}$	6.9×10^{1}
1	1	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	1.1×10^{-1}	1.8×10^{0}						1.9×10^{0}
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	3.3×10^{-1}	5.2×10^{0}						5.5×10^{0}
	乭	室内に取り込まれた放射性物質に上ろ被げく	1.4×10^{0}	9.3×10^{0}						1.1×10^{1}
1	内	エロハーハノだホ40/ニルバ11エ72頁(ニホン)[次は、 (市和) がかかざノ (安市始近)	$1.4 \land 10$	$3.3 \land 10$	t	<u> </u>	<u> </u>	<u> </u>	†	$1 \cdot 1 \land 10$
1	作		0.0×10	4.4 \times 10 ⁵						$0.0 \times 10^{\circ}$
1	業	外部彼はく(隣接エリア内緑源)	0.1以下	$3.9 \times 10^{\circ}$	1	1	1	1	1	$3.9 \times 10^{\circ}$
	時	内部被ばく	6. 4×10^{-1}	1.1×10^{0}						1.7×10^{0}
- F	[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	1.1×10^{0}	2.5 $\times 10^{0}$						3.6×10^{0}
E	1	小計	2.9×10^{0}	1.9×10^{1}						2.2×10^{1}
班	\vdash	百子后施設内のお射性物質からのガンラ線にトス地ド/	2.4×10^{0}	4 9 100	1	1	1	1	1	7.9×10^{0}
	7	大気山に物出された物財性物産にトス地(パノ	1.0×10	4.0×10	1				1	C 0 × 10 ⁰
1	슸		1.8×10	4.6×10^{-10}					<u> </u>	0.3×10^{-1}
1	退	(四訳)外部徴はく	$1.6 \times 10^{\circ}$	4.2×10°	1				1	5.8×10°
1	项	内部彼はく	1.1×10^{-1}	4.2×10^{-1}	ļ				ļ	5.3 $\times 10^{-1}$
1	時	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	9.3 $\times 10^{\circ}$	2.8×10^{1}						3. 7×10^{1}
1	1	小計	1.3×10^{1}	3. 7×10^{1}						5. 0×10^{1}
L		合計	1.6×10^{1}	5.6 $\times 10^{1}$						7.2 $\times 10^{1}$

表4-35 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(中央 制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)(1/3)(両号機において代替循環冷却系を用いて事象 を収束する場合)*

		545 Y 2 47 DA				実効線	量[mSv]			
		彼はく栓路	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
		百子恒施設内の放射性物質からのガンマ線による被げく	1.2×10^{-1}	0.1以下	0.1以下	~				1.5×10^{-1}
		おりが施設的なおは物質がものガンマン線による彼は、	1.2×10^{-1}		0.12X 4.1X/10 ⁻¹					1.5×10^{0}
	室	放射性芸中の放射性物質からのカンマ様による彼はく	6. 1×10^{-2}	3.5×10^{-5}	4.1×10^{-1}					1.4×10^{-2}
	山内	室内に取り込まれた放射性物質による被はく	2.5×10^{2}	$4.6 \times 10^{\circ}$	$6.7 \times 10^{\circ}$					2.7×10^{2}
	IL.	(内訳)外部被ばく(室内線源)	5.3 $\times 10^{-1}$	1.1×10^{0}	1.6×10^{0}					3. $2 \times 10^{\circ}$
	1F JUL	外部被ばく (隣接エリア内線源)	0.1以下	0.1以下	0.1以下					1.8×10^{-1}
	美	内部被ばく	2.5×10^{2}	3.4×10^{0}	5.1×10^{0}					2.6×10^{2}
	時	地表示に決美したお射性物所からのガンラ値に上て地げく	2.0×10^{0}	3.4×10^{0}	0.0×10^{-1}					2.0×10^{0}
A		地衣面に化有した放射性物質がらのカンマ隊による彼はく	1.2×10^{2}	$1.2 \times 10^{\circ}$	$8.9 \times 10^{\circ}$					$3.2 \times 10^{\circ}$
Ð	F –	小計	2.6×10^{2}	6.1 $\times 10^{\circ}$	8.0 $\times 10^{\circ}$					2.7 $\times 10^{2}$
->-	**	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	8.8 $\times 10^{-1}$	2.3 $\times 10^{\circ}$	3. $6 \times 10^{\circ}$					6.8 $\times 10^{\circ}$
	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8 $\times 10^{-1}$	2. 2×10^{0}	3. 1×10^{0}					6. 1×10^{0}
	·艮	(内訳) 外部被ばく	7 4×10^{-1}	2.1×10^{0}	2.8×10^{0}	~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~				5.6×10^{0}
	11	内部地ゴイ	0.1015	2.1×10^{-1}	2.5×10^{-1}					3.0×10^{-1}
	- 現		0.1Kr	1.4×10	2.5×10^{-1}					4.4×10^{-1}
	时	地表面に沉着した放射性物質からのカンマ線による彼はく	$4.3 \times 10^{\circ}$	1.0×10^{1}	1.1×10^{1}					2.6×10^{1}
		小計	6. $0 \times 10^{\circ}$	1.5×10^{1}	1.8×10^{1}					3.9 $\times 10^{1}$
		승計	2.6 $\times 10^{2}$	2.1 \times 10 ¹	2.6 $\times 10^{1}$					3. 1×10^2
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく				0.1以下		0.1以下		0.1以下
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく				4.2×10^{-1}		2.4×10^{-1}		7.6×10^{-1}
	室	次加止去「ジル加止物質//·ワジパン、脉によっ反は、 空中に取りまたたちは体験所にとて地球/				4.2~10		3.4×10^{0}		1.0 \ 10
	内	至内に取り込まれに放射性物質による彼はく				7.8×10^{-5}		8.1 \times 10 ²		1.6×10^{-10}
	作	(内訳)外部被ばく(室内線源)				$1.7 \times 10^{\circ}$		$1.8 \times 10^{\circ}$		3. $5 \times 10^{\circ}$
	業	外部被ばく(隣接エリア内線源)				0.1以下		0.1以下		0.1以下
	木	内部被ばく				6.0×10^{0}		6.3×10^{0}		1.2×10^{1}
	н 4	地表面に沈差した放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく				7.0×10^{-1}		6.5×10^{-1}		1.4×10^{0}
В		「「「「「「「「「「」」」」、「「「」」、「「」」、「「」」、「」、「」、「」、				7.9×10^{0}		0.3×10^{0}	-	1.4×10
班	E					$9.0 \times 10^{\circ}$		9.1 \times 10		$1.8 \times 10^{\circ}$
1		原ナル施設内の放射性物質からのカンマ線による破ばく				$4.1 \times 10^{\circ}$		5.1×10°	 	9.2 $\times 10^{\circ}$
	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく				3.3×10^{0}		3.0×10^{0}		6.2×10^{0}
	退	(内訳)外部被ばく				3. 0×10^{0}		2. 7×10^{0}		5. 7×10^{0}
	tat	内部被げく				2.8×10^{-1}		2.0×10^{-1}		5.7×10^{-1}
	時	地志売に決美したお針状物所からのガンラ値に上て地げく				2.0×10		2. 9 × 10		0. 0 × 10
	нđ	地衣面に化有した放射性物質がらのカンマ隊による彼はく				1.1×10^{-1}		1.2×10^{-1}		2.3×10^{-1}
	_	小計				1.9×10^{1}		2.0×10^{1}		3.9×10^{1}
		合計				2.8×10^{1}		2.9×10^{1}		5. 7×10^{1}
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			0.1以下	0.1以下	0.1以下			0.1以下
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく			4.3×10^{-1}	4.6×10^{-1}	3.0×10^{-1}			1.3×10^{0}
	室	気力に近り込まれたお射性物質に上ス独行く			4.5×10^{0}	7.0×10^{0}	9.9×10^{0}			2.2×10^{1}
	内				0. 5 \ 10	1.9.10	0.4 ^ 10			4.3 ^ 10
	作	(内訳)外部被はく(至内線源)			$1.6 \times 10^{\circ}$	$1.8 \times 10^{\circ}$	$1.8 \times 10^{\circ}$			5. $2 \times 10^{\circ}$
	丵	外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下	0.1以下			1.6×10^{-1}
	時	内部被ばく			4.9 $\times 10^{\circ}$	6. 1×10^{0}	6.3 $\times 10^{0}$			1.7×10^{1}
	нд	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			9.7 \times 10 ⁻¹	8.5 $\times 10^{-1}$	7.1×10^{-1}			2.5×10^{0}
C	;	小計			7.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.2×10^{0}			2.6×10^{1}
班	£ —	「「「「「「」」「「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」			7.9×10^{0}	9.3×10^{0}	9.3×10^{0}			2.0 \ 10
		原于炉池設内の放射性物質からのカンマ線による彼はく			$3.2 \times 10^{\circ}$	$3.6 \times 10^{\circ}$	$4.6 \times 10^{\circ}$			1.1×10^{-1}
	入	大気中に放出された放射性物質による被はく			$2.9 \times 10^{\circ}$	$3.2 \times 10^{\circ}$	$3.2 \times 10^{\circ}$			9.3 $\times 10^{\circ}$
	退	(内訳)外部被ばく			2.7 $\times 10^{\circ}$	2.9 $\times 10^{\circ}$	2.9×10^{0}			8.5 $\times 10^{0}$
	堿	内部被ばく			2.2×10^{-1}	2. 7×10^{-1}	2.9×10^{-1}			7.8×10^{-1}
	時	地表面に沈差した放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく			1.1×10^{1}	1.1×10^{1}	1.2×10^{1}			2.4×10^{1}
		北武田に応信した成別に特質がららりない、「林による仮はく			1. 1×10	1.1×10	1.2×10			5.4×10
	_	(小計)			1. 7×10^{-1}	1.8×10^{-1}	1.9×10^{-1}			5.5×10^{-1}
	_	台計			2.5×10^{4}	2.7×10^{4}	2.9×10^{12}			8.1 $\times 10^{4}$
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
		放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく					4. 4×10^{-1}	4.0 $\times 10^{-1}$	2.7 $\times 10^{-1}$	1.1×10^{0}
	至	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく					8.7×10^{0}	8.9×10^{0}	7.4×10^{0}	2.5×10^{1}
	内	(内訳) 外部被げく (室内線酒)			1		1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.6×10^{0}	5.5×10^{0}
	作	(四次はく(三四次の)					1.9×10	1.9×10		5.5×10^{-1}
	業	21回100はく (1941安- リノド)藤原/					0.1以下。	0.1以下。	0.1以下。	1.3 \times 10 ⁺
	時	内部被はく					6.7 $\times 10^{\circ}$	$6.9 \times 10^{\circ}$	$5.8 \times 10^{\circ}$	1.9×10^{1}
D	11	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					7.8×10^{-1}	7.0×10^{-1}	5.9 $\times 10^{-1}$	2.1 $\times 10^{0}$
1	r L	小計					1.0×10^{1}	1.0×10^{1}	8.3 $\times 10^{0}$	2.8×10^{1}
功	L.	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			1		4. 1×10^{0}	4. 6×10^{0}	2. 6×10^{0}	1.1×10^{1}
	7	大気中に放出された放射性物質にトス被げく	l	1	1	1	3.3×10^{0}	3.1×10^{0}	1.4×10^{0}	7.8×10^{0}
	二日	(内記) 从 如 妯 げ /					$0.0\times10^{\circ}$	0.0×10^{0}	1. 0 × 100	$7.0\times10^{\circ}$
	卫星		1	1	1	1	$3.0 \times 10^{\circ}$	2.8×10°	$1.2 \times 10^{\circ}$	$1.0 \times 10^{\circ}$
	琙	内部被はく					2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.4×10^{-1}	7.2×10^{-1}
	時	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					1.2×10^{1}	1.2×10^{1}	6. 0×10^{0}	2.9 $\times 10^{1}$
		小計					1.9×10^{1}	1.9×10^{1}	1.0×10^{1}	4.8×10^{1}
					1		2.9×10^{1}	2.9×10^{1}	1.8×10^{1}	7.7×10^{1}
		ロフにないのないないないのないのないのないです。	1 1 1 1 1 0 - 1	0.1115			2.9~10	2.9~10	0.1015	1.0×10^{-1}
		ホ」が1200円10200111110頁が900027で際による彼はく	1.1×10 *	U. 1K/ 1					U. 184	1.3×10
	字	<u> 奴</u> 射性雲甲の 放射性物質からの ガンマ線による 被ばく	3.4×10^{-1}	3.7×10^{-1}					3.4×10^{-1}	1.0×10^{9}
	一一	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10^{1}	5.1 $\times 10^{0}$					8.6 $\times 10^{\circ}$	2.7 $\times 10^{1}$
	1/-	(内訳)外部被ばく(室内線源)	6. 7×10^{-1}	1.3×10^{0}					1.8×10^{0}	3.8×10^{0}
	1F w	外部被ばく (隣接エリア内線源)	0.1以下	0.1以下					0.1以下	1.6×10^{-1}
	美	内部被ばく	1.3×10^{1}	3.8 × 100					6.7×10^{0}	2.3×10^{1}
	時	山田協い、	$1.3 \land 10$	$0.0 \wedge 10$					0.7×10^{-1}	$2.3 \land 10$
E	: [地衣面に化有した放射性物具からのカイマ際による彼はく	1.1 × 10°	1. $1 \times 10^{\circ}$					0.7×10^{-1}	2.8 $\times 10^{\circ}$
亚	E –	小計	1.5×10^{1}	$6.6 \times 10^{\circ}$					9.6 $\times 10^{\circ}$	3. 1×10^{1}
	-1	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	2.3 $\times 10^{0}$	3. 2×10^{0}					7.7 $\times 10^{\circ}$	1.3×10^{1}
	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく	1.8×10^{0}	2.6 $\times 10^{0}$					2.9 $\times 10^{0}$	7.3 $\times 10^{0}$
	·艮	(内訳)外部被ばく	1.7×10^{0}	2.5×10^{0}					2.6×10^{0}	6.7×10^{0}
	tat	内部被ばく	1.1×10^{-1}	1.0×10^{-1}					2.0×10^{-1}	5.8×10^{-1}
	時	地志面に注差したお射地物産れたのガンラ値にトマサルゴノ	0.0×10^{0}	1. 1 V 10					1 0 1 10	2 0 × 10
		地な面に化信した政治性物員がものカイマ豚による彼はく	9.3×10	1.1×10^{-1}					1.8×10	3.8×10
	-	小計	$1.3 \times 10^{+}$	$1.7 \times 10^{\circ}$					$2.9 \times 10^{\circ}$	5.9 $\times 10^{\circ}$
1	1	台計	2.8×10^{1}	2.3×10^{1}	1	1	I	I	3.8×10^{1}	$ 0, 0 \times 10^{1}$

表4-35 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(中 央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)(2/3)(6号機:格納容器ベント実施 7号機:代替 循環冷却系を用いて事象収束)*

	被ばく経路					実効線	量[mSv]			
		(奴はく) 産 増	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線によろ被ばく	1.1×10^{-1}	0.1以下		4.7×10^{-1}				6.0×10^{-1}
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく	6.0×10^{-1}	9.7×10^{-1}		2.6×10^{-1}				1.8×10^{0}
	室	気力に取り込まれたお射性物質に上る地(ごく)	0.0×10^{2}	$\frac{5.7 \times 10^{1}}{1.7 \times 10^{1}}$		5.0×10^{0}				2.7×10^2
	内		2.0×10^{-1}	1.7×10^{-1}		$3.3 \land 10$				2.7×10^{-2}
	作	(内訳)外部被はく(至内線源)	5.2 \times 10	4. 7×10^{-1}		1.6×10^{-1}				6.8 $\times 10^{-1}$
	業	外部被はく(隣接エリア内線源)	0.1以下。	1.6×10^{-1}		0.1以下。				2.7 $\times 10^{-1}$
	時	内部被ばく	2.5 $\times 10^2$	1.2×10^{1}		3.7 $\times 10^{\circ}$				2.6 $\times 10^2$
		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	1.2×10^{0}	2.0 $\times 10^{0}$		8.5 $\times 10^{-1}$				4.1 \times 10 ⁰
A		小計	2.5×10^{2}	2.0×10^{1}		6.9×10^{0}				2.8×10^{2}
蚍		原子恒施設内の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく	9.7×10^{-1}	2.4×10^{0}		5.5×10^{0}				9.9×10^{0}
	7	十年中に毎日やわた毎日か物町に上る神げ/	7.0×10^{-1}	2.4×10^{0}		0.5×10^{0}				6.6×10^{0}
	승	(中部) めがかぶく	1. S. A. HU	3.4×10		La Barridon				$b b \times 10$
	返		7.4×10^{-1}	3. $1 \times 10^{\circ}$		2. $3 \times 10^{\circ}$				6. $1 \times 10^{\circ}$
	琙	内部被はく	0.1以下	2.8×10^{-1}		1.9×10^{-1}				5. 2×10^{-1}
	時	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	4.3 $\times 10^{\circ}$	1.5×10^{1}		1.3×10^{1}				3. 2×10^{1}
		小計	5.9 $\times 10^{\circ}$	2.1 \times 10 ¹		2.1 \times 10 ¹				4.8 $\times 10^{1}$
		合計	2.6×10^{2}	4.1×10^{1}		2.8×10^{1}				3.3×10^{2}
		原子恒施設内の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく			7.5×10^{-1}	5.0	3.2×10^{-1}	2.5×10^{-1}		1.3×10^{0}
		お射性雪中のお射性物質からのガンマ線に上る被げく			2.7×10^{-1}		2.4×10^{-1}	2.0×10^{-1}		7.2×10^{-1}
	室	次別住会干の成別住物員からのパン、旅による彼は、			$2.7 \times 10^{\circ}$		2.4 \ 10	2.1×10^{-10}		1.2 \ 10
	内	至内に取り込まれに放射性物質による彼はく			5. 1×10^{-5}		5.5×10^{-10}	5.3 $\times 10^{-10}$		1.6×10^{-1}
	作	(内訳)外部被ばく(室内線源)			$1.8 \times 10^{\circ}$		$1.5 \times 10^{\circ}$	$1.4 \times 10^{\circ}$		4. $7 \times 10^{\circ}$
	業	外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下		0.1以下	0.1以下		1.2×10^{-1}
1	不時	内部被ばく			3.2×10^{0}		3.9×10^{0}	3.9×10^{0}		1.1×10^{1}
	нd,	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			1.1×10^{0}		7.3×10^{-1}	6. 4×10^{-1}		2.5 \times 10 ⁰
В	1	小計			7.2×10^{0}	1	6.8×10^{0}	6.4×10^{0}	1	2.0×10^{1}
班	F	百子に施設内のお射性物質からのガンラ線にトス地ド/	1	1	5.0×10^{0}	1	5.5×10^{0}	5.6×10^{0}	1	1.7×10^{1}
1	-	か」かれのないいのないになっていたの見からのクイスがによる仮はく			0.9×10^{0}		0.0×10^{-0}	0.0×10^{0}		$1.(\land 10)$
1	습	へれてに放出された政府11年初夏による彼はく			$2.5 \times 10^{\circ}$		$2.4 \times 10^{\circ}$	$2.2 \times 10^{\circ}$		$(.1 \times 10^{\circ})$
1	退	(内訳)外部彼はく			2.4 $\times 10^{\circ}$	1	2.2 $\times 10^{\circ}$	2.0 $\times 10^{\circ}$		6.5 $\times 10^{\circ}$
1	域	内部被ばく			1.6×10^{-1}		2.0×10^{-1}	1.9×10^{-1}		5. 6×10^{-1}
	時	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			1.4×10^{1}		1.2×10^{1}	1.2×10^{1}		3.8×10^{1}
		小計			2.2×10^{1}		2.0 \times 10 ¹	1.9×10^{1}		6 2×10^{1}
		合計			2.0×10^{1}		2.0×10^{1}	2.6×10^{1}		8.2×10^{1}
-		「日本にはいた」の「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」」「日本にはいた」「日本にはいた」「日本にはいた」」」」「日本にはいた」」」「日本にはいた」」」「日本にはいた」」」「日本にはいた」」「日本にはいた」」」」「日本にはいた」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」			2.3×10^{-1}	E 1 × 10 ⁻¹	2.1/10	2.0×10	9.1×10^{-1}	1.5×10^{0}
		原丁炉肥成りの放射性物質が5のガンド線による彼は、			8.3 × 10	5. 1×10^{-1}			2.1×10^{-1}	1.5×10^{-1}
	室	放射性雲中の放射性物質からのカンマ線による彼はく			2.9×10^{-1}	2.9×10^{-1}			1.7×10^{-1}	7.5×10^{-1}
	内	室内に取り込まれた放射性物質による被はく			1.6×10^{1}	5.5 $\times 10^{\circ}$			$4.8 \times 10^{\circ}$	2.6×10^{1}
	作	(内訳)外部被ばく(室内線源)			1.2×10^{1}	$1.7 \times 10^{\circ}$			1.2×10^{0}	1.5×10^{1}
	光	外部被ばく(隣接エリア内線源)			0.1以下	0.1以下			0.1以下	1.3×10^{-1}
	木	内部被ばく			3.8×10^{0}	3.8×10^{0}			3.6×10^{0}	1.1×10^{1}
	畤	地表面に沈差した放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく			1.2×10^{0}	9.3×10^{-1}			5.8×10^{-1}	2.7×10^{0}
С		小計			1.2×10^{1}	7.2×10^{0}			5.0×10^{0}	2.1×10^{1}
班		「「「」「「」「」「」「」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」			$1.8 \times 10^{\circ}$	7.3×10^{0}			3.6×10^{0}	3.1×10^{1}
	_	原于炉池設内の放射性物質がらのカンマ療による彼は、			6.8×10^{-10}	5. 5×10^{-10}			3.5×10^{-10}	1.6×10^{-10}
	入	大気中に放出された放射性物質による彼はく			$2.5 \times 10^{\circ}$	$2.5 \times 10^{\circ}$			$1.0 \times 10^{\circ}$	$6.0 \times 10^{\circ}$
	退	(内訳)外部被ばく			2. $4 \times 10^{\circ}$	2.3 $\times 10^{\circ}$			9. 0×10^{-1}	5. $6 \times 10^{\circ}$
	域	内部被ばく			1.5×10^{-1}	1.8×10^{-1}			0.1以下	4. 2×10^{-1}
	時	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			1.5×10^{1}	1.3×10^{1}			5.7 $\times 10^{\circ}$	3. 4×10^{1}
		小計			2.4×10^{1}	2.1×10^{1}			1.0×10^{1}	5.6×10^{1}
		승計			4.2×10^{1}	2.8×10^{1}			1.6×10^{1}	8.6×10^{1}
_		百子恒振設内のお射燃物質からのガンマ線に上る速げく			4.2/10	2.0/10	2.5×10^{-1}	9.7×10^{-1}	1.0×10^{-1}	8.0×10^{-1}
		かりが肥いりの放射性物質からのガンマネによる液は、					3.3×10^{-1}	2.7×10^{-1}	2.3×10^{-1}	0.0×10^{-1}
1	室	ルオ] III ステレスオービック しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう					2.8×10^{-1}	2. 5×10 ⁺	2.1×10^{-1}	$(.4 \times 10^{-1})$
1	内	<u> 全内に取り込まれた放射性物質による彼はく</u>					$5.9 \times 10^{\circ}$	5.9×10^{3}	$5.6 \times 10^{\circ}$	$1.7 \times 10^{\circ}$
1	作	(内訳)外部被ばく(室内線源)					$1.7 \times 10^{\circ}$	$1.6 \times 10^{\circ}$	$1.4 \times 10^{\circ}$	$4.6 \times 10^{\circ}$
1	業	外部被ばく(隣接エリア内線源)				1	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
1	本時	内部被ばく					4.2×10^{0}	4.3×10^{0}	4.2×10^{0}	1.3×10^{1}
1.	нd,	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					8. 0×10^{-1}	7.0×10^{-1}	6.5 $\times 10^{-1}$	2.1 \times 10 ⁰
D	1	小計				1	7.3×10^{0}	7.1×10^{0}	6.7×10^{0}	2.1×10^{1}
班	F	百子后協設内のお射性物質からのガンラ線にトス対バノ					5 2 V 10 ⁰	5.4×10^{0}	0 2 100	1.0×10^{1}
1	-	か」が過程になったおけかしていない。				1	0. 5 \ 10	$0.4 \wedge 10$	0. 3 \ 10	1.9 \ 10
1	습	へれてに放出された政府11年初夏による彼はく					$2.5 \times 10^{\circ}$	2.3×10^{3}	$2.2 \times 10^{\circ}$	$0.9 \times 10^{\circ}$
1	退	(四訳)外部徴はく					2.3 $\times 10^{\circ}$	2.1 $\times 10^{\circ}$	2.0 $\times 10^{\circ}$	6.3 $\times 10^{\circ}$
1	域	内部被ばく					1.9×10^{-1}	2.0×10^{-1}	2.0×10^{-1}	5.9 $\times 10^{-1}$
1	時	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					1.2×10^{1}	1.2×10^{1}	1.7×10^{1}	4.1×10^{1}
1	1	小計					2. 0×10^{1}	2.0×10^{1}	2.8 \times 10 ¹	6.7 $\times 10^{1}$
1	<u> </u>						2.7×10^{1}	2.7×10^{1}	3.4×10^{1}	8.8×10^{1}
	1	百子炬協設内の放射性物質からのガンラ線にトス油パノ	1.0×10^{-1}	2.0×10^{0}				ω. I /\ 10	0. 1/ 10	3.0×10^{0}
1	1	かり、「クロのドロシルスオームの良い、ワシスマン「豚による似はく」	$1.0 \land 10$	2. 3 A 10						0.0×10^{0}
1	室	欧別11去半り 取別1111初員から のカイマ様による 彼はく	3.3×10^{-1}	3.2×10^{-1}						3.6×10°
1	内	<u> 主的に取り込まれた版射性物質による彼はく</u>	1.3×10^{1}	1.0×10^{1}			l		l	2.3×10^{1}
1	作	(内訳)外部被ばく(室内線源)	6.6 $\times 10^{-1}$	3.1 $\times 10^{\circ}$			1			3.7 $\times 10^{0}$
1	業	外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	2.3 $\times 10^{0}$			1			2.4 $\times 10^{0}$
1	不時	内部被ばく	1.3×10^{1}	4.8×10^{0}						1.7×10^{1}
1_	нd,	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	1.1×10^{0}	1.9×10^{0}						3.0×10^{0}
Е	1	小計	1.5×10^{1}	1.8×10^{1}			1			3.3×10^{1}
班	⊢	百子恒施設内の放射性物質からのガンラ線にトス対バノ	2.4×10^{0}	5.9×10^{0}						7.5×10^{0}
1	-	小」の地球にいいないにの見かりマタイで豚による奴はく	4.4×10	0.4 10			1		1	1.0×10
1	슧	ハス(エに)以口で40に以対111170頁による1次は、	1.8×10°	3. 6×10			l			5.4×10^{-10}
1	退	「内訳」外部彼はく	1.7×10^{3}	$3.4 \times 10^{\circ}$			1			5.0 $\times 10^{3}$.
1	琙	内部彼はく	1.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}						3.9×10^{-1}
1	時	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	9.3 $\times 10^{\circ}$	1.8×10^{1}						2.8 $\times 10^{1}$
1		小計	1.3×10^{1}	2.7 $\times 10^{1}$						4.1 \times 10 ¹
L	1	合計	2.8×10^{1}	4.5 $\times 10^{1}$						7.4 $\times 10^{1}$

表4-35 中央制御室(炉心の著しい損傷が発生した場合)の運転員に及ぼす実効線量の内訳(中 央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合)(3/3)(6号機:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号機:格納容器ベント実施)*

		has the former				実効線	量[mSv]			
		彼はく経路	1日	2日	3日	4日	58	6日	7日	合計
-	1	原マに歩れ中の共転転時からのガンー。須にトス対バノ	1 0 1 1 0 - 1		UН	± H	UН	ОН	1 11	
		原于炉施設内の放射性物質からのカンマ線による彼はく	1.2×10^{-1}	0.1以下。		2.9×10^{-1}				4.3×10^{-1}
	جے	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく	5.9 $\times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{\circ}$		1.6×10^{-1}				2.1 \times 10 ⁰
	至	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	2.4×10^{2}	2.7×10^{1}		3.7×10^{0}				2.7×10^{2}
	内		4. T/\ 10	2. T / 10		0.1/10				a. T / 10
	作	(内訳)外部被はく(至内線源)	5. 1×10^{-5}	7.5×10^{-5}		1.4×10^{-5}				9.5 \times 10 ⁻
	**	外部被ばく(隣接エリア内線源)	0.1以下	2.5 $\times 10^{-1}$		0.1以下				3. 5×10^{-1}
	未	内部被げく	2.4×10^{2}	1.0×10^{1}		2.3×10^{0}				2.7×10^{2}
	時		2.4/10	1. 5 \ 10		2. 3 × 10				2.1/10
Δ		地表面に沉着した放射性物質からのカンマ線による彼ばく	$1.2 \times 10^{\circ}$	2.7 $\times 10^{\circ}$		9.4 $\times 10^{-1}$				$4.8 \times 10^{\circ}$
-		小計	2.5×10^{2}	3.1×10^{1}		5.1×10^{0}				2.8×10^{2}
蚍		原てになれたのお射性物所からのガンつタリアトてかげ /	0. 5. 10-1	0.17110		4. 0. 1 / 10				2. 0 / 10
		原于炉肥設内の放射性物質が6のカンマ隊による彼は5	8.7 \times 10 ⁻	2.4×10^{-5}		4.0×10^{-5}				7.3×10^{-5}
	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく	7.8 $\times 10^{-1}$	4.5 $\times 10^{\circ}$		$1.8 \times 10^{\circ}$				7.0 $\times 10^{\circ}$
	退	(内訳) 外部被げく	7.3×10^{-1}	4.0×10^{0}		1.7×10^{0}				6.4×10^{0}
	사		1.3 × 10	4. 0 ~ 10		1.7 ~ 10				0.4 \ 10
	坝	内部彼はく	0.1以下	4.5×10^{-1}		0.1以下				5.9 $\times 10^{-1}$
	時	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	4.3×10^{0}	2.1 \times 10 ¹		1.4×10^{1}				4.0×10^{1}
		小計	E 0 × 10 ⁰	0.01/101		0.0101				F 4 × 10
		小計	5.9×10^{-5}	2.8×10^{-5}		2.0×10^{-5}				5.4×10^{-2}
		合計	2.5 $\times 10^{2}$	5.9 $\times 10^{1}$		2.5 $\times 10^{1}$				3. 4×10^{2}
		原子恒施設内の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく			4.6×10^{-1}		2.0×10^{-1}	1.5×10^{-1}		8.2×10^{-1}
		おり地震中のおり地転除したのドレークになってない。			4.0×10		2.0×10	1. 0 × 10		0.2/10
	+	放射性雲中の放射性物質からのカンマ緑による彼はく			1.7×10^{-1}		1.4×10^{-1}	1.3×10^{-1}		4.4×10^{-1}
	主	室内に取り込まれた放射性物質によろ被ばく			4.0×10^{0}		3.7×10^{0}	3.5×10^{0}		1.1×10^{1}
	内				0.01/100		1 0 1 1 0	1 1 1 1 0		4 4 4 4 1 00
	作	(内訳)外部被はく(至内線源)			2.0 \times 10°		$1.3 \times 10^{\circ}$	1. $1 \times 10^{\circ}$		4. $4 \times 10^{\circ}$
1	**	外部被ばく(隣接エリア内線源)	1	1	0.1以下	1	0.1以下	0.1以下	1	1.1×10^{-1}
1	未	内部被ばく			2.0×10^{0}	1	2.4×10^{0}	2.4×10^{0}	1	6.7×10^{0}
1	時		1	1	<u>2.0 \ 10</u>	1	<i>u</i> . <i>±</i> ∧ 10	<u> <u> <u> </u> <u> </u> <u> </u> <u> </u> <u> </u> <u> </u> <u> </u> <u> </u> <u> </u></u></u>	1	0.1 \ 10
R	1	地衣面に化有しに放射性物質からのカンマ様による彼ばく			1.3×10^{3}		1.7×10^{-1}	6.7×10 ⁻¹		2.7 $\times 10^{\circ}$
7.17	1	小計			5.9 $\times 10^{0}$	1	4.8 $\times 10^{0}$	4.5 $\times 10^{\circ}$	1	1.5×10^{1}
班	1	「百子右協設内のお射桃物質からのガンラ娘にトスサルギノ」	l	l	4.0×100	İ.	2.7×10^{0}	2.4×10^{0}	İ.	1.0 1.01
1	1_	か」が過収1920以1111の見かりワルイド隊による奴は、			4.9 ^ 10		5.1 \ 10	3.4 ^ 10		1.4 ^ 10
1	八	て 気 中 に 放 出 さ れ た 放 射 性 物 質 に よ る 被 ば く	ļ		$2.0 \times 10^{\circ}$.	$1.6 \times 10^{\circ}$	$1.4 \times 10^{\circ}$.	5.0 $\times 10^{\circ}$
1	退	(内訳) 外部被ばく			1.9×10^{0}		1.5×10^{0}	1.3×10^{0}		4.7×10^{0}
1	44	内却地バイ	1	1		1			1	0.7
1	坝	171司)奴は、			0.1以下	I	0.1以下	0.1以下	I	2.7 $\times 10^{-1}$
	時	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			1.7×10^{1}		1.3×10^{1}	1.2×10^{1}		4.2 $\times 10^{1}$
		小卦			9.4×10^{1}		1.0×10^{1}	1.7×10^{1}		$E_0 \times 10^1$
	-	/1.41			2.4 \ 10		1.0 \ 10	1. 7 ^ 10		5.9 \ 10
		台計			3.0×10^{1}		2.3×10^{1}	2. 1×10^{1}		7.4×10^{1}
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく			5 1×10^{-1}	3.2×10^{-1}			1.3×10^{-1}	9.6 $\times 10^{-1}$
		おり出来のおりは快渡しこのガンラ炉にして対応く			0.17(10	0. <u>2</u> /(10			1.0/(10	J. 5. 10 ⁻¹
	索	放射性雲中の放射性物質からのカンマ線による彼はく			1.9×10^{-5}	1.8×10^{-5}			1.0×10^{-5}	4.7×10^{-5}
	<u></u>	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく			2. 2×10^{1}	4.0 $\times 10^{\circ}$			3. $1 \times 10^{\circ}$	2.9 $\times 10^{1}$
	M	(内訳) 外部被げく (室内線酒)			1.0×10^{1}	1.6×10^{0}			0.2×10^{-1}	9.1×10^{1}
	作				1.9 \ 10	1.0 \ 10			9.3 \ 10	2.1 \ 10
	丵	外部被はく(隣接エリア内禄源)			0.1以下	0.1以下			0.1以下	1.2×10^{-1}
	n±.	内部被ばく			3.1×10^{0}	2.3×10^{0}			2.2×10^{0}	7.6×10^{0}
	時	地主西に決差したお射州物質からのガンマ線に上る神げく			1 4 × 10 ⁰	1 0 × 10 ⁰			5 0×10 ⁻¹	0.0×10^{0}
С		地衣面に化有した放射性物質がらのカイマ脉による奴はく			1.4×10	$1.0 \times 10^{\circ}$			$5.9 \times 10^{\circ}$	3.0×10^{-10}
TIT		小計			2. 4×10^{1}	5.5 $\times 10^{\circ}$			4.0 $\times 10^{\circ}$	3.3×10^{1}
辺		原子炬施設内の放射性物質からのガンマ線によろ被ばく			6.4×10^{0}	4.5×10^{0}			2.3×10^{0}	1.3×10^{1}
	-	上午中におりましたお母母梅飯にトア神ばく			0.4/10	4.0/(10			2. 0 × 10	1.0/10
	$^{\sim}$	人気中に放用された放射性物質による彼はく			2.1×10^{-5}	1.8×10^{-5}			6.1×10^{-5}	4.6×10^{-5}
	退	(内訳)外部被ばく			2.1 \times 10 ⁰	1.8×10^{0}			5. 7×10^{-1}	4.4 $\times 10^{\circ}$
	hit?	内部被げく			0.1015	0.11215			0.11215	9.1×10^{-1}
	n±.				0.18/1	0.18/1			0.18/1	2.1 \ 10
	時	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被はく			2.0×10^{1}	1.6×10^{1}			5.7 $\times 10^{\circ}$	4. 1×10^{1}
		小計			2.8×10^{1}	2.2×10^{1}			8.6×10^{0}	5.9×10^{1}
		스킨			= 0, 10	a. <u>a.</u> (10			0.07(10	0.07(10
_					5.2×10^{-5}	2.7 $\times 10^{-5}$			1.3×10^{-5}	9.2×10^{-5}
		原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					2. 2×10^{-1}	1.7×10^{-1}	1.4×10^{-1}	5. 3×10^{-1}
		放射性雪中の放射性物質からのガンマ線に上ろ被げく					1.7×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.3×10^{-1}	4.4×10^{-1}
1	室	今日に時かったしたおはは時時に してかどく					1.1/10	1.0/10	0.5.10	1.4/10
1	内	主的に取り込まれに放射性物質による彼はく					$4.0 \times 10^{\circ}$	$3.9 \times 10^{\circ}$	$3.7 \times 10^{\circ}$	1.2×10^{-1}
1	14	(内訳)外部被ばく(室内線源)	1	1	1	1	1.5×10^{0}	1.3×10^{0}	1.1×10^{0}	3.9×10^{0}
1	17F	の如本げく (隣接テリア内領)	1	1	1	1	0.1015	0.1015	0.1015	0.11215
1	業				1	1	0. 18A F	0. 1 <i>K</i> / F	0. 18A F	V. 18/ 1
1	時	四部 彼 は く	l	L			2.5 $\times 10^{\circ}$	2.6 $\times 10^{\circ}$	$2.5 \times 10^{\circ}$	7.7 $\times 10^{\circ}$
1	1 u .	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被げく					8 4×10^{-1}	7 3×10^{-1}	6.6×10^{-1}	2.2×10^{0}
D	1	小卦	1	1	1	1	E 0 V 100	E 0 X 10 ⁰	4 6 × 100	1 5 1 10
班	⊢						0.0 ^ 10	0.0 \ 10	4.0 ^ 10	1.0 ^ 10
1	1	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による被ばく					$3.8 \times 10^{\circ}$	$3.5 \times 10^{\circ}$	$4.9 \times 10^{\circ}$	1.2×10^{1}
1	入	大気中に放出された放射性物質による被ばく			1	1	1.7×10^{0}	1.5×10^{0}	1.4×10^{0}	4.6×10^{0}
1	1日	(内記)		l	t	t	1 0 > 1 0	1 4 2 4 2 0	1 0 > 1 0	4.0.24.1.00
1	24		1	1	1	1	1.0×10	1.4×10	1.3×10	4.3×10 .
1	域	内部破はく			L	L	0.1以下	0.1以下	0.1以下	2.9×10^{-1}
1	時	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線によろ被げく					1.4×10^{1}	1.2×10^{1}	1.7×10^{1}	4.3×10^{1}
		地表面に応信した次別性的資料 りやりがや 「脉による反体(1.4×10	1.2/10	1.7×10	4. 5 × 10
1	∟	小計					1.9×10^{4}	1.7×10^{4}	2.3×10^{4}	6.0×10 ⁺
1	1	合計					2.4 $\times 10^{1}$	2.2 $\times 10^{1}$	2.8 $\times 10^{1}$	7.5 $\times 10^{1}$
	1	原子恒施設内の放射性物質からのガンマ線にトス速げく	1.1×10^{-1}	1.8×10^{0}						1.0×10^{0}
1	1		1.1 \ 10	1.0 ^ 10	I	I	I	I	I	1. 3 \ 10
1	=	広射性雲甲の放射性物質からのガンマ緑による被ばく	3.3×10^{-1}	5. $2 \times 10^{\circ}$						5.5 $\times 10^{\circ}$
1	(里	室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	1.3×10^{1}	1.4×10^{1}	1	1	1	1	1	2.7 $\times 10^{1}$
1	内	(内記) 从 如 妯 げ 2 (安 内 線 酒)	6.6×10^{-1}	4.4×10^{0}	l	1	1	[l	$= 0 \times 10^{0}$
1	作		0.0 \ 10	4.4 ^ 10	1	1	1	1	1	0.0 ^ 10
1	丵	外部被はく(隣接エリア内緑源)	0.1以下	$3.9 \times 10^{\circ}$	1	1	1	1	1	$3.9 \times 10^{\circ}$
1	不吐	内部被ばく	1.2×10^{1}	5.8 $\times 10^{0}$	1	1	1	1	1	1.8×10^{1}
1	哼	地主面に決美したお射州物度かどのガンラ値にトフサルゴノ	1 1 1 1 1 0	0.5×10	1	1	1	1	1	0.000
F	1	地衣面に优有した放射性物質からのカイマ様による彼はく	$1.1 \times 10^{\circ}$	Z. 5 × 10°	L	L	L	L	L	3.6×10°
TIT.	L	小計	1.5×10^{1}	2.3 $\times 10^{1}$	1	1	1	1	1	3.8×10^{1}
坝土	_	原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線に上ス被げく	2.4×10^{0}	4.8×10^{0}						7.2×10^{0}
1	-	小 / / / / / / / / / / / / / / / / / / /	4.4/10	1.0/10						1.4/10
1	스	人気中に放出された放射性物質による彼はく	$1.8 \times 10^{\circ}$	$4.6 \times 10^{\circ}$		ļ				$6.3 \times 10^{\circ}$
1	退	(内訳)外部被ばく	1.6×10^{0}	4.2 $\times 10^{0}$	1	1	1	1	1	5.8 $\times 10^{0}$
1	掵	内部被ばく	1.1×10^{-1}	4.2×10^{-1}	1	1	1	1	1	5.3×10^{-1}
1	吐		1.1 1 10	1. 4 ^ 10	ł	ł	ł	ł	ł	0.0 ^ 10
1	нĄ	地衣面に沉着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	9.3 $\times 10^{\circ}$	2.8×10^{1}						3. 7×10^{1}
1	1	小計	1.3×10^{1}	3.7 \times 10 ¹	1	1	1	1	1	5.0 $\times 10^{1}$
									1 m m	and the second se

項目	許容濃度	備考
		「労働安全衛生法(酸素欠乏症等防止規則)」
		を準拠
酸素濃度	18vo1%以上	(事務作業に従事する労働者が主として使用
		する室内は当該濃度以上とする換気設備の
		性能を要求。)
		「労働安全衛生法(事務所衛生基準規則)」を
		準拠
二酸化炭素濃度	0.5vo1%以下	(事務作業に従事する労働者が主として使用
		する室内は当該濃度以下とする換気設備の
		性能を要求。)

表4-36 酸素及び二酸化炭素濃度許容濃度

項目		評価条件		設定理由	備考
1 ***	設計基準事故時	18 人		運転員の人数	-
入致	炉心の著しい損傷 が発生した場合	20 人		運転員の人数に対して余裕を 考慮	_
迩/正田 間	設計基準事故時	事 3(耳故後) 日間	設計基準事故時の被ばく評価 期間	_
計Ⅲ朔间	炉心の著しい損傷 が発生した場合	事故後 7 日間		炉心の著しい損傷が発生した 場合の被ばく評価期間	_
設計基準事故時		0.1 回/h		空気流入率測定試験結果(A系 0.16回/h, B系0.18回/h)を 基に保守的に設定	別添 1 参照
空気流入	炉心の著しい損傷 が発生した場合	\sim 3 h	0 回/h	全交流動力電源喪失によるフ アン停止を想定。 保守的に空気流入率0回/hと 設定	_
		3 h∼	4500 m³/h	中央制御室可搬型陽圧化空調 機の設計風量 4500~6000m ³ /h を基に保守的に設定	Ι
中央制御室バウンダリ体積		20800 m^3		中央制御室換気空調系の処理 対象となる区画の体積	図 4-22 参照
初期酸素濃度		20.95 Vol%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾 き空気の主な成分組成により 引用	_
初期二酸化炭素濃度		0.039 Vo1%		「空気調和・衛生工学便覧」の乾 き空気の主な成分組成に対し 保守的に設定	_
酸素消費量		65.52 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より 現場作業に係る対応が考えら れるため「歩行」より引用	1 人当たり の消費量
二酸化炭素吐出し量		46 L/h		「空気調和・衛生工学便覧」より 現場作業に係る対応が考えら れるため「中等作業」より引用	1 人当たり の吐出し量

表 4-37	中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

項 目	評価条件	設定理由	備考
人数	20 人	中央制御室待避室内にとどまる人 数	_
中央制御室待避室 バウンダリ体積	70m^3	処理対象となる区画の体積を保守 的に小さめに設定	図 4-22 参照
評価期間	10 時間	被ばく評価上,中央制御室待避室 内を空気ボンベにて陽圧化する期 間	_
初期酸素濃度	20.95 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き 空気の主な成分組成により引用	_
初期二酸化炭素濃度	0.039 Vol%	「空気調和・衛生工学便覧」の乾き 空気の主な成分組成に対し保守的 に設定	_
酸素消費量 (空気ボンベ使用時)	21.84 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準 備を含む現場作業対応がないため 「静座」より引用	1 人当たり の消費量
二酸化炭素吐出し量 (空気ボンベ使用時)	22 L/h	「空気調和・衛生工学便覧」より準 備を含む現場作業対応がないため 「極軽作業」より引用	1 人当たり の吐出し量

表 4-38 中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度計算条件

想定事故シナリオ	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(℃)
必却壮市化	6 号機	約 2.3×10 ⁻²	約 5.0×10 ⁻⁸	約 2.2×10 ⁻⁵
而却树丧大	7 号機	約 3.8×10 ⁻²	約 8.2×10 ⁻⁸	約 3.6×10-5
十志与答动断	6 号機	約 8.6×10 ⁻⁵	約 1.8×10 ⁻¹⁰	約 8.2×10 ⁻⁸
土杰风目倾例	7 号機	約 1.3×10 ⁻⁴	約 2.8×10-10	約 1.2×10 ⁻⁷

表 5-1 中央制御室遮蔽のクラウドシャインガンマ線による温度上昇(設計基準事故時)

表 5-2 中央制御室遮蔽のガンマ線による温度上昇(炉心の著しい損傷が発生した場合)(両号機 において代替循環冷却系を用いて事象収束する場合)

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(℃)
①クラウドシャイン ガンマ線	6 号機	約 2.9×10 ⁻¹	約 6.2×10 ⁻⁷	約 2.7×10 ⁻⁴
	7 号機	約 4.8×10 ⁻¹	約 1.0×10 ⁻⁶	約4.6×10-4
②グランドシャイン	6 号機	約 3.7×10 ⁰	約 7.9×10 ⁻⁶	約 3.5×10 ⁻³
ガンマ線	7 号機	約 6.0×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻⁵	約 5.7×10 ⁻³
合計 (①+②)			約 1.0×10 ⁻²	

表 5-3 中央制御室遮蔽のガンマ線による温度上昇(炉心の著しい損傷が発生した場合)(6 号 機:代替循環冷却系を用いて事象収束,7 号機:格納容器ベント)

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(℃)
①クラウドシャイン ガンマ線	6 号機	約 2.9×10-1	約 6.2×10 ⁻⁷	約 2.7×10 ⁻⁴
	7 号機	約 6.9×10º	約 1.5×10 ⁻⁵	約 6.6×10 ⁻³
②グランドシャイン	6 号機	約 3.7×10 ⁰	約 7.9×10 ⁻⁶	約 3.5×10-3
ガンマ線	7 号機	約 9.2×10 ⁰	約 2.0×10 ⁻⁵	約 8.8×10 ⁻³
合計 (①+②)			約 1.9×10 ⁻²	

表 5-4 中央制御室遮蔽のガンマ線による温度上昇(炉心の著しい損傷が発生した場合)(6 号 機:格納容器ベント,7 号機:代替循環冷却系を用いて事象収束)

ガンマ線入射経路	起因号機	入射線量(Gy)	ガンマ線発熱量 (kJ/cm ³)	温度上昇(℃)
①クラウドシャイン	6 号機	約4.1×10 ⁰	約8.8×10-6	約 3.9×10 ⁻³
ガンマ線	7 号機	約 4.8×10 ⁻¹	約 1.0×10-6	約4.6×10-4
②グランドシャイン	6 号機	約 5.3×10 ⁰	約 1.1×10 ⁻⁵	約 5.0×10 ⁻³
ガンマ線	7 号機	約 6.0×10 ⁰	約 1.3×10 ⁻⁵	約 5.7×10 ⁻³
合計 (①+②)			約 1.5×10 ⁻²	

K7 ① V-1-7-3 R1



図 4-1 遮蔽構造図 (1/2)

K7 ① V-1-7-3 R1



図 4-1 遮蔽構造図 (2/2)







コントロール建屋



K7 ① V-1-7-3 R1



図 4-3 換気設備の系統図(2/2) (中央制御室可搬型陽圧化空調機)



注記*:「4.1.1 評価方針」の項番号を示す。

図 4-4 居住性に係る被ばく評価の手順

K7 ① V-1-7-3 R1



図 4-5 中央制御室の運転員の被ばく経路





図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ(1/3)(原子炉冷却材喪失)





図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ(2/3) (主蒸気管破断)

Ф	① 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
	(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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
	(クラウドシャインガンマ線による外部被ばく)
央 制	③ 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
御室内	(中央制御室内に浮遊している放射性物質の吸入摂取による内部被ばく)
	(中央制御室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
	(隣接エリア内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
	④ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
	(グランドシャインガンマ線による外部被ばく)
入退域	⑤ 原子炉施設内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
	(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 大気中に放出された放射性物質による被ばく
	(放射性物質の吸入摂取による内部被ばく)
	(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外部被ばく
	(グランドシャインガンマ線による外部被ばく)



図 4-6 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ(3/3) (炉心の著しい損傷が発生した場合)



図 4-7 放射性物質の放出源と評価点の位置関係(設計基準事故時)(1/2)(6号機)



⁽主蒸気管破断時の放出源と評価点)

図 4-7 放射性物質の放出源と評価点の位置関係(設計基準事故時)(2/2)(7号機)



(主排気筒からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係(炉心の著しい損傷が発生した場合)(1/4) (6 号機)



図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/4) (6 号機)



(主排気筒からの放出における放出源と評価点)

図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係(炉心の著しい損傷が発生した場合)(3/4) (7 号機)



図 4-8 放射性物質の放出源と評価点の位置関係(炉心の著しい損傷が発生した場合)(4/4) (7 号機)


注:Lは,建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 (本評価において,Lは,原子炉建屋高さ(37.7m)が該当する。)

図 4-9 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)





図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価風向(サービス建屋入口)(設計基準事故時)



図 4-10 原子炉冷却材喪失時の入退域時の評価風向(サービス建屋入口)(設計基準事故時) (2/2)(7 号機)

R1





図 4-11 主蒸気管破断時の入退域時の評価風向(サービス建屋入口)(設計基準事故時) (2/2)(7 号機)



(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/2)(7号機)



R1

① V-1-7-3

K7

(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/2)(7号機)





K7 ① V-1-7-3 R1



(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/2)(7号機)



(炉心の著しい損傷が発生した場合)(2/2)(7号機)

R1







図 4-18 原子炉建屋断面積(投影面積)



図 4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(1/5) (原子炉冷却材喪失時の評価モデル)(6 号機)



図 4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(2/5) (原子炉冷却材喪失時の評価モデル)(7号機)



図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(3/5) (原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル)(6号機)



図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル (4/5) (原子炉冷却材喪失時の直接ガンマ線評価モデル)(7号機)



散乱計算モデル(G33-GP2Rコードの計算モデル)

(単位:mm)

散乱領域 半径	6号機	室内作業時	1000m
		入退域時	1000m
	7号機	室内作業時	200m
		入退域時	200m

注: 散乱領域の半径は、点線源から評価点ま での距離を超える長さを設定する。

図4-19 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(5/5) (原子炉冷却材喪失時のスカイシャインガンマ線評価モデル)



図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(1/5) (炉心の著しい損傷が発生した場合)

162



図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(2/5) (炉心の著しい損傷が発生した場合)(直接ガンマ線)(6号機)



図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(3/5) (炉心の著しい損傷が発生した場合)(直接ガンマ線)(7号機)





A-A断面



(単位:mm)

:評価上考慮した遮蔽
 (公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ)

図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(4/5) (炉心の著しい損傷が発生した場合)(直接ガンマ線)(コントロール建屋遮蔽モデル)



散乱計算モデル(G33-GP2Rコードの計算モデル)

(単位:mm)

注:遮蔽として考慮する天井コンクリート厚さ(_____)は 公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ。 また,散乱領域の半径は,点線源から評価点までの距 離を超える長さを設定する。

図4-20 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく評価モデル(5/5) (炉心の著しい損傷が発生した場合)(スカイシャインガンマ線)



図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル(1/5)(6号機)



図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル(2/5)(7号機)



図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル(3/5)(直接ガンマ線)(6号機)



図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル(4/5)(直接ガンマ線)(7号機)



(単位:mm)

注: 散乱領域の半径は, 点線源から評価点ま での距離を超える長さを設定する。

 7号機
 至PYTF来時
 1000m
 での距

 7号機
 入退域時
 1000m
 での距

室内作業時

入退域時

室内作業時

6号機

散乱領域 半径

図4-21 主蒸気管破断時の評価モデル(5/5)(スカイシャインガンマ線)

200m

300m

1000m





図 4-23 室内に取り込まれた放射性物質による外部被ばくの評価モデル図



非常用ガス処理系排気口排出

図 4-24 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程(設計基準事故時)



非常用ガス処理系排気口排出

図 4-25 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程(設計基準事故時)



図 4-26 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程(設計基準事故時)



図 4-27 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程(設計基準事故時)



図 4-28 6 号機及び7 号機中央制御室換気空調系の運転モード



注記*:非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 (_____) により屋外に放出(ただし,原子 炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-29 希ガスの大気放出過程(炉心の著しい損傷が発生した場合)



炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-30 よう素の大気放出過程(炉心の著しい損傷が発生した場合)



注記*: 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 (______) により屋外に放出 (ただし,原子 炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-31 セシウムの大気放出過程(炉心の著しい損傷が発生した場合)

 $\mathbb{R}1$


炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 4-32 その他核種の大気放出過程(炉心の著しい損傷が発生した場合)

事故発生	±からの経過時間[h]	0 40min 3	31	38	48	58	168
	原子炉建屋からの漏えい						
之后	非常用ガス処理系放出*1						
	格納容器ベント放出						
塗り	原子炉建屋からの漏えい						
東	非常用ガス処理系放出		<mark></mark> -				
	中央制御室換気空調系						
函	中央制御室可搬型 陽圧化空調機						
禁	中央制御室待避室 陽圧化装置*2						
	中央制御室内への 外気の直接流入						



図4-33 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート







注:よう素フィルタ内部は均質と仮定し、よう素フィルタ内部構造物の嵩密度を設定

図 4-36 体積線源モデル図(よう素フィルタ)



<u>評価点周りの遮蔽モデル</u>

注:遮蔽として考慮するコンクリート厚さは 公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた厚さ

図 4-37 よう素フィルタからのスカイシャインガンマ線の評価モデル



(よう素フィルタとフィルタベント遮蔽壁の位置関係)



図 4-39 アクセスルート並びに線源及び評価点の位置(中央制御室滞在時及び入退域時) (距離は、フィルタベント建屋中心から評価点までの距離を示す)





図4-41 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル(1/2) (コントロール建屋周辺地形(赤線内は線源とした領域:半径500m))



図4-41 中央制御室内被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル (2/2)











【B-B断面図(中央制御室待避室拡大図)】

(単位:mm)

 :線源領域(中央制御室)
 :線源領域(外気相当)
 :コンクリート(密度:2.15g/cm³)
 :評価点
 空気(密度:1.2049×10⁻³g/cm³)
 :ネ線源領域(外気相当)
 注:評価で考慮するコンクリート遮蔽厚さは、公称値 からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値(395mm の遮蔽は、保守的に400mm厚さをベースとしてマ イナス側許容差(-5mm)を考慮した)

図 4-42 評価モデル(隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線)(2/3)





図 4-42 評価モデル(隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線)(3/3)



図 4-43 評価モデルの設定の考え方(隣接エリア内の放射性物質からのガンマ線)

空気流入率測定試験について

被ばく評価手法(内規)の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に 基づき,柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室に対して空気流入率測定試験を実施した結果,空気流入率は最大で0.18回/hであった。試験結果の詳細は第1.1表に示す。

第1.1表 柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容				
試験日程	平成284	年3月10日~平成28年3月12日(6号	号機 及	び7号機	後停止中)
試験の特徴	柏崎刈江	羽原子力発電所第6号機及び第7号	機中	央制御室	
均一化の	系統	トレーサガス濃度測定値の場所 (測定値-平均値)/平均値(%	によ 5)	るバラッ	/+:
住皮	A系	-5.0~+7.7%	B₹	ξ € −6.	2∼+7.9%
試験手法	中央制 表点に。	卸室バウンダリ内全域において埃 よる試験を実施。	一化	の目安を	を満足していることから,代
		内容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均 値の±10%以内か。			0	_
	決定係数R ² が0.90以上であること。		_	均一化の目安を満足して いる。	
適用条件	①中央部 て小さい	①中央制御室の空気流入率が,別区画に比べ て小さいこと。		_	均一化の目安を満足して いる。
	②特異) 数の109	点の除外が,1時点の全測定デー。 似内であること。	夕個	_	特異点の除外はない。
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区 画に,立入規制等の管理的措置を各種マニュ - ての区画を包 アル等に明記し,運転員へ周知すること。 ク率で評価し			特定の区画を除外せず,全 ての区画を包含するリー ク率で評価している。	
	系統 空気流入率 —		_		
試験結果	A系	0.16回/h			誤差を含む値
B系 0.18回/h 誤差を含む値			誤差を含む値		

中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ除去性能の維持について

中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタは、十分な保持容量及び吸 着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

- 1. 高性能フィルタの放射性微粒子保持容量 中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの放射性微粒子保持容量は,1式で1400g となる。
- 活性炭フィルタのよう素吸着容量
 中央制御室可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの活性炭充てん量は、2層で2.5kgであり、吸着容量は129gとなる。中央制御室可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フ

イルタの保持容量及び吸着容量を第2.1表に示す。

	保持容量/吸着容量
高性能フィルタ	1400 g
活性炭フィルタ	129 g

第2.1表 中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタ保持容量及び吸着容量

① V-1-7-3 别添 2 R1E

- 1. 設計基準事故時
- (1) 中央制御室滞在時の考慮

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性(設計基準)を評価するに当たり,平常時の直 交替である5直2交替を考慮した。直交替サイクルを第3.1.1表に,評価期間30日間の直交 替スケジュールを第3.1.2表に示す。なお,第3.1.2表においては,A班が1直に入った際に 事故が発生すると仮定している。

第3.1.1表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間			
1直	8:30~21:25(12時間55分)			
2直	21:00~8:55(11時間55分)			

日数 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 1 2 3 4 5 6 7 8 (1) (2) (2)(1) (2) (2)1 1 2 21 1 2 2班 В 1122 1122 1 1 2 2班 С (1) (1) (2) (2)(1)(1)(2)(2)(1)(1)班 D (1) (1) (2) (2)(1) (1) (2) (2)班 Е (2)2 (1)(1)(2)(2)(1) (1) (2) (2)(1) (1) (2)(2)班

第3.1.2表 直交替スケジュール(①:1直,②:2直)

30日間の中央制御室滞在時間及び入退域時間の最大値を評価すると、A 班の中央制御室滞在時間:198時間40分(1直8回+2直8回)が最大となる。中央制御室の滞在時間割合は以下のように求める。

中央制御室の滞在時間割合=198h40m/(24h×30日)≒0.275926

(2) 入退域時(交替時)の考慮

直交替を考慮した場合の入退域時の実効線量は、建屋出入口に連続滞在した場合の線量を求 め、その値に入退域の時間割合を乗じて評価を行う。直交替を行う場合の入退域の時間割合は、 入退域(片道)に必要な時間を15分とし以下のように求める。 入退域の時間割合=8h/(24h×30日)≒0.01111

別添 3-1

2. 炉心の著しい損傷が発生した場合

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態(5 直 2 交替) に基づき設定した。

被ばく評価の勤務形態については,事故発生時に1直の中央制御室滞在が開始するものと想定 する。

想定する勤務体系は第3.2.1 表に示すとおりである。この通常の直交替スケジュールで特定の 班が過大な被ばくを受ける場合は,被ばく線量の平準化のため,訓練直が代わりに勤務すること を想定する等,評価上で班交替を工夫する。なお,入退域時の被ばく評価については,入退域(片 道)に必要な時間を15分とし評価を行った。

炉心の著しい損傷が発生した場合の被ばく線量は,班ごとに評価する。班ごとの評価期間中の 積算線量は,被ばく経路ごとに,評価期間中の中央制御室滞在及び入退域ごとの被ばく線量を評 価し,合算することで算出する。

	中央制御室の滞在時間
1直	$8:30 \sim 21:25$
2直	$21:00 \sim 8:55$

第3.2.1 表 想定する勤務体系

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直	1直	2直	2直	明	休	休
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価におけるブローアウトパネルの取扱いについて

燃料取替床ブローアウトパネル(以下「オペフロ BOP」という。)及び主蒸気系トンネル室ブロー アウトパネル(以下「MSトンネル室 BOP」という。)は、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原 子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設) 内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損す ることを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の開放により開口部が生じた場合,非常用ガス処理系起動 時に原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内を負圧に維持することが困難となり,放射性物質の 放出経路としては主排気筒ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における,オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の 状態と評価条件(放出位置)との関係を以下に示す。

- 1. 中央制御室の居住性評価(設計基準事故)に係る被ばく評価
- (1) 原子炉冷却材喪失
 - a. 評価条件(放出位置)
 - 主排気筒

被ばく評価手法(内規)では排気筒と原子炉建屋とされている。(第4.1 表参照)

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内でオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放するほどの圧力上昇は生じないことから,オペフロ BOP 及び MS トン ネル室 BOP は開放しない。また,破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し,原 子炉水位低(レベル 3)信号設定点に到達することで,非常用ガス処理系が自動起動するこ とから,放出経路は主排気筒となる。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として 主排気筒とすることは妥当である。

- (2) 主蒸気管破断
 - a. 評価条件(放出位置)

地上放出(評価点に最も近接するオペフロ BOP)

被ばく評価手法(内規)ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。(第4.1 表参照)

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

建屋内の圧力上昇によりオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放する。開放するのは オペフロ BOP を想定する。そのため、非常用ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉区域(二 次格納施設)内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路は主排気筒では

R1

なく地上放出として評価点(中央制御室)に最も近接するオペフロ BOP を放出位置として 設定する。

なお、「原子炉設置許可申請書 添付書類十 4.2 仮想事故 4.2.2 主蒸気管破断」の周辺公 衆の線量評価においては、タービン建屋から地上放出するとしており、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態に関係はなく、原子炉設置許可申請書の線量評価結果に影響はない。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても、放射性物質の放出経路として 地上放出を設定することは妥当である。

2. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価

a. 評価条件(放出位置)

原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)が負圧ではない期間*:地上放出(原子炉建屋中心) 原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)が負圧となる期間:主排気筒

格納容器ベント実施時:格納容器圧力逃がし装置配管

審査ガイドでは「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」とされている。 注記*: 「非常用ガス処理系が停止している期間」及び「非常用ガス処理系起動から原子 炉建屋原子炉区域(二次格納施設)の負圧達成までの期間」を指す。

b. オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態

居住性評価にあたって選定した事象である原子炉冷却材喪失時にはオペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放するほどの原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の圧力上昇は生じないことから、オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP は開放しない。

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP が開放しないものの,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)が負圧ではない期間においては,地上放出を想定し,放出点としては原子炉建屋中心を設定する。

非常用ガス処理系によって原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の負圧を維持している 期間については,放出経路は主排気筒としている。

なお、格納容器ベント実施時には格納容器圧力逃がし装置配管からの放出を想定する。

c. 結論

オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP の状態を考慮しても,放射性物質の放出経路として地 上放出,主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置配管を設定しており妥当である。

型 式	事 故	放出点の位置
BWR 型	原子炉冷却材 喪失	建屋+0.5Lの範囲内 (排気筒と原子炉建屋)
施設	主蒸気管破断	建屋+0.5Lの範囲内 (ブローアウトパネルと 原子炉建屋又はタービン建屋)

第4.1表 放出点の代表例(被ばく評価手法(内規)解説表 5.8.1 抜粋)

別添5

中央制御室待避室遮蔽に係るストリーミングの考慮について

中央制御室待避室に設置する出入口開口部又は配管その他の貫通部から,中央制御室待避室遮蔽 を透過せず,散乱等によるストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう,放射線の漏えい防 止措置を講ずる。

1. 出入口開口部に対する考慮

中央制御室待避室の出入口開口からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えないよう以下 の放射線の漏えい防止措置を講ずる。

(1) 出入口開口部は、遮蔽扉とする。また、可搬遮蔽を設置することが可能な設計とする。

配管その他の貫通部に対する考慮
 中央制御室待避室の配管その他の貫通部からのストリーミングが加圧エリアに影響を与えない

- よう、必要に応じて以下の放射線の漏えい防止措置を講ずる。
- (1) 貫通部の大きさを可能な限り小さくする。
- (2) 貫通部の高さを線源が直接見通せないような位置にする。

計算機プログラム(解析コード)の概要

1. ľ	はじめに ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-1
2. 角	释析コードの概要 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別紙 1-2
2.1	ANISN ANISN W	別紙 1-2
2.2	ANISN ANISN-JR	別紙 1-4
2.3	ANISN-ORNL	別紙 1-6
2.4	G 3 3 – G P 2 R ·····	別紙 1-8
2.5	Modular Accident Analysis	
	Program (MAAP)	別紙 1-10
2.6	ORIGEN2 ·····	別紙 1-12
2.7	QAD - CGGP2R	別紙 1-14

1. はじめに

本資料は、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」において使用した計算機プログラム(解析コード)について説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ANISN ANISN-W

ユード名 項目	ANISN
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所((財)高度情報科学研究機構)
開発時期	1970年(初期開発時期 1967年)
使用したバージョン	ANISN-W
コードの概要	本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、 1 次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムで ある。本解析コードの計算形状は、1 次元形状(球, 無限平板, 無限円筒)であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くこと ができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ 線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じる ことにより、線量率または発熱量を算出することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告書(昭和54年3月,財団法人原子力安全研究協会)*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の設計基準事故時における中央制御室のスカイシャイ

ンガンマ線線量評価は,上記結合計算法と合致している。
・また,原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC461
5-2008)(日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6
月)では,事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コード
として、本解析コードが挙げられている。

注記*:スカイシャイン線量評価法確立のための調査研究報告書(昭和 54 年 3 月 財団法人 原 子力安全研究協会)

2.2 ANISN ANISN-JR

コード名 項目	ANISN
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所((財)高度情報科学研究機構)
開発時期	1977年(初版開発時期 1967年)
使用したバージョン	ANISN-JR
コードの概要	本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、 1 次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムで ある。本解析コードの計算形状は、1 次元形状(球, 無限平板, 無限円筒)であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くこと ができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ 線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じる ことにより、線量率または発熱量を算出することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会(昭和54年9月,財団法人原子力安全研究協会)*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記統合計算法と合致している。

・また,原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC461
5-2008)(日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6
月)では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コード
として、本解析コードが挙げられている。

注記*:「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集(昭和54年9月 財団法人 原子力安全研究協会)

2.3 ANISN ANISN-ORNL

コード名 項目	ANISN
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所
開発時期	1967 年
使用したバージョン	ANISN-ORNL
コードの概要	本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所で開発された、 1 次元多群輸送方程式を離散座標 Sn 法で解く計算プログラムで ある。本解析コードの計算形状は、1 次元形状(球, 無限平板, 無限円筒)であり、中性子及びガンマ線の輸送問題等を解くこと ができる。本解析コードでは、計算形状内での中性子及びガンマ 線の線束が計算され、線量率換算係数またはカーマ係数を乗じる ことにより、線量率または発熱量を算出することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について、固体廃棄物貯蔵庫を線源とした線量評価が、本解析コードとG33コードの結合計算法によって実施されている。 ・この固体廃棄物貯蔵庫での測定値と計算値の比較の詳細が、原子力施設散乱放射線挙動専門委員会の成果報告会(昭和54年9月、財団法人原子力安全研究協会)*に示されている。 ・測定値と計算値を比較した結果概ね一致していることを確認している。 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ線線量評価は、上記統合計算法と合致している。

・また、原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC461
5-2008) (日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6
月)では、事故時の中央制御室遮蔽のための輸送計算コード
として、本解析コードが挙げられている。

注記*:「ガンマ線スカイシャインの線量評価に関する研究」成果報告会・予稿集(昭和54年9月 財団法人 原子力安全研究協会)

2.4 G 3 3 – G P 2 R

コード名 項目	G 3 3 – G P 2 R
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構((財)高度情報科学研究機構)
開発時期	2001年(初版開発時期 1964年)
使用したバージョン	1.00
コードの概要	本解析コードは、Los Alamos Scientific Laboratoryで開発 されたガンマ線多群散乱計算プログラム「G33」をベースとし、 旧日本原子力研究所がICRP1990 年勧告の国内関連法令・規 則への取入れに合わせて、実効線量を計算できるように改良した 最新バージョンである。 本解析コードは、点等方線源からの一回散乱を計算する。散乱 は、クラインー仁科の式に基づき計算する。散乱が起こる領域は 直角、球、円筒座標により指定し、遮蔽体は平板、球、円筒また は二次曲面により入力することができる。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証 (Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確 認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された 要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算 に必要な主な条件は線源条件、幾何形状条件である。これら 評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的 に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・スカイシャインガンマ線について、米国 Radiation Research Associates (RRA) が 1977 年に米国カンザス州立大学におい て ⁶⁰ Co 線源を用いたベンチマーク試験を実施している。 ・この RRA での実験値と計算値を比較した詳細が、ガンマ線遮 蔽設計ハンドブック (1988 年 1 月、社団法人 日本原子力学 会) に示されている。

は実験値について過小評価の傾向がある。
 ・この原因は、本解析コードが天井透過中の散乱成分を考慮し
てないためであり,この成分を考慮するため,天井遮蔽まで
をANISNコードで計算することを推奨している。今回の
重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガンマ
線線量評価では、この計算手法を採用している。
 ・今回の重大事故等時における中央制御室のスカイシャインガ
ンマ線線量評価は、上記妥当性確認内容と合致している。
・また,原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC461
5-2008)(日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6
月)では、事故時の中央制御室遮蔽のための点減衰核積分コ
ード/散乱線計算コードとして, QAD/G33が挙げられ
ている。

2.5 Modulal Acci	
コード名	Modular Accident Analysis Pr
項目	ogram (MAAP)
使用目的	シビアアクシデント解析(ソースターム解析)
開発機関	Electric Power Research Institute, Inc. (EPRI)
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver.4
コードの概要	本解析コードは、米国産業界が実施した Industry Degraded Core Rulemaking (IDCOR) プログラムにおいて、1980 年代の初めに米国 Fauske & Associates, LLC. (FAI 社) によって開発されたコードで あり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国 EPRI に移管され、 EPRI を中心とした MAAP User's Group (MUG) のもとで保守及び改 良が進められている。 本解析コードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容 器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力/核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、 確率論的リスク評価やシビアアクシデントマネジメントの策定等 において、米国を始め、世界的に広く利用されている。 本解析コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅 し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられ る重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施 設や炉心損傷防止対策あるいは原子炉格納容器破損防止対策で想 定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FP に関す る物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉 圧力容器や原子炉格納容器内に放出される FP の挙動についても取 扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取扱うこ とが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定され る種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あ るいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで 計算が可能であることが特徴である。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	本解析コードはシビアアクシデントを評価するための総合シ ステム解析コンピュータ・コードであり,原子炉圧力容器,再循 環ポンプ等を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ全体及び原子炉 格納容器における水,水蒸気,水素,FP,溶融炉心等の挙動の評

価並びに格納容器圧力逃がし装置による水素排出評価に使用し
ている。
【検証 (Verification) 】
本解析コードの検証内容は以下のとおりである。
 ・米国プラントの全交流動力喪失事象に関するユーザーズマニ
ュアルの例題を実施して,解析解が開発元の結果を再現して
いることを確認している。
【妥当性確認(Validation)】
本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。
・炉心損傷事象に関する国際的な標準問題であるスリーマイル
島原子力発電所事故を模擬した解析結果が事故データと比
較し、おおむね一致するため、シビアアクシデント時の発電
用原子炉内の挙動や運転員操作を含む現象モデル全般が妥
当であることを確認している。
・Heiss Dampf Reaktor(HDR)炉における実機スケール水素混
合実験に対する実機解析を実施し,実機データとおおむねー
致するため、原子炉格納容器内の伝熱、流動(水素ガス挙動)
を含む) に関する現象モデルが妥当であることを確認してい
る。
 ・溶融燃料あるいは融体金属とコンクリートの相互作用に関す
る Advanced Containment Experiments (ACE) 実験及び
Sustained Uranium-Concrete Interactions(SURC)実験を
模擬した実験解析を実施し, 溶融炉心の温度とコンクリート
侵食深さの時間変化について,実験データとおおむね一致し
ている結果が得られることを確認している。
・シビアアクシデント時の全体挙動,原子炉格納容器内の水素
ガスの挙動, 溶融炉心とコンクリートの相互作用による水素
発生の妥当性を確認しているため,本解析コードは水素濃度
評価へ適用できる。
・米国原子力規制委員会で整備された NUREG-1465 における原
子炉格納容器内ソースタームと本解析コードにおける解析
結果の比較を行い, NUREG-1465 のソースタームとほぼ同等で
あることを確認しているため,本解析コードはソースターム
評価へ適用できる。

2.6 ORIGEN2

コード名 項目	ORIGEN2
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980年
使用したバージョン	2. 2
コードの概要	本解析コードは,使用済燃料等の核種生成量,崩壊熱量並びに中 性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公 開された燃焼計算コードであり,原子力発電所施設,再処理施設, 廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。 また,国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指 し,日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググ ループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブ ラリが作成され,公開されている。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサン プル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要 件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉 心内蔵量等を評価するコードであり、計算に必要な主な条件 は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条 件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目 的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・米国原子力学会(ANS)のNuclear Technology vol.62(1983 年 9 月)の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS 標準崩壊熱との比較及 び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの 組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。 ・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブ ラリについては、「JENDL-3.3 に基づくORIGEN2 用ライブラリ:

ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015(2004 年 11 月)等にお
いて, 核種生成量について照射後試験結果と, 本解析コードに
よる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。
・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致
しており、本解析コードの使用は妥当である。
2.7 QAD-CGGP2R

コード名 項目	QAD-CGGP2R
使用目的	中央制御室の居住性に係る被ばく評価
開発機関	日本原子力研究開発機構((財)高度情報科学技術研究機構)
開発時期	2001年(初版開発時期 1967年)
使用したバージョン	1.04
コードの概要	本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガ ンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分コード「QA D」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の 国内関連法令・規則への取入れに合わせて、実効線量を計算でき るように改良した最新バージョンである。 本解析コードは、線源を直方体、円筒、球の形状に構成でき、 任意の遮蔽体で構成される体系のガンマ線実効線量率を計算す る。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	 【検証(Verification)】 本解析コードの検証内容は以下のとおりである。 ・計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、線量率評価を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件,遮蔽体条件である。これら評価条件が与えられれば線量率評価は可能であり、使用目的に記載する評価に適用可能である。 【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。 ・JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値(「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4(日本原子力船開発事業団,1967))と計算値を比較した。実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と計算値を比較した結果、おおむね一致していることを確認している。 ・上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と本解析コ

ードによる計算値を比較している。
・原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC4615-
2008) (日本電気協会 原子力規格委員会 平成 20 年 6 月)
では, 点減衰核積分コードによるガンマ線の遮蔽体透過後の
線量率計算例として、QADコードが挙げられている。

V-1-8 原子炉格納施設の説明書

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

1.	概要		1
2.	基本方	·金十 · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	1
2.	1 設計	・基準事故時における基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
2.	2 重大	事故等時における基本方針 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	2
3.	構造及	で機能	5
3.	1 原子	・炉格納容器の構造の概要 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
3.	2 原子	- 炉格納容器の機能 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	5
4.	原子炉	5格納施設の設計条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
4.	1 設計	- 上考慮すべき状態 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	7
	4.1.1	鋼製耐圧部	7
	4.1.2	コンクリート ・・・・・	9
4.	2 設計	·基準事故時における設計条件	10
	4.2.1	圧力及び温度に関する設計条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	10
	4.2.2	漏えい率に対する設計条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	14
	4.2.3	最低使用温度	14
	4.2.4	使用材料	15
	4.2.5	耐圧試験圧力	18
	4.2.6	開口部	18
	4.2.7	配管貫通部	19
	4.2.8	電気配線貫通部	19
	4.2.9	原子炉格納容器隔離弁 ·····	19
	4.2.10	原子炉格納容器体積 ·····	29
	4.2.11	原子炉格納容器安全設備 ·····	29
	4.2.12	圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	29
	4.2.13	真空破壊装置	30
	4.2.14	原子炉建屋原子炉区域 ·····	32
	4.2.15	可燃性ガス濃度制御設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	32
	4.2.16	放射性物質濃度制御設備	32
	4.2.17	原子炉格納容器調気設備 ••••••	32
	4.2.18	冷却材喪失事故時の荷重 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	33
	4.2.19	逃がし安全弁作動時の荷重 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	41
	4.2.20	地震荷重	42
4.	3 重大	事故等時における設計条件 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	43
	4.3.1	原子炉格納容器の評価温度,評価圧力 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	43
	4.3.2	重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	52
	4.3.3	重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 ・・・・・・・・・・・・・	53

目-1

	4.3.4	重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 ・・・・・・・・・	54
	4.3.5	重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 ・・・・・・・	56
	4.3.6	重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 ・・・・	57
	4.3.7	重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能 ・・・・・	58
	4.3.8	重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能 ・・・・・・・・・・・・・	58
	4.3.9	重大事故等時に加わる動荷重 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59
5.	原子烷	戸格納施設の荷重の組合せ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	61
5	.1 荷重	٤ の種類 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	61
5	.2 荷重	重の組合せ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	61
5	.3 繰り	豆し荷重に対する解析 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	66
	5.3.1	告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析 ・・・・・・・・・・・・・	66
	5.3.2	設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	69
6.	重大事	事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及び	
	その他	也影響確認 ••••••••••••••••••••••••••••••••••••	72
6	.1 重力	大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能 ・・・・・・・・	72
	6.1.1	評価方針	72
	6.1.2	評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因 ・・・・・・・・・・	72
	6.1.3	評価方法	74
	6.1.4	評価結果	79
6	.2 その	D他原子炉格納容器限界温度, 圧力に対する影響確認 ・・・・・・・・・・・・	87
	6.2.1	確認内容	87
	6.2.2	確認結果	87
7.	引用コ	た献 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	88

別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について 別添2 コリウムシールドの設計 別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計

別紙1 計算機プログラム (解析コード)の概要(ABAQUS) 別紙2 計算機プログラム (解析コード)の概要(ANISN) 別紙3 計算機プログラム (解析コード)の概要(G33-GP2R) 別紙4 計算機プログラム (解析コード)の概要(HISAP) 別紙5 計算機プログラム (解析コード)の概要(MAAP) 別紙6 計算機プログラム (解析コード)の概要(ORIGEN) 別紙7 計算機プログラム (解析コード)の概要(QAD-CGGP2R) 別紙8 計算機プログラム (解析コード)の概要(STAR-CCM+)

1. 概要

本資料は、「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」(以下「技術基準 規則」という。)第44条及びその「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」(以下「解釈」という。)の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条 件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、外圧、ダイアフラムフロアの 設計差圧及び設計温度差、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料(原子炉格納容器バウンダ リの脆性破壊防止含む)、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容 器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、圧力抑制効果を得るために必要な 構造及び寸法、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉区域、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質 濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、原子炉冷却材喪失時の荷重、主蒸気逃がし安全弁作 動時の荷重、地震荷重、荷重の組合せ、繰り返し荷重に対する解析について説明する資料であ る。また、技術基準規則第63,64,65,66,67,68,70及び71条並びにそれらの解釈の要求に対す る重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、 荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物 質閉じ込め機能評価についても説明する。

2. 基本方針

原子炉格納施設は,原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいす る放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

2.1 設計基準事故時における基本方針

原子炉格納容器は,鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造とし,円筒形のドライウ エル及びサプレッションチェンバからなる圧力抑制形であり,残留熱除去系(格納容器スプ レイ冷却モード)と相まって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し, これにより放出される原子炉冷却材のエネルギによる原子炉冷却材喪失(以下「冷却材喪失」 という。)時の最大の圧力,最高の温度及び設計上想定された地震荷重に耐えるように設計す る。

原子炉格納容器は、冷却材喪失時及び主蒸気逃がし安全弁(以下「逃がし安全弁」という。) の作動時において原子炉格納容器に生じる動荷重に対して健全性を損なわない構造強度を有 するように設計する。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR. MARK II 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用し実施する。

原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率 を許容値以下に保ち,冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納 容器内の圧力,温度,放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保 つように設計するとともに,漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は,通常運転時,運転時の異常な過渡変化時及 び設計基準事故時において,原子炉格納容器バウンダリの非延性破壊(脆性破壊)及び破断 を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装

 \mathbb{R}^{1}

置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キー ロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の 確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の 圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに,原子 炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として,残留熱除去系(格納 容器スプレイ冷却モード)を設置する設計とする。

冷却材喪失時に原子炉格納容器内で発生するおそれのある水素及び酸素の燃焼反応を防止 するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける。可燃性ガス濃度制御系は、不活性ガス系により 原子炉格納容器内に窒素を充填することと相まって、事故後の原子炉格納容器内の可燃性ガ ス濃度を可燃限界未満に抑制できる設計とする。

サプレッションチェンバと下部ドライウェル間に設置された真空破壊弁は、ドライウェル 圧力がサプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、圧力差により自動的に働き、サプ レッションチェンバのプール水の逆流並びにドライウェルとサプレッションチェンバの差圧 によるダイヤフラムフロア及び原子炉本体の基礎の破損を防止できる設計とする。

原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)は,原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっ ており,非常用ガス処理系により内部の負圧を確保し,原子炉格納容器から放射性物質の漏 えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

2.2 重大事故等時における基本方針

原子炉格納容器は,重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する 設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は, 原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタにより放射性物質を低減さ せた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで,排気中に含まれる放射性物質 の環境への放出量を抑制しつつ,原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場で ある大気へ輸送できる設計とする。また,耐圧強化ベント系は,原子炉格納容器内雰囲気ガ スを主排気筒(内筒)を通して原子炉建屋外に放出することで,原子炉格納容器内に蓄積し た熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は,復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポ ンプ(A-2級)によりドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで, 原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計と する。また,残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッシ ョンプール水冷却モード)は,常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し,残留 熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッシ ョンチェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器によりサプ レッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

2

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は,復水移 送ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し,原 子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに,原子炉格納容器内へスプレイす ることで,原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低 下できる設計とする。また,格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置及びよう素フィルタ により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで,排 気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ,原子炉格納容器内の圧力及び温 度を低下できる設計とする。

また,格納容器圧力逃がし装置は,排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止す るため,系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ,使用後においても不 活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系 (常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)は,復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級)により,原子炉格納容器下部へ注水し,溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器 下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに,落下した溶融炉心を冷却できる設計とす る。また,溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へ落下する場合に,ドライウ ェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制す るため,コリウムシールドを設ける。

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系 (常設),低圧代替注水系(可搬型),高圧代替注水系及びほう酸水注入系は,低圧代替注水 系(常設),低圧代替注水系(可搬型)及び高圧代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注 入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる耐圧強 化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、主排気筒(内筒) を通して原子炉建屋外に放出することで、ジルコニウムー水反応、水の放射線分解等により 発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とし、排気中に 含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容 器から耐圧強化ベント弁までの配管について、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換して おく運用を保安規定に定めて管理するとともに、耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供 給装置により外部から不活性ガス(窒素ガス)を供給できる設計とし、排出経路に水素ガス 及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び 酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領 域に達することを防止できる設計とする。耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及び ドライウェルのいずれにも接続するが、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉 格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッションチェ ンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッションチェンバ側からの排出 経路のみを使用する設計とする。 また,格納容器圧力逃がし装置は,原子炉格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置及びよう 素フィルタにより放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出する ことで,排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ,ジルコニウムー水反応, 水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出で きる設計とし,排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため,系 統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ,使用後においても不活性ガスで 置換できる設計とし,排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバ イパスラインを設け,水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで,系統 内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる静的触媒式水素再結合器は, 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に漏えいした水素と酸素を触 媒反応によって再結合させることで,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の水素濃度 の上昇を抑制し,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)の水素爆発を防止できる設計とす る。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において,発電所外への放射性 物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は,大容量送水車(原子炉建屋放水 設備用)により海水を取水し,放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性 物質の拡散を抑制する設計とし,原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災 に対応するため,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)により泡原液混合装置を通して, 海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる 設計とする。また,海洋拡散抑制設備は,汚濁防止膜を汚染水が発電所から海洋に流出する 放水口及び取水口に設置し,放射性物質吸着材を汚染水が通過する雨水排水路集水桝並びに フラップゲート入口に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使 用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力 (設計圧力)の2倍である限界圧力及び200℃の限界温度で閉じ込め機能を損なわない設計と する。

3. 構造及び機能

3.1 原子炉格納容器の構造の概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の一次格納施設は圧力抑制形格納容器で、鋼製ライナを内 張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉圧力容器を取り囲む円筒形ドライウェル及びプ ール水を内蔵する円筒形サプレッションチェンバで構成する。内部には、ドライウェルとサ プレッションチェンバを仕切る鉄筋コンクリート造ダイヤフラムフロア及びドライウェルと サプレッションチェンバを連絡する鋼製ベント管がある。

原子炉格納容器は原子炉建屋と一体となっており,原子炉建屋基礎スラブにより支持され ている。

3.2 原子炉格納容器の機能

原子炉格納容器は冷却材喪失事故時に放射性物質が漏えいするのを防ぐ機能を有しており, 原子炉格納容器のドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ系配管が破断した場合,蒸 気や炉水がドライウェル空間に放出される。その結果ドライウェル圧力が上昇し,空気又は 窒素,蒸気,水の混合物はベント管を通してサプレッションチェンバ内のプール水中へ押し 出される。

ここで蒸気はプール水によって冷却されて凝縮し、その結果としてドライウェル内圧力の 上昇は抑制される。この圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法についての記述を 「4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法」に示す。サプレッションチェン バに押し出された非凝縮性ガスはサプレッションチェンバ自由空間に貯えられる。また、サ プレッションチェンバは逃がし安全弁から放出する蒸気を凝縮する機能も有している。

非常用炉心冷却設備の作動により,原子炉圧力容器の水位が破断口の高さまで回復した後 の余剰水の溢水や残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の起動によりドライウェル が負圧になった場合において,その負圧を解消し,原子炉格納容器の健全性を維持するため に真空破壊弁を設けているが,この設備については「4.2.13 真空破壊装置」に記述する。

圧力抑制形格納容器の機能を十分に発揮するためにこれらを補助する設備を設けているが, この設備については「4.2.11 原子炉格納容器安全設備」,「4.2.15 可燃性ガス濃度制御設 備」,「4.2.16 放射性物質濃度制御設備」及び「4.2.17 原子炉格納容器調気設備」に記述 する。

原子炉格納容器は搬出入を行うために開口部を設けているが、この設備については「4.2.6 開口部」に記述する。

原子炉格納容器は各種配管,電気配線を貫通させるために貫通部を設けているが,この設備については「4.2.7 配管貫通部」及び「4.2.8 電気配線貫通部」に記述する。

原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には原子炉格納容器バウンダリを構成するために 原子炉格納容器隔離弁を設けているが、この設備については「4.2.9 原子炉格納容器隔離弁」 に記述する。

原子炉格納容器バウンダリは,通常運転時,運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故 時において,非延性破壊(脆性破壊)及び破断を防止する設計とする。これを実現する材料

RI

については「4.2.4 使用材料」に記述する。

4. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件として,各運転状態の定義について述べ,設計基準事故時におけ る設計条件と,重大事故等時における設計条件に分類し,項目ごとに説明する。

- 4.1 設計上考慮すべき状態
 - 4.1.1 鋼製耐圧部
 - 4.1.1.1 各運転状態の定義

各状態を次のように定義する。

- (1) 「運転状態 I」とは,発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。
- (2) 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、運転状態Ⅴ及び 試験状態以外の状態をいう。
- (3) 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、異常な作動等により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。
- (4) 「運転状態IV」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が 生じている状態をいう。
- (5)「運転状態V」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態及び運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、並びに原子炉格納容器が損傷し、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある状態をいう。
- (6) 「運転状態V(S)」とは、運転状態Vのうち、事象発生直後の短期的に荷重が作用 している状態をいう。
- (7) 「運転状態V(L)」とは、運転状態Vのうち、長期的(過渡状態を除く一連の期間) に荷重が作用している状態をいう。
- (8) 「運転状態V(LL)」とは,運転状態Vのうち,運転状態V(L)より更に長期的に荷 重が作用している状態をいう。
- (9) 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧 力が加えられている状態をいう。

4.1.1.2 原子炉格納施設における運転状態

各状態には次の事象がある。

- (1) 運転状態 I
 - a. 起動
 - b. 停止
 - c. 出力運転
 - d. 高温待機
 - e. 燃料交换
- (2) 運転状態Ⅱ
 - a. 外部電源喪失
 - b. 負荷の喪失
 - c. 主蒸気隔離弁の閉鎖
 - d. 給水制御系の故障
 - e. 圧力抑制装置の故障
 - f. 全給水流量喪失
 - g. タービントリップ
 - h. 逃がし安全弁誤作動
- (3) 運転状態Ⅲ
 - a. 原子炉圧力容器の過大圧力
- (4) 運転状態IV
 - a. 冷却材喪失事故
- (5) 運転状態V
 - a. 重大事故等時
- (6) 試験状態
 - a. 耐圧試験

運転状態 I のうち, a. 起動, b. 停止, c. 出力運転については, 起動, 停止, 出力運転サイクルの温度変動による荷重を考慮する。e. 燃料交換については燃料 交換時の水荷重を考慮する。

運転状態Ⅱの各事象,及び運転状態Ⅲのa. 原子炉圧力容器の過大圧力の事象は 逃がし安全弁の作動が考えられるが,原子炉格納施設の設計に当たっては,最も 厳しい逃がし安全弁作動時の荷重を考慮する。

運転状態Vの事象は、重大事故等時のうち原子炉格納容器内圧力及び温度が厳 しくなる事象を考慮する。

- 4.1.2 コンクリート
 - 4.1.2.1 各荷重状態の定義

各状態を次のように定義する。

- (1) 「荷重状態 I」とは、通常運転時の状態をいう。
- (2) 「荷重状態Ⅱ」とは、逃がし安全弁作動時、試験時又は積雪時の状態をいう。
- (3) 「荷重状態Ⅲ」とは,荷重状態Ⅰ,荷重状態Ⅱ,荷重状態Ⅳ及び荷重状態Ⅴ以外の状態をいう。
- (4) 「荷重状態IV」とは、コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- (5) 「荷重状態V」とは、運転状態Vにおいてコンクリート製格納容器に異常な事態 が生じている状態をいう。
- 4.1.2.2 原子炉格納施設における荷重状態

各状態で考慮する荷重には次の荷重がある。

- (1) 荷重状態 I
 - a. 通常運転時
- (2) 荷重状態Ⅱ
 - a. 逃がし安全弁作動時
 - b. 試験時
 - c. 積雪時
- (3) 荷重状態Ⅲ
 - a. 暴風時
 - b. 地震時
 - c. 異常時
 - d. (異常+地震) 時
- (4) 荷重状態IV
 - a. 地震時
 - b. 異常時
 - c. ジェット力作用時
 - d. (異常+地震) 時
 - e. (異常+積雪)時
 - f. (異常+暴風)時
- (5) 荷重状態V
 - a. 重大事故等時

4.2 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として,施設時に適用した「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(昭和40年通商産業省令第62号,以下「省令第62号」という。),告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号)(以下「告示第501号」という。)及び告示第452号「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」(平成2年10月22日 通商産業省告示第452号)(以下「告示第452号」という。)に基づき最高使用圧力,最高使用 温度,最低使用温度等を設定し,原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

- 4.2.1 圧力及び温度に関する設計条件
- (1) 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるものでなくてはならない。 冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の過渡解析では保守的なモデルを使用している。 柏崎刈羽原子力発電所第7号機もこの解析モデルを使って解析を行ったが、その際の インプットデータとしてはドライウェル空間容積(7350m³)、サプレッションチェンバ空 間容積(5960m³)、サプレッションチェンバ水量(3580m³)などを用いている。 解析の際の初期条件は、表4-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表 4-1 解析に用いた初期条件

	ドライウェル	サプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*
圧力	5kPa	5kPa	0kPa
温度	57°C	35℃	22°C

注記* :ドライウェル内雰囲気とサプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示 す。

解析結果による最高圧力及び最高温度は表 4-2 に示す値となる。 また,解析結果による圧力変化及び温度変化を図 4-1,図 4-2 に示す。

表 4-2 解析結果による最高圧力及び最高温度*1

\bigcirc	ドライウェル	サプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア*2
圧力	248kPa	177kPa	144kPa
温度	138°C	97°C	97°C

注記*1 : 平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた「柏崎刈 羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果

^{*2:}ドライウェル内雰囲気とサプレッションチェンバ内雰囲気の圧力及び温度の差を示す。



図 4-1 ドライウェル及びサプレッションチェンバの圧力変化*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果における第3.5.1-1 図 給水配管完全破断事故時にお けるドライウェル及びサプレッション・チェンバの圧力変化



図 4-2 ドライウェル及びサプレッションチェンバの温度変化*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.5.1 原子炉冷却材喪失 (3)解析結果における第 3.5.1-2 図 給水配管完全破断事故時にお けるドライウェル温度及びサプレッション・チェンバのプール水温度変化

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表 4-3 に示す値とする。

表 4-3 最高使用圧力及び最高使用温度

\square	ドライウェル	サプレッションチェンバ	ダイヤフラムフロア
圧力	310kPa	310kPa	173kPa
温度	171°C	104°C	上面 171℃ 下面 104℃

なお,原子炉格納容器コンクリート部及びダイヤフラムフロアについては,温度荷重 として,冷却材喪失事故時の原子炉格納容器コンクリート部内温度及びダイヤフラムフ ロア内温度の時間的変化の解析結果から設計上最も厳しいものを採用する。

(2) 外圧

原子炉格納容器の外面にうける最高の圧力については通常運転中の格納容器スプレイ (ドライウェル)の誤起動,冷却材喪失事故後の格納容器スプレイ作動及び逃し安全弁 開固着後の格納容器スプレイ作動を想定した評価においても,最大で約 12kPa である。 これを上回る圧力として,ドライウェル及びサプレッションチェンバの外面にうける最 高の圧力は 14kPa とする。 4.2.2 漏えい率に対する設計条件

安全評価では、原子炉格納容器の設計漏えい率は、常温、最高使用圧力 0.9 倍の圧力 の空気において、原子炉格納容器内空間容積の 0.4%/day 以下としており、この設計漏 えい率に基づき設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力に対応する漏えい率を下回らな い値を使用して解析し、安全評価の結果、設計基準事故時の実効線量は、「発電用軽水型 原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の基準を満足している*¹。

また,重大事故等時及び仮想事故時の線量は,事故発生後1時間は,0.6%/day,その後1時間以降は0.3%/dayの漏えいが発生すると仮定した場合,「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を下回っている*2。

以上より,原子炉格納容器の設計漏えい率は,常温,最高使用圧力の 0.9 倍の圧力の 空気において,原子炉格納容器内空気重量の 0.4%/day 以下とする。

- 注記*1:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈 羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失3.4.4.3.2 線量当量の評価 (3)評価結果
 - *2:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈 羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十4.重大事故及び 仮想事故
- 4.2.3 最低使用温度

原子炉格納容器の最低使用温度を表 4-4 に示す。

表	4 - 4	原子炉	市格納容器	の最低使用温度	叓
---	-------	-----	-------	---------	---

	ドライウェル	サプレッションチェンバ
最低使用温度	0°C	0°C

最低使用温度はドライウェル,サプレッションチェンバとも同じ値とする。この最低 使用温度は建設時の耐圧試験時(試験状態)を考慮して決めたものであり,これを除け ば,原子炉建屋内にあるので10℃としても十分である。 4.2.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用 温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第501号の規定により衝撃試験又は落重 試験を行い、これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

- (1) 原子炉格納容器の脆性破壊防止
 - a. 概要

原子炉格納容器は、施設時に適用された「告示第501号」及び「電気工作物の溶 接に関する技術基準を定める省令」(昭和45年通商産業省令第81号,昭和60年10月 改正)(以下「省令第81号」という。)に基づき,材料,設計及び製作において,次の 試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器の材料は,告示第501号 第20条第3項に規定する衝撃試験を 行い,同条第4項に規定する合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器の溶接部は、省令第81号 第28条の規定に基づき、衝撃試験 を行い、同条に規定する合格基準及び技術仕様に示す合格基準に適合することを 確認されたものを使用する。
- b. 脆性破壊防止のための確認事項実施要領
 - (a) 原子炉格納容器の材料に関する確認 材料に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。
 - イ. 対象材料

第2種容器に使用する材料を対象とする。ただし、次に掲げる材料は試験を行

- うことを要しない。
 - 厚さが16mm 未満の材料
 - ② 断面積が 625mm²未満の棒の材料
 - ③ 呼び径が 25mm 未満のボルト等の材料
 - ④ 外径が 169mm 未満の管の材料
 - ⑤ 厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジの材料 及び管継手の材料
 - ⑥ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金
- 口. 材料

原子炉格納容器において、該当する材料は次のとおりである。

ハ. 試験温度

試験温度は,-17℃以下とする。これは最低使用温度(0℃)より 17℃以上低い 温度である。

ニ. 試験片
 試験片は、3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギが次の表の値以上であるものを合格とする。なお,再試験は告示第501号 第20条の規定による。

吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

表 4-5 衝撃試験における合格基準:

表 4-6 衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3個の平均[J] 最小値[J]		

表 4-7 衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3個の平均[J] 最小値[J]		

表 4-8 衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

表 4-9 衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

(b) 原子炉格納容器の溶接部に関する確認

溶接に関する衝撃試験の実施要領は次のとおりである。

- イ. 対象溶接部
 - 第2種容器の突合せ溶接による溶接部を対象とする。ただし次に掲げる材料は

試験を行うことを要しない。

①外形又は厚さが小さい場合の溶接部

- a. 厚さが 16mm 未満の溶接部
- b. 外径が 169mm 未満の管の溶接部
- c. 厚さが 16mm 又は外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジ又は管継手の溶接部
- ② オーステナイト系ステンレス合金、ニッケルクロム鉄合金及び非鉄金属の 溶接部
- ロ. 母材の材料

原子炉格納容器において、該当する材料は下記の通りである。

ハ. 試験温度

試験温度は,-17℃以下とする。これは最低使用温度(0℃)より 17℃以上低い 温度である。

二. 試験片

試験片は溶接金属部及び熱影響部からそれぞれ3個採取する。

ホ. 合格基準

試験片の吸収エネルギが次の表の値以上であるものを合格とする。なお,再試験は省令第81号 第28条の規定による。

表 4-10 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

表 4-11 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

表 4-12 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準:

吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

表 4-13 本体溶接部に対する衝撃試験における合格基準:



吸収エネルギ		
3 個の平均[J]	最小值[J]	

4.2.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号 第104条に 基づき、最高使用圧力310kPaの1.125倍である353kPaで気圧試験を行い原子炉格納容器 の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力を353kPaとする。

4.2.6 開口部

開口部となるドライウェル上鏡,上部ドライウェル機器搬入用ハッチ,下部ドライウ ェル機器搬入用ハッチ,サプレッションチェンバ出入口,(以下「ハッチ類」という。) 上部ドライウェル所員用エアロック及び下部ドライウェル所員用エアロック(以下「所 員用エアロック」という。)は十分な気密性を保つ設計とし,想定される漏えい量その他 の漏えい試験に影響を与える環境条件として,判定基準に適切な余裕係数を見込み,日 本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい 試験のうちB種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは,扉の開閉状態を管理するため,所員用エアロックの扉が開いた 場合には、中央制御室に警報を発信する。また,所員用エアロックの扉は、両方の扉が 同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は,原子炉格納容器の貫通部にフランジ付きの胴板が溶接固定されており, ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し,気密性を保つ設計と する。 4.2.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は,冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の 圧力を考慮した最高使用圧力,温度を考慮した最高使用温度,湿度,放射線等の環境条 件の下でも機能を発揮できる設計とする。

4.2.8 電気配線貫通部

原子炉格納容器電気配線貫通部は,冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器 内の圧力を考慮した最高使用圧力,温度を考慮した最高使用温度,湿度,放射線等の環 境条件の下でも機能を発揮できるよう,それらの試験条件を考慮した試験により健全性 が確認されたものを使用する設計とする。

4.2.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁(以下「隔離弁」という。)は、施設時に適用された省令第 62 号第 32 条第 3 項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様に基づき設置する。

(1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は,安全保護装置からの信 号により,自動的に閉鎖する動力駆動弁,チェーンロックが可能な手動弁,キーロック が可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし,原子炉格納容器の隔離機能の確 保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか,又は原子炉格納容器内に開口し,原子炉 格納容器を貫通している各配管は,冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系 統施設に関連する小口径配管を除いて,原則として原子炉格納容器の内側に1個,外側 に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部が なく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがな い管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用 原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原 子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、冷却材喪失事故時の 格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉 格納容器の内側又は外側に少なくとも1 個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に 設置する設計とする。

また,原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は,遠隔操作 にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であっ て、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が 狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機 能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔 離弁を設ける設計とする。 原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)で原子炉格納容器を貫通する配管,その他隔離弁を設 けることにより安全性を損なうおそれがあり,かつ,当該系統の配管により原子炉格納 容器の隔離機能が失われない場合は,自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし,原則遠隔操作が可能であり,設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖 可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

また,重大事故等時に使用する不活性ガス系及び復水補給水系の隔離弁については, 設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし,重大事故等時に容易に開弁 が可能な設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配 管であって特に隔離弁を設けない場合には,隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を 有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔 離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し流出量抑制対策を 講じる設計とする。

隔離弁は,閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機 能を喪失しない設計とする。また,隔離弁のうち,隔離信号で自動閉止するものは,隔 離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、 判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規 程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、 隔離弁は動作試験ができる設計とする。

(2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格 納容器バウンダリを構成する。

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)に係る配管の隔離弁は,隔離信号により自動的に 閉止しないが,必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉 止する弁であり,原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2 個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の 弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止 状態が維持され、隔離機能は喪失しない。
- c. 隔離信号で自動閉止するものは,隔離信号が除去されても自動開とはならない。自動隔離弁への隔離信号は,原子炉水位低,ドライウェル圧力高あるいは,放射能レベル高及び手動である。

原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁の全体概要図を図 4-3 に示す。また、記号及び

略号を図 4-4 に示す。

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(1/4)

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(2/4)

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(3/4)

図 4-3 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図(4/4)

(注)

- 原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1 個の隔離弁を設置する。
- ②:原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、 かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない 管又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内 部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれ がない管にあっては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設 置する。
- ③:貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における 管であって、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁 の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの(湿気や水滴等により隔離 弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する 場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著し く低下するおそれがある管)にあっては、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2 個の隔離弁を設置する。
- ④:隔離弁を設けることを要しない箇所。
 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
- ⑤:隔離弁を設けることを要しない箇所。 計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

(略語一覧)	
AC	不活性ガス系
ADS	自動減圧系
CRD	制御棒駆動機構
CUW	原子炉冷却材浄化系
FCS	可燃性ガス濃度制御系
FCVS	原子炉格納容器フィルタベント系
HNCW	換気空調補機常用冷却水系
HPCF	高圧炉心注水系
HVAC	換気空調系(原子炉区域・タービン区域換気空調系ダクト)
MSIV	主蒸気隔離弁
MUWP	純水補給水系
PCV	原子炉格納容器
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RCW	原子炉補機冷却水系
RHR	残留熱除去系
RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
RPV	原子炉圧力容器
S/P	サプレッションプール
SGTS	非常用ガス処理系
SPCU	サプレッションプール浄化系
SRV	主蒸気逃がし安全弁
TIP	移動式炉心内計測装置

1.機器の表示記号		
		原子炉格納容器貫通部
2.機器等の略号表示		
X		貫通部番号
3.バウンダリの表示記	弓	
		格納容器バウンダリ
4.弁の表示記号		
\bowtie		弁開放状態
M		弁閉止状態
		仕切弁
		玉形弁
—×>—		ボール弁
		バタフライ弁
—l/1—		逆止弁
		電動弁
AO 		空気作動弁
 又		窒素作動弁
₹		電磁弁
		過流量阻止弁
 		安全弁 または 逃がし弁

図 4-4 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号

4.2.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における冷却材喪失事故後の圧力上昇に耐えうるよう,ドライウェル 空間容積(約 7350m³),サプレッションチェンバ空間容積(約 6000m³,サプレッション プール水量が約 3600m³の場合において)の自由体積を有している。

4.2.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、サプレ ッションチェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格 納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持 できる設計とする。

サプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想される もっとも小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。サ プレッションチェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量約 3600m³、個数1個を有する設計とする^{*1}。

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、テストラインを構成することによ り、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作す る弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。残留熱 除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、冷却材喪失事故後、サプレッションチェン バ内のプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることに よって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放 射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記 *1:詳細は、V-1-8-4「圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」 に示す。

4.2.12 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリ ック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベ イ原子力発電所用として行った実験結果及び水平ベント管型原子炉格納容器を模擬した GE 社の PSTF 実験結果等に基づいており、これらの実験により圧力抑制効果を得るため の必要な構造、寸法等を定めている。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機における構造,寸法等と上記実験によって求められた 構造及び寸法等を比較すると表4-14のとおりとなっており,圧力抑制効果を得るため に必要な条件は満足されている。



表 4-14 柏崎刈羽原子力発電所第7号機・圧力抑制機能の構造, 寸法等

- 4.2.13 真空破壊装置
 - (1) 原子炉格納容器の外圧

ドライウェルは,事故時に過大な外圧を作用させないように真空破壊弁によって保護 されている。

すなわち,ドライウェル内に負圧を生じる場合は,真空破壊弁が自動的に作動して非 凝縮性ガスをサプレッションチェンバから引くことにより負圧による過大な外圧が作用 しない設計とする。
(2) 真空破壊弁の機能

ドライウェル内の冷却材喪失事故後,ドライウェル内の蒸気の凝縮が進み,ドライウ ェル内圧力がサプレッションチェンバ内圧力より下がるとサプレッションプール水がド ライウェルに逆流し,また負圧によってドライウェル,原子炉本体の基礎及びダイヤフ ラムフロアの破壊の原因となる。真空破壊弁はその作動によって両者の差圧を 14kPa 以 下とする。

(3) 真空破壊弁の容量

ドライウェルの真空破壊弁の容量は、ドライウェルとサプレッションチェンバの差圧 を 14kPa 以下に抑えるように設定する。真空破壊弁の必要流路面積は、流路面積をパラ メータとして解析を行った結果 m²以上となる。真空破壊弁の内径は m であ るから1個当たりの流路面積は



したがって,真空破壊弁の必要個数は,



となる。よって、実際の個数は1個余裕を持たせて8個とする。

なお,この真空破壊弁には,常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置を設置 する。 4.2.14 原子炉建屋原子炉区域

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気 体状の放射性物質が漏えいした場合,放射性物質の濃度を低減する設備として,原子炉 建屋原子炉区域(二次格納施設)を設置する。

原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)は,原子炉格納容器を完全に取り囲む構造と なっており,非常用ガス処理系により,内部の負圧を確保し,原子炉格納容器から放射 性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)に開口部を設ける場合には,気密性を確保す る設計とする。

4.2.15 可燃性ガス濃度制御設備

可燃性ガス濃度制御系は,通常運転中,不活性ガス系により原子炉格納容器内に窒素 を充填することとあいまって,冷却材喪失時事故後の原子炉格納容器内の水素濃度又は 酸素濃度を,可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を 4vol%未満又は酸素濃 度を 5vol%未満に維持できる設計とする。

4.2.16 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気 体状の放射性物質が漏えいした場合,放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガ ス処理系を設置する設計とする。

非常用ガス処理系は,原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉 棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。

フィルタ装置のよう素除去効率は99.99%以上となる設計とする*1。

- 注記*1:平成 29 年 12 月 27 日付け「原規規発第 1712272 号」をもって許可を受けた 「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.4.4 原子炉冷却材喪失における解析条件
- 4.2.17 原子炉格納容器調気設備

不活性ガス系は,水素及び酸素の反応を防止するため,あらかじめ原子炉格納容器内 に窒素を充填することにより,水素濃度及び酸素濃度を水素との可燃限界未満に保つ設 計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による 破損を防止できるよう,発電用原子炉の運転中は,原子炉格納容器内を不活性ガス系に より常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。

- 4.2.18 冷却材喪失事故時の荷重
 - (1) ドライウェル内の配管破断によるジェット力

原子炉格納容器の上部ドライウェル内で原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が破断し た場合,ドライウェル壁面は高温・高圧の飽和及び二相流の噴出流によるジェット力 を受ける。

なお,下部ドライウェル内には口径の大きな原子炉冷却材圧力バウンダリ配管は配 置しない設計とする。

以下に F.J.MOODY の理論(引用文献(1)参照)によるジェット流の拡がりを考慮した ジェット力を示す。(図 4-5 参照)

- a 計算上の仮定
 - ・配管破断は完全破断を考え、破断面は直接壁面方向を向いているものとする。
 - ・破断時の原子炉内圧力は定常運転圧力 MPa[gage]に等しいものとする。
 - ・蒸気は理想気体とする。
 - ・破断口の状態は臨界状態とする。
 - ・破断配管の流路及び出口での摩擦損失は無視する。
- b 対象とする配管の種類

対象とする配管は、原子炉圧力容器上蓋スプレイ配管及び主蒸気配管とする。

- c ジェット力
 - イ. ジェットカの計算
 破断口でのジェット力は引用文献(1)の(15)式より次のように計算される。
 F j = (1.26・Po-P∞)・AE
 ここに,
 F j : ジェットカ
 Po: 原子炉内圧力
 = ____MPa[abs]
 P∞: 破断口より十分離れた点での圧力

ロ. ジェット流の拡がり面積の計算

ジェット流の拡がり面積は、引用文献(1)の(7)、(15)、(16)式より次のように導かれる。

$$A_{\infty} = \frac{V_{M\infty}}{V_{ME}} \cdot \left(1 - \frac{P_{E} - P_{\infty}}{1.26 \cdot P_{O} - P_{\infty}}\right) \cdot A_{E}$$

ここに, A∞:ジェット流の拡がり面積 V_{M∞}:破断口より十分離れた点でのジェット流の比容積 V_{ME}:破断口でのジェット流の比容積 P E: 破断口での圧力

ここで、РЕ, VME及びVM∞は次のように求められる。 PEは,引用文献(1)の(14)式より, $P_{E} = P_{O} \cdot \left(\frac{2}{k+1}\right)^{\frac{k}{k-1}}$ ここに, k:断熱指数 一方, VMEは引用文献(1)の(9)式より, $\mathbf{V}_{\mathrm{ME}} = \left\{ \mathbf{x} \cdot \mathbf{V}_{\mathrm{g}\,\mathrm{E}} + (1 - \mathbf{x}) \cdot \mathbf{K} \cdot \mathbf{V}_{\mathrm{f}\,\mathrm{E}} \right\} \cdot \left(\mathbf{x} + \frac{1 - \mathbf{x}}{\mathrm{K}} \right)$ = m³ / kg ここに, x:乾き度 = VgE:破断口での蒸気の比容積 = m³/kg VfE:破断口での飽和水の比容積 = m³/kg K:速度比 $= (V_g E / V_f E)^{1/3}$ $\pm c$, $V_{M\infty} = m^3/kg$



注記*:L∞はジェット洗が十分拡がる距離で2・DE以上である。

図 4-5 ジェット流の拡がり

ハ. ジェット流の衝撃面での圧力及び作用半径の算出

拡がったジェット流は壁面に当たって更に拡大する。また,その壁面での圧力 も中心部が高く,周辺部へ行くに従って低くなる分布となる。

この圧力分布は二次曲線と仮定する。(引用文献(2)参照)

以上より作用壁面における中心圧力及び作用半径は次式により計算される。

$$P_{c} = \frac{F_{j}}{A_{\infty}}$$
$$R_{c} = \sqrt{\frac{2 \cdot F_{j}}{\pi \cdot P_{c}}} = \sqrt{\frac{2 \cdot A_{\infty}}{\pi}}$$

ここに,

Pc:ジェット流の作用壁面における中心圧力

Rc:ジェット流の作用壁面における作用半径

d ジェット力の計算結果

ジェット力は対象とする配管それぞれに対して表4-15のように求まる。

	神般 声捷	ジェットカ	せぶり	世がり声待	ジェット流(乍用面での値
破断 配管	和区内田相相	シェット力	加かり	加かり国傾	中心圧力	作用半径
	$A \in (\times 10^6 \text{mm}^2)$	$(\times 10^{4} \text{N})$	山伯儿	$(\times 10^{6} \text{mm}^2)$	Рс	Rс
		$(\land 10 \text{ N})$	A∞∕ Ae		(MPa)	$(imes 10^3 { m mm})$
原子炉						
圧力容器						
上蓋スプ						
レイ配管						
主蒸気	T					Ī
配管						

表 4-15 ジェット力

(2) サプレッションチェンバ内に生じる荷重

冷却材喪失事故時には、まずドライウェル内の非凝縮性ガスがベント管を経てサプ レッションプール水中に押し出されるが、この非凝縮性ガスによって、サプレッショ ンプール水がスラグ流となって上昇し、急速な水面の上昇(プールスウェル)が起こ り、サプレッションチェンバ内部構造物に種々の荷重が加わる。

また,その後サプレッションプール水中に蒸気が放出され,サプレッションプール 水中で凝縮する。これらにより,サプレッションチェンバ及び内部構造物に表 4-16 に示すような荷重が加わる。

図 4-6 に冷却材喪失事故時荷重の時間履歴を,表 4-16 にこれらの荷重について現象と設計評価荷重を示す。



図 4-6 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴

荷重	現象	設計評価荷重
a. ベントクリア時	ドライウェル圧力の急激な上昇に	・ドラッグ力*
の水ジェットによ	よりベント管内のサプレッション	$\mathbf{F} = \mathbf{C} \cdot \mathbf{A} \cdot \mathbf{\gamma} \cdot \mathbf{V}^2$
る荷重	プール水がプール内に放出される	$\mathbf{F} = \mathbf{C} + \mathbf{A} \cdot \frac{1}{2}$
	ため水ジェット流が形成され、ジ	C D:ドラッグ係数
	ェットによる衝撃力及びドラッグ	A:ジェットの作用する実効面積
	力がベント管の前方にある内部構	γ : 水の密度
	造物及び原子炉格納容器に作用す	V:ジェット水速度
	る。	・衝撃力
		P j = kPa
		プール底面とプール壁面に
		kPa の圧力荷重が加わる。

注記* :構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

荷重	現象	設計評価荷重
b. 気泡形成によ	ドライウェルの空気がベント	・気泡形成によるサプレッションプール水
るサプレッショ	管から放出される際、気泡が	中の圧力上昇 : kPa
ンプール水中の	サプレッションプール側壁,	
圧力上昇	内部構造物及び原子炉格納容	
	器底部に圧力波として作用す	
	る。	
c.水面上昇によ	プールスウェルに伴う水面上	・衝撃力
る衝撃力	昇の際、水面より上方にある	$F_{I} = A \cdot P_{I}(t)$
	機器,配管,内部構造物にサ	A:衝撃の作用する実効面積
	プレッションプール水が衝突	P I: 衝撃圧力
	し、それらに衝撃力が作用す	
	る。	
		$P_{I}(t) = \frac{1}{2} \cdot P_{Imax} \cdot \left\{ 1 - \cos\left(2 \cdot \pi \cdot \frac{t}{T}\right) \right\}$
		T:衝撃継続時間
		$P_{Imax} = 2 \cdot \frac{I_{P}}{T}$
		$I_{P} = \frac{M_{H}}{A} \cdot V$
		MH:水力学的重量
		V:プールスウェル速度
d. 上昇水流によ	サプレッションプール水が上	・ドラッグ力*
る荷重	昇する際、上昇水流によりド	$\gamma \cdot V^2$
	ラッグ力が,機器,配管及び	$F_{D} = C_{D} \cdot A \cdot \frac{r}{2}$
	内部構造物に作用する。	CD:ドラッグ係数
		A:ドラッグの作用する実効面積
		γ · ハック山及 V· ドラッグ 走在 (m/a)

表 4-16 冷却材喪失事故時の荷重について (その2)

注記* :構造物がジェット流中に含まれる場合に用いる。

荷重	現象	設計評価荷重
e. サプレッション チェンバ空間部圧 縮荷重	サプレッションプール水面の上昇 によりサプレッションプール上部 の空間部が圧縮されることによ り,サプレッションチェンバ空間 部圧縮荷重が作用する。	・サプレッションチェンバ空間部 圧縮荷重 : kPa ・ダイヤフラムフロア上向き差圧 : kPa
f. フォールバック 荷重	上昇した水面の上昇が停止し,水 が落下するとき,落下水により, 機器,配管及び内部構造物にドラ ッグ力が作用する。	フォールバック荷重 ・ドラッグ力 F $_{D} = C_{D} \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^{2}}{2}$ C $_{D} : ドラッグ係数$ A:フォールバック荷重の作用す る実効面積 $\gamma : 水の密度$ V:フォールバック速度 (m/s)
g. 蒸気凝縮振動荷 重	中高流量蒸気が凝縮する際,サプ レッションプール水に凝縮振動波 が伝播し,サプレッションプール 側壁,原子炉格納容器底部,原子 炉本体基礎及び内部構造物に作用 する。	・プールバウンダリに加わる荷重 kPa kPa
h. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際,ベント 管出口で不均一な凝縮によりプー ルバウンダリに荷重が加わる。	・プールバウンダリに加わる荷重 kPa kPa
i.水平吐出管に加 わる上下荷重	低流量蒸気が凝縮する際,ベント 管出口で不均一な凝縮により上段 の水平吐出管に上向き力が作用す る。	 ・水平吐出管に加わる上下荷重 N

- 4.2.19 逃がし安全弁作動時の荷重
 - (1) 逃がし安全弁作動時には排気管内の水がクエンチャノズルよりサプレッションプール 水中に排出される。排気管内の水が排出された後,管内の非凝縮性ガスが圧縮され, これがサプレッションプール水中に放出される際,気泡を形成し,この気泡が過膨張, 収縮を繰り返しながら浮力で上昇する。このとき、サプレッションチェンバ内部構造 物には、表4-17に示すような水ジェットと気泡の圧力振動による荷重が加わる。
 - (2) (1)の圧力振動に起因してサプレッションプール水中の内部構造物に作用する差圧及び ドラッグ荷重は応力評価すべき構造物によって異なるため、個々の場合については計 算書で述べる。

荷重	現象	設計評価荷重
a.水ジェットによ	逃がし安全弁作動時,排気管内の	・衝撃力
る荷重	水がクエンチャノズルよりサプレ	$F_j = A \cdot P_j$
	ッションプール水中に放出される	A:ジェットの当たる面積
	際,ジェット流が形成され,サプ	P j : ジェットの圧力
	レッションプール水中の内部構造	
	物に衝撃力及びドラッグ力が作用	・ドラッグ力
	する。	$F_{D} = C_{D} \cdot A \cdot \frac{\gamma \cdot V^{2}}{2}$
		Сь: ドラッグ係数
		A:ジェットの作用する実効面積
		γ:水の密度
		V:ジェット水速度
b. 空気泡圧力の振	逃がし安全弁作動時、排気管内の	・圧力波による荷重
動による荷重	空気が圧縮され、これがサプレッ	kPa
	ションプール水中に放出される	kPa
	際,気泡を形成し、この気泡が過	
	膨張,収縮を繰返し圧力振動が,	
	機器,配管,内部構造物,サプレ	
	ッションプール側壁及び原子炉格	
	納容器底部に作用する。	

表 4-17 逃がし安全弁作動時の荷重について

4.2.20 地震荷重

原子炉格納施設の設計に用いる地震荷重としては、V-2-2-1「原子炉建屋の地震応答計算書」及びV-2-2-4「原子炉本体の基礎の地震応答計算書」の解析結果を用いる。

4.3 重大事故等時における設計条件

重大事故等時については,原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために, 原子炉格納容器の評価温度,評価圧力を設定し,構造健全性評価,又は機能維持評価を行い, その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことを確 認する。

また,重大事故等時に加わる荷重を設定し,原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。

- 4.3.1 原子炉格納容器の評価温度,評価圧力
 - (1) 原子炉格納容器の限界温度,限界圧力

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスの うち雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)について原子炉格納 容器の温度,圧力を評価した結果,原子炉格納容器温度の最高値は,約 207℃(壁面最 高温度約165℃),原子炉格納容器圧力の最高値は,620kPaとなる。図4-7に原子炉格 納容器温度の変化,図4-8に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

重大事故等時の原子炉格納容器内の最高温度・最高圧力は,設計基準事故時における 最高使用温度(171℃),最高使用圧力(1Pd:310kPa)を上回ることから,重大事故等時 の最高温度・最高圧力を上回り,かつ,産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容 器の耐性の指標*として用いられている200℃及び2Pd(620kPa)を原子炉格納容器の限 界圧力,限界温度として設定し,その環境下での原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込 め機能について評価対象部位ごとに評価することにより,その機能が損なわれることが ないことを確認する。また,これにより,原子炉格納容器を重大事故等時において使用 する場合の設計漏えい率は,設計基準対象施設として使用する設計漏えい率と同じ 0.4%/day(最高使用圧力の0.9倍の圧力において)以下を維持できる。なお,重大事故 等時の漏えい率は,原子炉格納容器圧力が設計基準対象施設としての最高使用圧力の 0.9倍より大きい場合においても原子炉格納容器の環境条件を考慮し,適切に割増しし て評価に使用しており,その設定値において被ばく評価上の基準に適合することを確認 している。

注記*:(財)原子力安全研究協会「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビ アアクシデントの考慮に関するガイドライン」,(財)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」



図 4-7 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた 「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温 度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の 有効性評価(4) 有効性評価の結果における第7.2.1.2-12 図 格納容器気相部温度の 推移



図 4-8 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた 「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温 度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の 有効性評価(4)有効性評価の結果における第7.2.1.3-10図 格納容器圧力の推移 (2) 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度,評価圧力

重大事故等と地震力の組合せについては、V-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(原子炉格納容器内の圧力,温度条件を用 いて評価を行うその他の施設を含む。)については、いったん事故が発生した場合、長時 間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動Sdによる地震力とを組み合わせ、その 状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動Ssによる地震力を組み 合わせる」としている。

a. 弾性設計用地震動Sdと組み合わせる原子炉格納容器の評価温度,評価圧力

弾性設計用地震動Sdと組み合わせる,原子炉格納容器の評価温度,評価圧力は事 象発生後10⁻²年(約3日(72時間))後の状態として,保守的に事象発生後以降の最高 となる原子炉格納容器温度,圧力とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンス のうち雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系 を使用しない場合)について原子炉格納容器の温度,圧力を評価した結果,原子炉格 納容器温度の最高値は約 207℃(壁面最高温度 約 165℃),原子炉格納容器圧力の最高 値は 620kPa となる。図 4-7 に原子炉格納容器温度の変化,図 4-8 に原子炉格納容器 圧力の変化を示す。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては,原子炉 格納容器気相温度ではなく,原子炉格納容器壁面温度に着目するため,壁面最高温度 の約 165℃を考慮する。

以上より,弾性設計用地震動Sdと組み合わせる,原子炉格納容器の評価温度は, 壁面最高温度及び 620kPa における飽和蒸気温度を包絡する値として 168℃とする。評 価圧力は 620kPa とする。

b. 基準地震動Ssと組み合わせる原子炉格納容器の評価温度,評価圧力

基準地震動Ssと組み合わせる,原子炉格納容器の評価温度,評価圧力は事象発生後2×10⁻¹年(約73日)後の状態を有効性評価結果に対して保守的に包絡する状態として,事象発生60日(1440時間)後の原子炉格納容器温度,圧力とする。

基準地震動Ssとの組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである雰囲気圧 カ・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合) について原子炉格納容器の温度,圧力を評価した結果,事象発生 60日後時点において は,原子炉格納容器温度は約74℃,原子炉格納容器圧力は約150kPaとなる。図4-9 に原子炉格納容器温度の変化,図4-10に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より,基準地震動Ssと組み合わせる原子炉格納容器の評価温度,評価圧力は, 上記を包絡する値として,100℃,150kPaとする。



図 4-9 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化(長期解析)*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた 「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温 度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する 場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果



図 4-10 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化(長期解析)*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた 「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温 度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する 場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

(3) 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位

重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする代替格納容器スプレイにより、サプ レッションプール水位が上昇し、これに伴うベント管リターンラインからの水の流入に より下部ドライウェルに水位が形成される。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスの うち原子炉格納容器水位が最大となる,雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過 圧・過温破損)についてサプレッションプール水位及び下部ドライウェル水位を評価し た結果,最高値はそれぞれ約 16.3m 及び約 13.5m となる。図 4-11 にサプレッションプ ール水位の変化,図 4-12 に下部ドライウェル水位の変化を示す。

重大事故対応上は、サプレッションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管(以下「ベントライン」という。)から-1m となるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ベントライン下端である 17.15m(T.M.S.L. 8950mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いるサプレッションプール水位とする。

下部ドライウェル水位については,解析上の最高値約 13.5m を包絡する値として, 14.0m(T.M.S.L. 7400mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウ ェル水位とする。



図 4-11 重大事故等時のサプレッションプールの水位の変化*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温 度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しな い場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果にお ける第7.2.1.3-12 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



図 4-12 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化*

注記*:平成29年12月27日付け「原規規発第1712272号」をもって許可を受けた 「柏崎刈羽 原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温 度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しな い場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化 4.3.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱輸送機能

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合 において原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。) を防止するため,最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備と して,耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置(フィルタ容器、スクラバ水、金属フィル タ)、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装 置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置 及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出 口から放出(系統設計流量 31.6kg/s(2Pd において))することで、排気中に含まれる 放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な 熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して, 設置(変更)許可において敷地境界での線量評価を行い,実効線量が5mSv以下であるこ とを確認しており,格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

詳細は、「4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能」に示す。 耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、主排 気筒(内筒)を通して原子炉建屋外に放出(系統設計流量 15.8kg/s(1Pd において))す ることで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送で きる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系 は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量で ある。

耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は,他の発電用原 子炉とは共用しない設計とする。また,弁により他の系統・機器と隔離することにより, 悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の使用後に再度,代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納 容器内にスプレイする場合には,原子炉格納容器が負圧とならないよう,原子炉格納容 器が規定の圧力に達した場合には,原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保 安規定に定めて管理する。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は,遠隔手動弁操作設備によ って人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また,排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については,遠隔空気駆動弁操 作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し,高圧窒素ガスを供給すること による操作も可能な設計とし,排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常 設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により,中央制御室から操 作が可能な設計とする。これらにより,隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する 設計とする。 耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し,いずれから も排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチ ェンバの水面からの高さを確保し,ドライウェル側からの排気では,ダイヤフラムフロ ア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設ける ことで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して,設置 (変更)許可において敷地境界での線量評価を行い,実効線量が 5mSv 以下であることを 確認しており,耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において 炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため に原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事 故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ 冷却系(可搬型)を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対 処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び残留熱除去系(サプレ ッションチェンバプール水冷却モード)が使用できる場合は重大事故等対処設備(設計 基準拡張)として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は,復水移送ポンプにより,復水貯蔵槽の水を 残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内及びサプレッ ションチェンバ内にスプレイすることで,原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射 性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の水源である復水貯蔵槽は,複数の代替淡水源 から淡水を供給できる設計とし,淡水が枯渇した場合に,海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は,非常用ディーゼル発電設備に加えて,代替 所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電 が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破 損を防止するための設備として兼用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は,可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により, 代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェ ル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで,原子炉格納容器内の圧力及 び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の水源は,淡水が枯渇した場合に,海を利用 できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は,非常用ディーゼル発電設備に加えて,代 替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給 電が可能な設計とする。また,可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は,ディーゼルエンジン により駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の 破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は、常設代替交流電源設備からの給電 により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を ドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を 冷却できる設計とする。

残留熱除去系(サプレッションチェンバプール水冷却モード)は、常設代替交流電源 設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サプレ ッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において,原子炉格納容器の過圧による破損を防止 するために必要な重大事故等対処設備として,原子炉格納容器バウンダリを維持しなが ら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び 原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を 設ける。

代替循環冷却系は,復水移送ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留 熱除去系熱交換器にて冷却し,残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格 納容器下部へ注水するとともに,原子炉格納容器内へスプレイすることで,原子炉格納 容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とす る。

原子炉圧力容器に注水された水は,原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断 口等から流出し,原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに,格納容器ベント管に 設けられている連通孔を経て,サプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計と する。

代替循環冷却系は,代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代 替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置(フィルタ容器、スクラバ水、金属フィル タ)、よう素フィルタ、ドレンタンク、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置 等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して、フィルタ装置及 びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口 から排出(系統設計流量 31.6kg/s (2Pd において))することで、排気中に含まれる放射 性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる 設計とする。

フィルタ装置は,排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去 し,よう素フィルタは,排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また, 無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するために,アルカリ性の状態(_____以上)に 維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し,いず れからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッシ ョンチェンバの水面からの高さを確保し,ドライウェル側からの排気では,ダイヤフラ ムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を 設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は,排気中に含まれる可燃性ガスによる水素爆発を防止する ため,系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ,使用後においても 不活性ガスで置換できる設計とする。また,系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のあ る箇所にはバイパスラインを設け,可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで, 系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、 格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2 個設置し、格納容器 圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計と する。

格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度,代替格納容器スプレイ冷却系等により原子 炉格納容器内にスプレイする場合は,原子炉格納容器が負圧とならないよう,原子炉格 納容器が規定の圧力に達した場合には,スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管 理する。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備(個数5)によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また,排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については,原子炉建屋内の原 子炉区域外に遠隔空気駆動弁操作用ボンベを設置することで,離れた場所から遠隔空気 駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより,容易かつ確実に 操作が可能な設計とし,排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については,常設代 替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により,中央制御室から操作が 可能な設計とする。

系統内に設けるラプチャーディスクは,格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げになら ないよう,原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計と する。

格納容器圧力逃がし装置は,格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が 上昇した場合の水位調整のため,又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解 により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため,フィルタ装置内のスクラ バ水をドレン移送ポンプによりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、可搬型Y型ストレーナ等によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。

スクラバ水 pH 制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリ

ウム水溶液をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水の pH を 以上に維持できる設計とする。

4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため,溶 融し,原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備 として,格納容器下部注水系(常設)及び格納容器下部注水系(可搬型)を設ける。ま た,溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保する とともに,落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。なお,溶融炉心が原子炉格納容 器下部へと落下した場合に,ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導 度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するため,コリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を補給水系 等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器 下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計 とする。

格納容器下部注水系(常設)の水源である復水貯蔵槽は、複数の代替淡水源から淡水 を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系(常設)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備 又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器下部注水系(可搬型)は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水 源の水を補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに 原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を 冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系(可搬型)の水源は,淡水が枯渇した場合に,海を利用できる設 計とする。

格納容器下部注水系(可搬型)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水 ポンプ(A-2級)は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ド ライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流 入を抑制する設計とする。さらに格納容器下部注水系を使用することにより、ドライウ ェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を 抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。 コリウムシールドは、寸法が高さ 0.65m、厚さ 0.13m、材料がジルコニア (ZrO₂)、個数が 1 個の設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・ 防止するための重大事故等対処設備として,低圧代替注水系(常設),低圧代替注水系 (可搬型),高圧代替注水系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧代替注水系(常設),低圧代替注水系(可搬型),高圧代替注水系及びほう酸水注

入系は,低圧代替注水系(常設),低圧代替注水系(可搬型)及び高圧代替注水系のいず れかによる原子炉圧力容器への注水と並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ のほう酸水注入を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系(常設)は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系 等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下 を遅延・防止できる設計とする。

低圧代替注水系(常設)の水源である復水貯蔵槽は,複数の代替淡水源から淡水を供 給できる設計とし,淡水が枯渇した場合に,海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系(可搬型)は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により、代替淡水源の 水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる 設計とする。

低圧代替注水系(可搬型)の水源は,淡水が枯渇した場合に,海を利用できる設計と する。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系 等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は,ほう酸水注入系ポンプにより,ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入 することで,溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。

4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による 破損を防止するための重大事故等対処設備として,原子炉格納容器内に滞留する水素ガ ス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備である耐圧強化ベント系及び格納容器圧力 逃がし装置を設ける。

また, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発 による破損を防止できるよう,発電用原子炉の運転中は,原子炉格納容器内を不活性ガ ス系により常時不活性化する運用を保安規定に定めて管理する。

耐圧強化ベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を 長期使用した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して主 排気筒(内筒)を通して大気に放出(系統設計流量 15.8kg/s(1Pd において))すること で、ジルコニウムー水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素 ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

耐圧強化ベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェルのいずれにも接続する が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素 ガスを排出するために使用する場合は、サプレッションチェンバのプール水によるスク ラビング効果が期待できるサプレッションチェンバ側からの排出経路のみを使用する設 計とする。

耐圧強化ベント系は,排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止 するため,系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管について,系

R1

統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換しておく運用を保安規定に定めて管理するととも に,耐圧強化ベント系の使用前に可搬型窒素供給装置により外部より排出経路の配管へ 不活性ガス(窒素ガス)を供給できる設計とする。また,排出経路に水素ガス及び酸素 ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け,水素ガス及び酸素 ガスを連続して排出できる設計とすることで,系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領 域に達することを防止できる設計とする。

可搬型窒素供給装置は,可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は,炉心の著しい損傷が発生した場合において,原子炉格納 容器内雰囲気ガスを不活性ガス系を経由して,フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き, 放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出(系統設計流量 31.6kg/s(2Pdにおいて))することで,排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を 低減しつつ,ジルコニウムー水反応,水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器 内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は,排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発 を防止するため,系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ,使用後 においても不活性ガスで置換できる設計とする。また,排出経路に水素ガス及び酸素ガ スが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け,水素ガス及び酸素ガスを連 続して排出できる設計とすることで,系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達す ることを防止できる設計とする。

可搬型窒素供給装置は,可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。 なお,詳細はV-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止 するために原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内の水素濃度上昇を抑制し,水素濃 度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として,水素濃度抑制系である 静的触媒式水素再結合器を設ける設計とする。

水素濃度抑制系である静的触媒式水素再結合器は,運転員の起動操作を必要とせずに, 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)内に漏えいした水素ガスと 酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施 設)内の水素濃度の上昇を抑制し,原子炉建屋原子炉区域(二次格納施設)の水素爆発 を防止できる設計とする。

なお、詳細はV-1-8-2「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」に示す。

4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において,発電所外への放 射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として,原子炉建屋放水設備及び 海洋拡散抑制設備を設ける。また,原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃 料火災に対応できる設備として、原子炉建屋放水設備を設ける設計とする。

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子 炉建屋放水設備は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)により海水を取水し、ホー スを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水車(原子炉建 屋放水設備用)及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に 向けて放水できる設計とする。また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機 燃料火災に対応するため、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)により泡原液混合装 置を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋 周辺へ放水できる設計とする。

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋 拡散抑制設備は,汚濁防止膜,放射性物質吸着材等で構成し,汚濁防止膜は,汚染水が 発電所から海洋に流出する放水口及び取水口に可搬型である小型船舶(汚濁防止膜設置 用)により設置できる設計とする。

汚濁防止膜は,海洋への放射性物質の拡散を抑制するため,設置場所に応じた高さ及 び幅を有する設計とする。また,予備については,各設置場所に保管する。

放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸 着できるよう、6号機及び7号機の雨水排水路集水桝に加え、6号機又は7号機雨水排水 路集水桝の損傷等により汚染水が敷地に溢れた場合のバックアップとして5号機雨水排 水路集水桝とフラップゲート入口に、網目状の袋に布状の放射性物質吸着材を詰めたも のを使用時に設置できる設計とする。放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保 有量に加え、6号機又は7号機雨水排水路集水桝用の放射性物質吸着材の予備を保管する 設計とする。

4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重

重大事故等時においても,原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の破断を起因とする事象, 逃がし安全弁の作動を伴う事象において動荷重が発生する。また,重大事故等時は,設 計基準事故時と事故進展が異なるため,設計基準事故時に生じる原子炉冷却材喪失時の 動荷重及び逃がし安全弁作動時以外の動荷重が加わる。

そこで、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破 損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス(以下「重要事故シーケンス等」 という。)ごとの事故進展を考慮し、重大事故等時の動荷重を抽出した。

その結果,設計基準事故時の動荷重である原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動 時以外に,以下の重要事故シーケンス等における動荷重を新たに抽出した。

・原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用時の蒸気発生に伴う圧力上昇

・格納容器ベントによる減圧

これらの動荷重については,影響を評価した結果,原子炉冷却材喪失時の動荷重に対 して同等以下であり,設計基準事故時の動荷重に包絡されることを確認した。

一方で,以下の重要事故シーケンス等の状態は設計基準事故時の範囲を逸脱しており,

この際に生じる逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時より大きくなる可能性が考えられる。

- ・全交流動力電源喪失のプール水の温度上昇時
- ・原子炉停止機能喪失時の逃がし安全弁18弁作動時
- ・原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時
- ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止のための逃がし安全弁作動に 伴う過熱蒸気発生時

これらの状態については、影響を評価した結果、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力 容器圧力上昇時を除き、設計基準事故時の逃がし安全弁の動荷重に対して設計基準事故 時の範囲を逸脱する領域であっても同等若しくはそれ以下であり、設計基準事故時の動 荷重に包絡される。また、原子炉停止機能喪失時の原子炉圧力容器圧力上昇時について も機器の構造健全性に対して影響が小さいことを確認した。

以上より,重大事故等時の動荷重については,表 4-17 に記載の設計基準事故時の荷 重と同等のものを用いる。

- 5. 原子炉格納施設の荷重の組合せ
- 5.1 荷重の種類

強度に関する説明書及び耐震性に関する説明書においては、以下に示す荷重の中から、計算を行う場所と条件に合わせて荷重を選びその組合せに対して計算を行う。

- (1) 自重及び機器支持荷重
- (2) サプレッションプール水重量
- (3) 燃料交换時水重量
- (4) 機器に加わる活荷重
- (5) 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重
- (6) 圧力
- (7) 温度
- (8) 冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重
- (9) ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- (10) ジェット反力
- (11) パイプホイップ荷重
- (12) 冷却材喪失事故時のサプレッションプール水揺動による荷重
- (13) 地震荷重

5.2 荷重の組合せ

原子炉格納施設の荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態を表 5-1 に示す。

なお,応力計算はそれぞれの荷重の組合せの中で最も厳しい条件について行う。また,圧 力,温度及び冷却材喪失事故時の蒸気ブローダウンによる荷重等において,荷重の発生する 時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。

荷重の組合	t	苏宏广力业能	共 壬化能*1
運転状態*2	地震荷重	计谷心力状態	何里认思
設計条件*3	—	設計条件*8	IV (異常時)
運転状態 I	—	I A*9	I (通常運転時)
運転状態Ⅱ	—	II A ^{*10}	Ⅱ (逃がし安全弁作動時)
運転状態IV*4	—	IV A * 11	IV(ジェット力作用時)
運転状態Ⅳ*5	—	設計条件*11	Ⅲ (異常時)
運転状態V(S)	—	V A *12	V (重大事故等時)
試験状態	—	試験状態*13	Ⅱ (試験時)
運転状態 I	S d *	III ∧ S	Ⅲ(地震時)
運転状態 I	S s	IV A S	IV(地震時)
運転状態Ⅱ	S d *	III ∧ S	Ⅲ(地震時)
運転状態Ⅱ	S s	IV A S	IV(地震時)
運転状態IV*6	S d *	III ∧ S	Ⅲ((異常+地震)時)
運転状態IV ^{*5}	S d *	IV A S *7	IV((異常+地震)時)
運転状態V(L)	S d	V A S	V ((重大事故等+地震) 時)
運転状態V(LL)	S s	V A S	V ((重大事故等+地震) 時)

表 5-1 荷重の組合せと許容応力状態及び荷重状態

注記*1:各荷重状態における荷重の組合せの詳細を表 5-2 に示す。

*2:各運転状態における荷重の組合せの詳細を表 5-3 及び表 5-4 に示す。

- *3:設計条件による荷重では、最高使用圧力等による荷重を考慮する。
- *4 : 冷却材喪失事故時のジェット力,冷却材喪失事故時のサプレッションプール水揺動に よる荷重を考慮する。
- *5 : 冷却材喪失事故後の最大内圧を考慮する。またクラス2配管については最高使用圧力 を考慮する。
- *6 : 冷却材喪失事故後 10⁻¹年程度以降の最大内圧を考慮する。
- *7 : クラス2配管については、ⅢASで評価する。
- *8:設計条件における許容応力状態を表す。
- *9:運転状態Iにおける許容応力状態を表す。
- *10:運転状態Ⅱにおける許容応力状態を表す。
- *11:運転状態IVにおける許容応力状態を表す。
- *12 : 運転状態V(S)における許容応力状態を表す。
- *13 : 試験状態における許容応力状態を表す。
- 注:記号
 - Sd : 弾性設計用地震動 Sd により定まる地震力
 - Sd*:弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力又は静的地震力
 - Ss: 基準地震動 Ssにより定まる地震力

K7 ① V-1-8-1 R1

表 5-2 荷重状態における荷重の組合せ*1

							荷重係	系数*2					
荷重状態	荷重時	死荷重	活荷重	"運転時圧力	運転時配管荷重	運転時温度荷重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時温度荷重	ジェット力	S d * 地震荷重	S s 地震荷重	試験圧力
Ι	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0							
п	逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0							
ш	試験時	1.0	1.0										1.0
	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0					1.0		
Ш	異常時	1.0	1.0				1.0	1.0	1.0				
	(異常+地震)時	1.0	1.0				1.0	1.0	1.0		1.0		
	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0							1.0	
w	異常時	1.0	1.0				1.5	1.0					
11	ジェット力作用時	1.0	1.0							1.0			
	(異常+地震)時	1.0	1.0				1.0	1.0			1.0		
	重大事故等時	1.0	1.0				1.0	1.0					
V	((重大事故等+地震)時)	1.0	1.0				1.0	1.0			1.0		
	((重大事故等+地震)時)	1.0	1.0				1.0	1.0				1.0	

注記*1 :設計に用いる荷重の組合せは、荷重状態の荷重時に応じ、荷重に表中の荷重係数を乗じ、それぞれ加えたものとする。

*2 : ライナプレート及びライナアンカの設計においては、荷重係数を1.0とする。

*3: 貫通部アンカの設計においては、運転時圧力(内圧)は運転時圧力(外圧)と同一であるため、運転時圧力(外圧)で代表させる。

K7 ① V-1-8-1 R1

	荷重の組合せ					活荷		圧	力* ²		温	度	事故時 荷重	動荷重		ī重	
No.	各運転状態による荷重	地震	許容応力 状態	荷重状態	死荷重	重(燃料交換時)	最高使用圧力	通常運転圧力	事故時最大圧力	試験圧力	通常運転温度	事故時最大温度	ジェット力	作動時	プールスウェル	蒸気凝縮振動	チャギング
1	設計条件による荷重	_	設計条件	Ⅳ(異常時)	0	—	0		—	—		*6	_	*5	—	—	
2	運転状態Iによる荷重	—	I A	I (通常運転時)	0	_		0		—	0	_	—		—	—	—
3	運転状態Iによる荷重	—	I A	I (通常運転時)	0	0		_	_	-	—	—	—		_	_	—
4	運転状態Ⅱによる荷重	—	II A	Ⅱ(逃がし安全弁作動時)	0	_	_	0	_	_	0	_	—	0	_		—
5	運転状態IVによる荷重	—	IVA	Ⅳ(ジェット力作用時)	0	_				—	*6	_	0		0	—	—
6	運転状態IVによる荷重	—	設計条件	Ⅲ(異常時)	0	—	—	_	0	—		0			—	0	—
7	運転状態IVによる荷重	_	設計条件	Ⅲ(異常時)	0	—	—	_	0	—		0			—	_	0
8	運転状態IVによる荷重	_	設計条件*4	Ⅲ(異常時)	0	_	—		0	—	_	0		0	—		0
9	試験状態による荷重		試験状態	Ⅱ(試験時)	0	—	—			0					—	_	—
10	運転状態Iによる荷重	S d *	${\rm I\!I\!I}_{\rm A}{\rm S}$	Ⅲ(地震時)	0	_	—	\circ		—	0	_			—		<u> </u>
11	運転状態Iによる荷重	S d *	${\rm I\!I\!I}_{\rm A} S$	Ⅲ(地震時)	0	0	—			—	_	_			—		<u> </u>
12	運転状態Iによる荷重	S s	$IV_A S$	Ⅳ(地震時)	0	—	—	0	—	—	*6	_			—	—	—
13	運転状態Iによる荷重	S s	$IV_A S$	Ⅳ(地震時)	0	0	—	—	—	—	_	_	_	—	—	—	—
14	運転状態Ⅱによる荷重	S d *	${\rm I\!I\!I}_{\rm A} S$	Ⅲ(地震時)	0	—	—	\circ		—	0	_		0	—		<u> </u>
15	運転状態Ⅱによる荷重	S s	IV _A S	IV(地震時)	0	_	_	0	_	_	*6	_		0	_		
16	運転状態IVによる荷重	S d *	III _A S	Ⅲ(異常+地震時)	0	_	_	_	\bigcirc^{*1}	_		*6			_		
17	運転状態IVによる荷重	S d *	IV A S *3	Ⅳ(異常+地震時)	0	—	—	—	0	—							I —

表 5-3 設計基準対象施設の荷重の組合せ

注記*1:冷却材喪失事故後10⁻¹年程度以降の最大内圧を考慮する。

*2 : クラス2配管については最高使用圧力を考慮する。

*3 : クラス2配管については、ⅢASで評価する。

*4 : クラス2配管については、IVASで評価する。

*5 : クラス2配管については、機械的荷重(逃がし安全弁の吹出し反力により生じる荷重)を考慮する。

*6 :鋼構造設計規準に基づき評価する場合,熱を保守的に考慮する。

表 5-4	重大事故等時の	荷重の組合せ
- <u>-</u>		

荷重の組合せ									圧力				事故時 荷重*6		動荷重	
No.	各運転状態による荷重	地震	許容応力 状態	荷重 状態	死荷重	活荷重(燃料交换時)	限界圧力 *1	FCI時圧力	設計圧力 *2	SA後長期圧力 *3	SA後長々期圧力 *4	SA温度 *5	ジェット力	逃がし安全弁作動時	チャギング	F C I
V(S)-1	SA短期における荷重	_	V A	V (S)	0	_	0	_	_	_	_	_	_	—	0	_
V(S)-2	SA短期における荷重	_	V A	V (S)	0	_	—	_	0	_	_	_	—	0	0	—
V(S)-3	SA短期における荷重		V A	V (S)	0	_	—	○*7	_	—		_	_	_	—	○*8
V(L)-1	S A長期(L)における荷重	S d	VAS	V (L)	0					0				_	0	
V (LL) -1	SA長期(LL)における荷重	S s	VAS	V (LL)	0	_	_		_		0	_	_	_	_	_

注記*1 :評価対象設備に応じて,内圧 620kPa(限界圧力),差圧 173kPa,逆差圧-100kPa を適用する。

*2 :評価対象設備に応じて、内圧 310kPa (最高使用圧力),差圧 173kPa を適用する。

*3 :評価対象設備に応じて、内圧 620kPa(限界圧力)、差圧 173kPa を適用する。

*4 :評価対象設備に応じて、内圧 150kPa (SA後長々期圧力)、差圧 100kPa を適用する。

*5: 重大事故等の最大温度による影響は発生する回数が1回であり,疲労破壊には顕著な影響を与えないため,組み合わせない。 疲労評価は不要であるため、一次+二次応力評価は不要とする。

*6 : 重大事故等の事象発生直後に生じる荷重であり、設計基準事故時に考慮されているため、組み合わせない。

*7: FCI発生時のピーク圧力(ドライウェル 504kPa, サプレッションチェンバ 391kPa)又はこれを包絡する値として限界圧力のいずれかを適用する。

*8 : 蒸気凝縮振動荷重で代用する。

注: FCI:原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用。

差圧 : ドライウェル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも高い場合の圧力差を差圧として表す。

逆差圧 :ドライウェル圧力がサプレッションチェンバ圧力よりも低い場合の圧力差を逆差圧として表す。

5.3 繰返し荷重に対する解析

繰返し荷重に対する解析については、告示第501号を適用する機器においては第13条第 1項第3号に示される条件を5.3.1に示すようにいずれも満足しているので疲れ解析を必要と しない。また、「発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む。)) JSME S NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格」という。)を適用する機器にお いては、PVB-3140に示される疲労解析不要の条件を5.3.2に示すようにいずれも満足してい るため、疲労解析を必要としない。

なお、疲れ及び疲労解析不要の条件のうち、第3号へ及び PVB-3140(6)については、施設後の機械的荷重及び地震動による応力の変更により、疲れ及び疲労解析不要の条件を満足できなくなる可能性が考えられることから、満足できなくなった場合においては疲れ及び疲労解析を実施する。

なお、本書では鋼製耐圧部についてのみ検討し、ライナ部についてはV-3-3-6-1-1-2「原 子炉格納容器ライナ部の強度計算書」において検討するものとする。

ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数は便宜上、下記のように定める。

- (1) 原子炉格納容器に全体的に加わる荷重のサイクル数
 - 圧力:原子炉格納容器に全体的に内圧が加わるのは、運転開始前試験時、定検時の漏えい い試験時及び事故時である。ここで、運転開始前試験時は □ 回、定検時の漏えい 試験時は高々 □ 回、事故時は □ 回である。
 - 温度:原子炉格納容器が全体的に最高使用温度程度まで温度が上昇するのは事故時 のである。

以上より原子炉格納容器が全体的に負荷される場合の回数は余裕を見て 回とする。

(2) 原子炉格納容器に局部的に加わる荷重のサイクル数

原子炉格納容器に局部的に負荷されるのは原子炉の起動停止,燃料交換及び地震時である。ここで原子炉の起動停止及び燃料交換のサイクルは高々 回,地震荷重が加わるのは高々200回(サイクル数)である。

以上より原子炉格納容器が局部的に負荷される場合の回数は余裕を見て ____ 回とする。

- 5.3.1 告示第501号に基づく繰返し荷重に対する解析
 - (1) 大気圧から運転圧になり、再び大気圧に戻るサイクル数 (告示第501号 第13条第1項第3号イ) 告示に定められる許容引張応力Sの3倍の値は3× MPaであり、これに対応 する許容繰返し回数Nは である。ここで告示に示される運転圧力を原子炉格納容器 の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は 回でNより小さいので本条項を満足 している。
(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ロ)

疲れ解析の対象となる圧力変動の全振幅は(イ)より、次のように求める。

$$A_{m} = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{S} = \square MPa$$

ここに,

P :最高使用圧力

- =310kPa
- S':炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

S :許容引張応力

したがって,疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動 の全振幅(_______MPa)より大きくなるので本条項を満足している。

(3) 起動,運転,停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ハ)

解析の対象となる任意の2点間の距離は(イ)より、次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = mm$$

ここに,

R:原子炉格納容器の最大半径

t : 原子炉格納容器の板厚

はpの値が最大となるように選ぶ。

疲れ解析が不要となる任意の2点間の最大温度差は(ロ)より、次のように求める。

$$T = \frac{S_{a}}{2 \cdot E \cdot \alpha} = \square C$$

ここに,

- Sa:炭素鋼の 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ = MPa
- E :炭素鋼の縦弾性係数



- - = mm/mm·℃ (____℃における値)

ここで, Tは設計上の最大温度差 161℃(171℃-10℃)より大きい。したがって, 任 意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。

(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ニ)

負荷運転中の温度変動の数を 回とすると、疲れ解析が不要となる最大温度差は(3) 項に示すTと全く同じになる。

したがって,負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は,(3)項に示す Tを超えることはないので本条項を満足している。

(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討

(告示第501号 第13条第1項第3号ホ)

疲れ解析の対象となる異種材結合部の最小温度差は(イ)より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$
$$= \bigcirc^{\circ}C$$

ここに,

S':炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

- E1:ステンレス鋼の縦弾性係数
 - = _____MPa(____℃における値)
- α 1 : ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数
 - =_____mm/mm·℃ (̄_℃における値)
- E2:炭素鋼の縦弾性係数
 - = _____MPa (____℃における値)
- α 2 : 炭素鋼の瞬時熱膨張係数
 - = ____ mm/mm·℃ (____ ℃における値)

上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を ____ 回とすると,疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は(ロ)より,次のように求める。

$$T = \frac{S a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$
$$= \square C$$

ここに,

Sa:炭素鋼の 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって,疲れ解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差(161℃) より大きくなるので本条項を満足している。

(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による 応力の全振幅の検討(告示第501号 第13条第1項第3号へ) 荷重の繰返し回数 回に対応する許容ピーク応力強さは MPa となる。ここで, 原子炉格納容器の機械的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも MPa を超えることのないよう設計しているので本条項を満足している。

- 5.3.2 設計・建設規格に基づく繰返し荷重に対する解析
 - (1) 大気圧から運転圧力になり、再び大気圧に戻るサイクル数
 (設計・建設規格 PVB-3140(1))
 設計・建設規格に定められる許容引張応力Sの3倍の値は3× MPa であり、
 これに対応する許容繰返し回数Nは である。ここで設計・建設規格に示される運転圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力と対応させてみると、その回数は 回でNより小さいので本条項を満足している。
 - (2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(2))

疲労解析の対象となる圧力変動の全振幅は PVB-3140(2)a. より、次のように求める。

$$A_{m} = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S}{S} = \square MPa$$
ここに、
$$P : 最高使用圧力$$

$$= 310kPa$$

$$S': 炭素鋼の 10^{6} 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ$$

$$= \square MPa$$

$$S : 許容引張応力$$

$$= \square MPa$$
したがって、疲労解析が不要となる圧力変動の全振幅は負荷運転時における圧力変動
の全振幅(______MPa)より大きくなるので本条項を満足している。

(3) 起動,運転,停止サイクル中の任意の2点間の温度差の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(3))

解析の対象となる任意の2点間の距離はPVB-3140(3)より、次のように求める。

$$p = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = mm$$

ここに,

R:原子炉格納容器の最大半径

t:原子炉格納容器の板厚

はpの値が最大となるように選ぶ。

疲労解析が不要となる任意の2点間の最大温度差はPVB-3140(3)より、次のように求め

69

る。



(4) 負荷運転中の任意の2点の温度差の変動の全振幅の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(4))

負荷運転中の温度変動の数を 回とすると,疲労解析が不要となる最大温度差は (3)項に示すTと全く同じになる。

したがって,負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は,(3)項に示す Tを超えることはないので本条項を満足している。

(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討

(設計・建設規格 PVB-3140(5))

疲労解析の対象となる異種材結合部の最小温度差はPVB-3140(5)a.より、次のように求める。

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$
$$= \square C$$

ここに,

S':炭素鋼の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

E₁:ステンレス鋼の縦弾性係数 = \square MPa (\square ℃における値) α_1 :ステンレス鋼の瞬時熱膨張係数 = \square mm/mm·℃ (\square ℃における値) E₂:炭素鋼の縦弾性係数 = \square MPa (\square ℃における値) α_2 :炭素鋼の瞬時熱膨張係数 = $_$ mm/mm·℃ \square ℃における値) 上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を \square 回とすると、疲労解析が不要と なる異種材結合部の最大温度差は PVB-3140(5)b. より、次のように求める。

$$T = \frac{Sa}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)}$$
$$= \square C$$

ここに,

Sa:炭素鋼の 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ

したがって,疲労解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は温度差(161℃) より大きくなるので本条項を満足している。

(6) 容器に接続される管からの反力その他機械的荷重及び地震動による

応力の全振幅の検討(設計・建設規格 PVB-3140(6))

荷重の繰返し回数 回に対応する許容ピーク応力強さは設計基準対象施設としては MPa, 重大事故等対処設備としては MPa となる。ここで, 原子炉格納容器の機械 的荷重及び地震動による応力の全振幅はいかなる場所でも設計基準対象施設としては MPa, 重大事故等対処設備としては MPa を超えることのないよう設計しているの で本条項を満足している。

- 6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価及びその他影響確認 重大事故等時の評価温度,評価圧力に対して原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持について評価する。
- 6.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能
 - 6.1.1 評価方針

「4.3.1 重大事故等時の評価温度,評価圧力」に示す限界温度(200℃),限界圧力 (2Pd)を用いて,その環境下での原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について評 価部位ごとに評価することにより,その機能が損なわれることがないことを確認する。

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認するため,200℃,2Pd の環境下で 原子炉格納容器本体及び開口部等のリークパスとなる可能性のある部位を抽出し,規格 を用いた構造健全性評価にて原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能について確認す る。

さらに,福島第一原子力発電所での事故において,原子炉格納容器からの漏えい要因 の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部につ いても評価部位として抽出し,試験結果を用いた機能維持評価により原子炉格納容器の 放射性物質閉じ込め機能について確認する。

6.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因

図 4-3「原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図」に示す原子炉格納容器 バウンダリを構成する機器から、以下のとおり評価対象部位を抽出し、評価部位ごとに 放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因(以下「機能喪失要因」という。)を抽出する。

評価対象部位として 200℃, 2Pd の環境下で原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機 能が損なわれることがないよう原子炉格納容器本体についてはコンクリート部の構造健 全性を評価する。

また,原子炉格納容器の開口部及び貫通部については,構造上原子炉格納容器の内圧 等の影響によりリークパスになる可能性があるため評価対象部位として抽出する。開口 部のシール部についても,ガスケットの劣化及びシール部の変形に伴いリークパスにな る可能性があるため評価対象部位とする。

原子炉格納容器の機能喪失要因としては脆性破壊,疲労破壊,座屈及び延性破壊が考 えられるため,これらの破損モードの中から原子炉格納容器内の環境条件等を考慮し, 評価対象ごとに想定される機能喪失要因を抽出する。機能喪失要因の詳細な抽出内容に ついては別添1において,評価対象ごとに説明する。

以下に原子炉格納容器バウンダリ構成部である評価対象部位及び評価対象ごとに想定 される機能喪失要因を以下に示す。また,原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を図6 -1に示す。

- 原子炉格納容器本体(コンクリート部) 曲げせん断破壊
- 原子炉格納容器本体(ライナ部) 延性破壊
- ③ ドライウェル主フランジ
 延性破壊,開口,高温劣化(シール部)
- ④ ハッチ類(機器搬入用ハッチ等)延性破壊,開口,高温劣化(シール部)
- 5 エアロック延性破壊,開口,高温劣化(シール部)
- ⑥ 配管貫通部
 - ・貫通配管
 - 延性破壊
 - ・スリーブ
 延性破壊
 - ・端板
 - 延性破壊

 - ・閉止板
 - 延性破壊
 - ・閉止フランジ
 延性破壊,開口,高温劣化(シール部)
- ⑦ 電気配線貫通部延性破壊,高温劣化(シール部)
- ⑧ 原子炉格納容器隔離弁延性破壊,高温劣化(シール部)



*赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類(1) 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類(2) 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類(3) サプレッションチェンバ出入口
- エアロック(1) 上部ドライウェル所員用エアロック
- エアロック(2) 下部ドライウェル所員用エアロック

```
図 6-1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図
```

6.1.3 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について,各設備に対し放射性物質の閉じ込め機 能を確保できる判断基準を設定し,以下のいずれかの方法により評価することで,200℃, 2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 設計・建設規格等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

各評価対象機器の評価方法の分類を図 6-2 に、各評価対象機器の詳細な評価方法を 表 6-1 に示す。



図 6-2 評価方法による評価対象の分類

表 6-1 評価項目まとめ (その 1)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準
原子炉格納容 器本体	戸格納容 原子炉格納容 体 器本体(コン 曲げせん断破壊 (a) V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載。 クリート部)				
	原子炉格納容 器本体(ライ ナ部)	延性破壊	(a)	Ⅴ-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」に記載。	
ハッチ類		延性破壊	(a)	V-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載。	
	ドライウェル 主フランジ	開 ロ , 高 温 劣 化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評 価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	ハッチ類(機 器搬入用ハッ チ等)	延性破壊	(a)	V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ付) 2-2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」, V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル 書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載。)の強度計算書」, V-3-3-6-1- レ機器搬入用ハッチの強度計算
		開口, 高温劣化 (シール部)	(c)	有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
	所員用エアロ ック	延性破壊	(a)	V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付) 3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェ 書」に記載。)の強度計算書」, V-3-3-6-1- ル所員用エアロックの強度計算
		開 ロ , 高 温 劣 化 (扉板シール部)	(c)	機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき 評価を実施。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)
		高温劣化(その他 シール部)	(c)	ガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること

表 6-1 評価項目まとめ (その 2)

評価対象		想定される 機能喪失要因	評価 方法	評価方法の概要	判定基準			
配管貫通部	配 管 貫 通 部 (貫通配管)	延性破壞	(a)	代表配管について,内圧による強度評価を,設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し,既工事計 画認可申請書で実績ある手法で評価を実施。	設計・建設規格 PPC-3530 に 規定される 1 次応力の制限値 を満足すること			
	 配管貫通部 (スリーブ, 端板,閉止 板) 	延性破壊	(a)	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-2「原子 管貫通部の強度計算書」に記載。				
	配管貫通部	延性破壊	(a)	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配 管貫通部の強度計算書」に記載。				
	(閉止フラン ジ)	開口 ・ 高 温 劣 化 (シール部)	(c)	文献の理論式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること (許容開口量以下であること)			
電気配線貫通 部	電気配線貫通 部 (アダプ タ,ヘッダ)	 (アダプ 延性破壊 (a) V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部のヘッダ) 		Ⅴ-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載。				
	電気配線貫通 部 (スリー ブ)	延性破壞	(a)	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3- 気配線貫通部の強度計算書」に記載。	-3-6-1-4-3「原子炉格納容器電			
	モジュール	高温劣化(シール 部)	(c)	電共研,NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果 に基づき限界圧力・温度における耐漏えい性能を評価。	設計漏えい量以下であること			
原子炉格納容 器隔離弁	同左	延性破壞	(a)	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁箱の耐圧機能を評価。	200℃において許容圧力が 0.62 MPa[gage] (2Pd) 以上 であること			
		高温劣化 (シール部)	(c)	シール部について試験結果に基づき評価。	シール部が健全であること			

6.1.4 評価結果

原子炉格納容器本体,原子炉格納容器に設置されている開口部(ドライウェル主フランジ,ハッチ類,エアロック),原子炉格納容器貫通部(配管貫通部,電気配線貫通部) 及び原子炉格納容器隔離弁については,規格の規格式による応力評価等を行い,判定値 を満足することにより200℃,2Pdの環境下での構造健全性を確認した。

ドライウェル主フランジ,ハッチ類,エアロック等の開口部のシール部,原子炉格納 容器隔離弁等については電共研等での試験結果に基に評価を行い,200℃,2Pd の環境下 での機能維持が可能であることを確認した。

評価対象部位ごとの詳細な評価方法及び評価結果を表 6-2 及び別添1 に示す。

表 6-2 評価結果まとめ (1/2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果		
原子炉格納容器本体		原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載。						
		原子炉格納容器本体 (ライナ部)	V-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」に記載。						
	ドライウェル 主フランジ	構造部 (フランジ, ボルト)	V-3-3-6-1-1-5 「ドラ-	イウェル主フラ	シジの強度計算書」に記載。				
		シール部 (フランジ,ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 °C 2 Pd	開口量 1.11 mm (内側), 0.87 mm (外側)	許容開口量 (mm) 以下	シール機能維持*2		
ハッチ類	ハッチ類 (機器搬入用 ハッチ等)	構造部(円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト)	V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ付)の強度計算書」, V-3-3-6-1-2- 2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」, V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及 びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載。						
		シール部 (フランジ, ガスケット)	有限要素法 (FEM) ガスケット試験	200 °C 2 Pd	開口量 1.59 mm(内側), 1.21 mm(外側)	許容開口量()以下	シール機能維持*2		
	所員用 エアロック	構造部 (円筒胴,隔壁)	V-3-3-6-1-1-6「下部 2「上部ドライウェル」 書」に記載。	ドライウェルア 所員用エアロッ	?クセストンネルスリーブ及び鏡 ,クの強度計算書」及びⅤ-3-3-	板(所員用エアロック付)の強度計 6-1-3-3「下部ドライウェル所員用	算書」, V-3-3-6-1-3- エアロックの強度計算		
		シール部 (扉板シール部)	機械工学便覧 ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量mm	許容開口量(m)以下	シール機能維持*2		
		シール部 (その他シール部)	ガスケット試験 材料仕様	200 °C	250 °C	200 ℃以上	シール機能維持*3		

注記*1:複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

*2 :フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に 基づき設定した許容開口量以下であることを確認

*3 :シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

08

表 6-2 評価結果まとめ (2/2)

評価対象		評価点	評価方法	評価条件	評価値*1	判定基準	評価結果		
配管	配管貫通部 (貫通配管)	同左	設計・建設規格を準用	200 ℃ 2 Pd	発生応力 () 23 MPa	許容応力 (154 MPa) 以下	破断せず		
	配管貫通部 V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器 (スリーブ, 同左 端板,閉止板) 配管貫通部の強度計算書」に記載		各納容器配管貫〕 に記載。	3容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器 ニ記載。					
貝理部	配管貫通部 (閉止フランジ)	構造部 (フランジ,ボルト)	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格 配管貫通部の強度計算書」	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容 配管貫通部の強度計算書」に記載。					
		シール部 (フランジ,ガスケット)	文献理論式 ガスケット試験	200 ℃ 2 Pd	開口量mm	許容開口量 (mm) 以下	シール機能維持*2		
	電気配線貫通部 (アダプタ, ヘッダ)	同左	V−3−3−6−1−4−1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載。						
電気配線 貫通部	電気配線貫通部 (スリーブ)	同左	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-3「原子炉格納容器 電気配線貫通部の強度計算書」に記載。						
	モジュール	シール部(モジュール)	電共研, NUPEC 試験	200 ℃ 2 Pd 以上	評価条件において漏えいなし	設計漏えい量以下	シール機能維持*3		
原子炉格納容器隔離弁		耐圧部(弁箱)	設計・建設規格を準用 (弁の圧力温度基準 に基づく評価)	200 ℃ 2 Pd	許容圧力:1.32 MPa[gage]	0.62 MPa[gage] (2 Pd) 以上	破断せず		
		シール部	ガスケット試験 材料仕様	200 °C	200 ℃以上	200 ℃以上	シール機能維持*3		

注記*1:複数評価している項目はもっとも厳しい値を記載

*3 :シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

81

^{*2 :} フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に 基づき設定した許容開口量以下であることを確認



原子炉格納容器本体



ドライウェル主フランジ

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(1/5)



上部ドライウェル機器搬入用ハッチ



下部ドライウェル機器搬入用ハッチ



サプレッションチェンバ出入口

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(2/5)



上部ドライウェル所員用エアロック



下部ドライウェル所員用エアロック

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(3/5)



配管貫通部 (二重管型)



配管貫通部 (直結型)





A部詳細

閉止フランジ

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(4/5)



電気配線貫通部 (低電圧用)



電気配線貫通部 (高電圧用)



原子炉格納容器隔離弁

図 6-3 原子炉格納容器バウンダリ構造部概要図(5/5)

6.2 その他原子炉格納容器限界温度,圧力に対する影響確認

原子炉格納容器の限界温度,圧力における評価に対して影響を及ぼす可能性のある設備の 経年劣化,限界温度,圧力が負荷された後の耐震性,貫通部の核分裂生成物(以下「FP」と いう。)沈着について影響を確認する。

6.2.1 確認内容

原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の評価に対して,影響を及ぼす可能性の ある対象機器の経年劣化,限界温度,圧力負荷後の耐震性への影響等以下の内容につい て影響を確認する。

経年劣化の影響

原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃, 2Pd)時の放射性物質の閉じ込め機能の健全性が,経年劣化により低下していないことを確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙1に示す。

- (2) 限界温度, 圧力負荷後の耐震性への影響 原子炉格納容器が限界温度, 圧力(200℃, 2Pd)が負荷された後の耐震性への影響に ついて確認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙2に示す。
- (3) 貫通部の FP 沈着による影響 炉心溶融時,原子炉格納容器のリークパスに FP が沈着した場合の温度上昇について確 認する。確認方法及び確認結果の詳細は別添1別紙3に示す。
- 6.2.2 確認結果
 - (1) 原子炉格納容器の閉じ込め機能を有する箇所における経年劣化の対策について確認し、 原子炉格納容器の限界温度,圧力における閉じ込め機能への影響はないことを確認した。
 - (2) 重大事故時の温度, 圧力を超える限界温度, 圧力(200℃, 2Pd)が負荷された後の耐 震性の影響評価を実施した。格納容器バウンダリの構成機器について, 限界温度, 圧 力の条件において一次応力による残留ひずみが発生するが十分小さく, 耐震評価にて 考慮する許容応力は今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり, さらに限界温度, 圧力負荷前と同様の挙動を示すことから, 耐震性への影響はないことを確認した。
 - (3) 炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過圧・過温破損)を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパス へFP が飛散し、リークパス内が FP で満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM 解 析により熱解析を実施した。評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス 箇所の最高温度は約 195℃となり原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることか ら原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。

- 7. 引用文献
 - (1) F. J. MOODY"PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST AND JET FORCES"ASME PAPER 69-HT-31
 - (2) 岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」

V-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の 放射性物質閉じ込め機能健全性について

1.	概要.		別添	1 - 1
2.	原子炸	戶格納容器本体	別添	1 - 2
	2.1 原	子炉格納容器コンクリート部	別添	1 - 2
	2.2 原	子炉格納容器ライナ部	別添	1 - 2
3.	ドライ	イウェル上鏡及びドライウェル主フランジ	別添	1 - 3
	3.1 評	価方針	別添	1 - 3
	3.1.1	ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧・・・・・・	別添	1 - 4
	3.1.2	ドライウェル主フランジ固定部の強度・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添	1 - 4
	3.1.3	ドライウェル主フランジのシール性能・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添	1 - 4
	3.2 評	価結果	別添	1 - 4
	3.2.1	ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧・・・・・・	別添	1 - 4
	3.2.2	ドライウェル主フランジ固定部の強度・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添	1 - 4
	3.2.3	ドライウェル主フランジのシール性能・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添	1 - 4
	3.3 評	価結果まとめ	別添	1 - 7
4.	機器	ヽッチ類	別添	1 - 8
	4.1 評	価方針	別添	1 - 8
	4.1.1	機器ハッチ類本体の耐圧・・・・・	別添1	-10
	4.1.2	機器ハッチ類フランジ固定部の強度・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添1	-10
	4.1.3	機器ハッチ類フランジのシール性能・・・・・・・・・・・・・・・	別添1	-10
	4.2 評	価結果	別添1	-11
	4.2.1	機器ハッチ類本体の耐圧・・・・・	別添1	-11
	4.2.2	機器ハッチ類フランジ固定部の強度・・・・・・・・・・・・・・・	別添1	-11
	4.2.3	機器ハッチ類フランジのシール性能・・・・・・・・・・・・・・・	別添1	-11
	4.3 評	価結果のまとめ	別添1	-16
5.	所員用	用エアロック	別添1	-17
	5.1 評	価方針	別添1	-17
	5.1.1	所員用エアロック本体の耐圧・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添1	-18
	5.1.2	シール性能・・・・・・	別添1	-18
	5.2 評	価結果	別添1	-20
	5.2.1	所員用エアロック本体の耐圧・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添1	-20
	5.2.2	シール性能・・・・・・	別添1	-20
	5.3 評	価結果のまとめ	別添1	-23
6.	配管力	貫通部	別添1	-24

6.1	概要	別添 1-24
6.2	配管貫通部(接続配管)	別添 1-25
6.2	.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-25
6.2	.2 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-25
6.3	配管貫通部(スリーブ・端板・閉止板)	別添 1-25
6.3	.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-25
6.3	.2 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-26
6.4	配管貫通部(閉止フランジ)	別添 1-26
6.4	.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-26
6.4	.2 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-26
6.5	評価結果のまとめ	別添 1-29
7. 電	気配線貫通部	別添 1-30
7.1	概要	別添 1-30
7.2	電気配線貫通部(アダプタ)	別添 1-33
7.3	電気配線貫通部(ヘッダ)	別添 1-33
7.4	電気配線貫通部(モジュール)のシール部	別添 1-33
7.4	 1 電共研による研究結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-33
7.4	 過去の環境試験における評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-35
7.4	.3 NUPEC による評価結果 ・・・・・	別添 1-37
7.4	.4 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-38
8. 原子	² 炉格納容器隔離弁	別添 1-39
8.1	概要	別添 1-39
8.2	不活性ガス系バタフライ弁	別添 1-39
8.2	.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-39
8.2	.2 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-40
8.3	TIP ボール弁及びパージ弁	別添 1-42
8.3	.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-42
8.3	.2 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	別添 1-43
添付 1	重大事故等時条件におけるガスケット健全性について	別添 1-45
添付 2	代表原子炉格納容器貫通配管の選定について	別添 1-51
添付 3	原子炉格納容器隔離弁の抽出について	別添 1-54
別紙1	原子炉格納容器 限界温度, 圧力に対する経年劣化の影響について	別添 1-55
別紙 2	原子炉格納容器 限界温度, 圧力負荷後の耐震性について	別添 1-60
別紙3	原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について	別添 1-63

1. 概要

本資料は、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(以下「説明 書」という。)の「6.重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機 能評価及びその他影響確認」に示す重大事故等時の限界温度、圧力に対する原子炉格 納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法並びに評価結果を詳細に示すものであ る。

2. 原子炉格納容器本体

2.1 原子炉格納容器コンクリート部

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり,原子炉建 屋と一体となっている。原子炉格納容器本体(コンクリート部)の機能喪失要因は 内圧上昇に伴う曲げせん断破壊が想定される。

原子炉格納容器コンクリート部の強度評価方法及び結果は, V-3-3-6-1-1-1「原 子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載する。

2.2 原子炉格納容器ライナ部

原子炉格納容器本体(ライナ部)の設計時に考慮される機能喪失要因は, 脆性破壊, 疲労破壊, 座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃, 2Pd の条件を考慮した場合, 脆性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないことから, 脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。なお, 熱座屈の可能性が考えられるが, 座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

したがって,原子炉格納容器本体(ライナ部)の機能喪失要因は,高温状態で内 圧を受け,過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

原子炉格納容器ライナ部分の強度評価方法及び結果は、V-3-3-6-1-1-2「原子炉 格納容器ライナ部の強度計算書」に記載する。

- 3. ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ
 - 3.1 評価方針

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジは,原子炉格納容器の上蓋フラン ジであり,締付ボルトで固定される構造である。また,フランジ間のシールにはガ スケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており,原子炉 格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構 造になっている。

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は, 脆性破壊, 疲労破壊, 座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃, 2Pdを考慮した場合, 脆性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないことから, 脆性破壊, 疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの機能喪失要因は、 原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変 形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の 可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座 屈は考慮する必要がない。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

・ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧

・ドライウェル主フランジ固定部の強度

・ドライウェル主フランジのシール性能

図3-1に評価部位の概形を示す。



図3-1 評価部位 概形図 (ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ)

3.1.1 ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-4「ドライウェル上鏡の強度計算書」及びV-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主 フランジの強度計算書」に記載する。

3.1.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-5「ドライ ウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.1.3 ドライウェル主フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度,圧力におけるフランジ開口量を評価するため に,三次元有限要素法による解析を用いてドライウェル主フランジ部における 開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全 性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回る ことを確認する。

3.2 評価結果

3.2.1 ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの強度評価結果は、V-3-3-6-1-1-4「ドライウェル上鏡の強度計算書」及びV-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主 フランジの強度計算書」に記載する。

3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価結果は、V-3-3-6-1-1-5「ドライ ウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能

ドライウェル主フランジについて,限界温度,圧力におけるフランジ面の開 口量が許容開口量を下回ることを確認するため,三次元有限要素法モデルを用 いて弾塑性解析を実施した。

図3-2に解析モデルを示す。本解析では、フランジ部だけでなく鋼材が圧力 を負担する上鏡を含めてドライウェル主フランジ全体をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材(フランジ、ボルト、ナット 等)の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な 限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1/2 ピッチ 分をモデル化している。荷重条件として、0から内圧を加えて開口量を解析す る。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については,別紙 「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。



(1) 開口量評価結果

200 ℃における圧力と開口量の関係を図3-3 に示す。

2 Pd における内側ガスケット部の開口量は1.11 mm, 外側ガスケット部は

0.87 mm であった。

図3-3 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係

(2) ドライウェル主フランジの許容開口量

添付1に示すように、改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永 久ひずみ率は %である。シール材の初期締め付け量は mmであるため、圧 縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は mmとなる。

(3) 比較結果

内側ガスケットの開口量1.11mmに対して許容開口量は mmであることか ら,重大事故等時環境における開口を考慮してもドライウェル主フランジ部から の漏えいのないことを確認した。

3.3 評価結果まとめ

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの健全性評価結果を表3-1に示 す。

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	ドライウェル上	応力評価	▼-3-3-6-1-1-4「ドライウェル上鏡の強,	度計算
	鏡及びドライウ		書」及びV-3-3-6-1-1-5「ドライウェル	主フラ
	ェル主フランジ		ンジの強度計算書」に記載。	
	本体の耐圧			
2	ドライウェル主	応力評価	V-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フラン	ジの強
	フランジ固定部		度計算書」に記載。	
	の強度			
3	ドライウェル主	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における	\bigcirc
	フランジのシー		劣化特性を考慮しても,限界温度,圧	
	ル性能		力における開口量は許容開口量を下回	
			ることから、シール機能が維持される	
			ことを確認した。	

表3-1 ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの健全性評価結果

以上により、ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジについては、限界温 度、圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

なお,更なる安全性向上対策として,重大事故等発生後の長期におけるシール機 能健全性を補強するために,高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗 布する。その有効性については,バックアップシール材の試験を基に評価し,原子 炉格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

4. 機器ハッチ類

4.1 評価方針

機器ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固 定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシ ールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されてお り、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二 重シール構造になっている。

機器ハッチ類の設計時に考慮される機能喪失要因は, 脆性破壊, 疲労破壊, 座屈 及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃, 2Pdを考慮した場合, 脆 性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないことから, 脆性破 壊, 疲労破壊は考慮する必要がない。なお, 熱座屈の可能性が考えられるが, 座屈 後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

したがって,機器ハッチ類の機能喪失要因は,原子炉格納容器内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊,また,フランジ部の変形及びシール材の高温劣化による シール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・機器ハッチ類本体の耐圧
- ・機器ハッチ類フランジ固定部の強度
- ・機器ハッチ類フランジのシール性能
- 図4-1~4-3に評価部位の概形を示す。



図4-1 評価部位 概形図(上部ドライウェル機器搬入用ハッチ)



図4-2 評価部位 概形図(下部ドライウェル機器搬入用ハッチ)



図4-3 評価部位 概形図(サプレッションチェンバ出入口)

4.1.1 機器ハッチ類本体の耐圧

機器ハッチ類本体の強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルア クセストンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ付)の強度計算書」、V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4 「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.1.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度

機器ハッチ類フランジ固定ボルトの強度評価方法は、V-3-3-6-1-2-2「上部 ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、V-3-3-6-1-2-3「下部ドライ ウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッション チェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.1.3 機器ハッチ類フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度,圧力におけるフランジ開口量を評価するため に,三次元有限要素法による解析を用いて機器ハッチ類フランジ部における開 口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全 性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回る ことを確認する。

4.2 評価結果

4.2.1 機器ハッチ類本体の耐圧

V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(機 器搬入用ハッチ付)の強度計算書」, V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器 搬入用ハッチの強度計算書」, V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用 ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の 強度計算書」に記載する。

4.2.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度

機器ハッチ類フランジ固定ボルトの強度評価方法は、V-3-3-6-1-2-2「上部 ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、V-3-3-6-1-2-3「下部ドライ ウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッション チェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.2.3 機器ハッチ類フランジのシール性能

機器ハッチ類について,限界温度,圧力におけるフランジ面の開口量が許容 開口量を下回ることを確認するため,三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性 解析を実施した。

図4-4~4-6に解析モデルを示す。本解析では、フランジの他、圧力作用面 である上鏡及び胴部をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材(フランジ、ボルト、ナット 等)の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な 限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1/2 ピッチ 分をモデル化している。荷重条件として、0から内圧を加えて開口量を解析す る。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については,別紙 「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。


図4-5 サプレッションチェンバ出入口の解析モデル



図4-6 下部ドライウェル機器搬入用ハッチの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200℃における圧力と開口量の関係を図4-7~4-9 に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部及び外側ガスケット部のそれぞれの開口量を表4-1に示す。但し、重大事故等時の条件においては、サプレッションチェンバ出入口 及び下部ドライウェル機器搬入用ハッチが水没することからそれぞれ35kPa,95kPa の水頭圧を考慮している。



図4-7 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの圧力と開口量の関係

図4-8 サプレッションチェンバ出入口の圧力と開口量の関係



対象	圧力(kPa)	開口量(mm)			
		内側ガスケット	外側ガスケット		
上部ドライウェル	620	1.59	1.21		
機器搬入用ハッチ					
サプレッションチ	620+35	0.84	0. 63		
ェンバ出入口					
下部ドライウェル	620+95	1.14	0.86		
機器搬入用ハッチ					

表4-1 ハッチ類の開口量評価結果

(2) 機器ハッチ類フランジ部の許容開口量

添付1に示すように、改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久 ひずみ率は %である。シール材の初期締め付け量はいずれのフランジも mmであるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は mmとなる。

(3) 比較結果

機器ハッチ類の開口量は、最大の上部ドライウェル機器搬入用ハッチでも 1.59mmであり、許容開口量は mmであることから、重大事故等時環境におけ る開口を考慮しても機器ハッチ類フランジ部からの漏えいのないことを確認し た。

4.3 評価結果のまとめ

機器ハッチ類の健全性評価結果を表4-2に示す。

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	機器ハッチ類	応力評価	V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアク	セスト
	本体の耐圧		ンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハ	ッチ
2	機器ハッチ類	応力評価	付)の強度計算書」, V-3-3-6-1-2-2「」	:部ド
	フランジ固定部		ライウェル機器搬入用ハッチの強度計算	書」,
	の強度		V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器	搬入用
			ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-	-4「サ
			プレッションチェンバ出入口の強度計算	書」に
			記載。	
3	フランジの	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における	\bigcirc
	シール性能		劣化特性を考慮しても,限界温度,圧	
			力における開口量は許容開口量を下回	
			ることから、シール機能が維持される	
			ことを確認した。	

表4-2 機器ハッチ類の健全性評価結果

以上により,機器ハッチ類について,限界温度,圧力環境下でも,放射性物質の 閉じ込め機能を維持可能である。

なお,更なる安全性向上対策として,重大事故等発生後の長期におけるシール機 能健全性を補強するために,高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗 布する。その有効性については,バックアップシール材の試験を基に評価し,原子 炉格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

5. 所員用エアロック

5.1 評価方針

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定されて おり、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた平板(隔壁)を溶接してい る。この開口部に枠板(隔壁)を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。 枠板の前面と扉間のシールには改良EPDM製のガスケットを使用している。なお、ド ライウェル主フランジや機器ハッチ類と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用エ アロック扉が支持部に押付けられる構造となっているため、扉板が開くことはな い。

また,扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸が貫通しており,均圧弁接 続配管及び扉開閉ハンドル軸貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は, 脆性破壊, 疲労破壊, 座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃, 2Pdを考慮した場 合, 脆性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないこと, 有意な 圧縮力が所員用エアロックに生じないことから, 脆性破壊, 疲労破壊及び座屈は考 慮する必要がない。一方, 高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため, 過渡な塑 性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため, 所員用エアロ ック本体の塑性変形に伴う延性破壊, 並びに, 扉の変形及びシール材の高温劣化に よるシール機能の低下が考えられ, 200℃, 2Pdでの健全性の確認には, 以下の評価 が必要である。

・所員用エアロック本体の耐圧

・シール性能

図5-1~5-2に評価部位の概形を示す。





図5-2 評価部位 概形図(下部ドライウェル所員用エアロック)

5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧

所員用エアロック本体の強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェ ルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付)の強度計算 書」、V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及 びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載 する。

5.1.2 シール性能

(1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用 していたが、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更す る。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持 部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内 圧が負荷される面積が大きいことから、てこの原理でガスケット部の微小な開 口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。このシー ル部に発生する最大隙間が、所員用エアロックと材質・シール方式が同一のド ライウェル主フランジ及び機器ハッチ類のガスケットの試験結果で漏えいが無 いとされる隙間以下であることを確認する。なお、シール材の高温劣化につい ては、事故時の扉が押付けられる方向にあること、及び、扉が二重に設けられ ることから、ドライウェル主フランジ、機器ハッチ類と比べて原子炉格納容器 閉じ込め機能への影響度は小さいと考えられるため、本章ではドライウェル主 フランジ、機器ハッチ類の評価にて代表する。なお、所員用エアロックのシー ル材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施してお り、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮 せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全 性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回る ことを確認する。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには,扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能 を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが,重大事故等時環 境の耐性に優れた表5-1に示すシール材に変更する。

ハンドル軸貫通部0リングに使うシール材は従来,ふっ素ゴムを用いていた が,重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更することと し,基本特性試験結果により重大事故等時環境下における健全性を確認する。

均圧弁に使われているシール材(ふっ素樹脂)は、重大事故等時環境下の放 射線による影響で、シール機能が劣化することが考えるため、耐環境性に優れ たシール材(PEEK材(PEEK:ポリエーテルエーテルケトン))を適用した均圧弁 への改良を行う。なお、これらのシール材は、通常運転中における劣化は軽微 であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時環境下での評価を 実施する。

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部0リング	改良 EPDM
物工会	均圧弁を改良し
闷圧开	PEEK 材を採用

表 5-1 所員用エアロック(扉以外)のシール材



図 5-3 均圧弁及びハンドル軸貫通部

これらシール材について、単体劣化試験結果を基に、200℃, 2Pdの環境における 健全性を評価する。

- 5.2 評価結果
 - 5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧

所員用エアロック本体の強度評価結果は、V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェ ルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付)の強度計算 書」、V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及 びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載 する。

- 5.2.2 シール性能
 - (1) 扉のシール材(改良EPDM)

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられ る構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される 面積が大きいことから、てこの原理でガスケット部の微小な開口が予想される ため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合で も、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。

圧力による扉板の変形を図5-4に示すはりでモデル化する。このとき,ガス ケット部の変位量δは,次式で求められる。(出典:機械工学便覧)

$$\delta = \frac{w \cdot L_1}{24EI} (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

ここで、評価に使用した各数値及び計算結果を表5-2に示す。





	表5-2 所員用エアロックのシール機能維持						
記号	内容	值					
W	扉に加わる荷重	N/mm					
	(=(2Pd+95kPa)×幅 mm)						
L_1	支持点間の長さ	mm					
L_2	支持点からガスケット中心までの						
	長さ	mm					
Е	縦弾性係数(200℃)	191000 MPa					
I	断面二次モーメント	$1.945 \times 10^{7} \text{ mm}^{4}$					
δ	変位量	mm					

初期押込み量は mmであり、ガスケット部の変位量 δ は mmとなる。 これは、添付1に示すように改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧 縮永久ひずみ試験結果(%)から算出されるシール材追従量約 mmに十分 余裕をもった値であることから、限界温度、圧力である200℃、2Pd条件下にお いてもシール機能は維持される。 (2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには,扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を 確保するための隔壁貫通部にシール材が表5-1の通り使用されている。

ハンドル軸貫通部0リングに使われているシール材(改良EPDM)については、添付1に示す重大事故等時環境を模擬した雰囲気に曝した後の圧縮ひずみ率試験結果のとおり、重大事故等時環境下における健全性を確認した。

均圧弁に使われているシール材(ふっ素樹脂)は、重大事故等時環境下の放射 線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れ たシール材を適用した均圧弁への改良を行う。

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたPEEK材を用いた弁シートにすることの実機適用性を確認している。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK材の一般的な仕様を表5-3に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるふっ素樹脂に対し,優れた耐放射線性を有している。

シール材	PEEK材
耐熱使用温度	250°C
融点	334°C
線量限度(γ線)	約10MGy

表5-3 PEEK材の一般物性

また、均圧弁に相当する弁を使用して、重大事故等時の原子炉格納容器内環境 を模擬した表5-4に示す試験条件で曝露し、その後、2Pdを超える0.9MPaで漏えい 試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は200℃、 2Pdの環境において健全性に問題ないことを確認した。

表5-4 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	kGy
熱劣化	200℃ 168時間

5.3 評価結果のまとめ

所員用エアロックの健全性評価結果を表5-5に示す。

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	所員用エアロッ	応力評価	V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアク	セスト
	ク本体の耐圧		ンネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロ	ック
			付)の強度計算書」, V-3-3-6-1-3-2「」	部ド
			ライウェル所員用エアロックの強度計算	書」及
			びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所	員用エ
			アロックの強度計算書」に記載。	
2	シール性能	開口量評	・扉ガスケットについて、シール材の	\bigcirc
		価, シール	重大事故等時環境における劣化特性を	
		材評価	考慮しても、限界温度、圧力における	
			開口量は許容開口量を下回ることか	
			ら、シール機能が維持されることを確	
			認した。	
			・扉以外のシール材について、試験等	
			によりシール材の重大事故等時環境に	
			おいても、シール機能が維持されるこ	
			とを確認した。	

表5-5 所員用エアロックの健全性評価結果

6. 配管貫通部

6.1 概要

配管貫通部の200℃, 2Pd 環境下の健全性を確認する。

配管貫通部は、スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジ、スリーブ等に接続する配 管(接続配管)によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フラン ジ部はボルトにより固定されており、シール部にはシリコンゴムを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

6.2 項では、配管貫通部(接続配管)の構造健全性を確認する。

6.3 項では、配管貫通部(スリーブ・端板・閉止板)の構造健全性を確認する。
6.4 項では、配管貫通部(閉止フランジ)の構造健全性、シール部の機能維持を
確認する。

図 6-1 に評価部位の概形を示す。



図 6-1 評価部位 概形図(配管貫通部)

6.2 配管貫通部(接続配管)

6.2.1 評価方針

原子炉格納容器の配管貫通部(接続配管)の設計時に考慮される機能喪失要因は, 脆性破壊, 疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃, 2Pdを考慮した場合, 脆性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないことから, 脆性破壊, 疲労破壊は考慮する必要がない。

一方,配管貫通部(接続配管)には,原子炉格納容器内圧が作用し,一次応 力が生じるため,配管貫通部(接続配管)における延性破壊が機能喪失要因と して想定される。

このため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を確認する。

具体的には、代表配管に対して、V-3-2-9「重大事故等クラス2管の強度計算 方法 (2)重大事故等クラス2管であってクラス2管の応力計算方法」に記載の 方法に準拠して設計・建設規格PPC-3500により評価を実施する。解析コードは 「HISAP」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については,別紙 「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

代表配管の選定方法については添付2に記載する。

6.2.2 評価結果

代表配管は添付2に示すとおり,貫通部番号 (高圧炉心注水系(B)ポンプ吸込)に接続する配管である。当該配管に対する評価結果を表6-1に示す。 評価結果は許容値を満足しており,200℃,2Pdの環境下においても,配管貫通 部(接続配管)のバウンダリ機能は維持される。

衣0-	, T	1、衣印官	の計准	山阳木	

1 伊主副倅の冠伍仕田

貫通部番号	評価圧力(kPa)	評価温度(℃)	計算応力(MPa)	許容値(MPa)
	620	200	23	154

6.3 配管貫通部 (スリーブ・端板・閉止板)

6.3.1 評価方針

配管貫通部の設計時に考慮される機能喪失要因は, 脆性破壊, 疲労破壊及び 延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃, 2Pdを考慮した場合, 脆 性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないことから, 脆性 破壊, 疲労破壊は考慮する必要がない。

一方,配管貫通部には,原子炉格納容器内圧が作用するため,一次応力が生じ,配管貫通部における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を確認する。

6.3.2 評価結果

配管貫通部(スリーブ・端板・閉止板)の強度評価方法及び結果は、V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及 びV-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載する。

6.4 配管貫通部(閉止フランジ)

配管貫通部閉止フランジ部は,原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフラン ジと閉止フランジ(蓋)をボルトで固定しており,フランジと閉止フランジ間にシ ール材を挟み込むことでシールしている。これまで閉止フランジシール材にはシリ コンガスケットを使用していたが,原子炉格納容器閉じ込め機能強化のために,重 大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。

200℃, 2Pdの環境下における, フランジ部の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は, 高温で内圧を受ける過渡な塑性変形に伴う耐圧部材の破損, フランジ部の開ロの進展による締付ボルトの破損, シール部のフランジ開ロ量増加による漏えいが 想定される。

6.4.1 評価方針

フランジ及び締付ボルトの強度評価方法はV-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器 配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

シール部のフランジ開口量については、最も厳しい部位であるシール部について、理論式を用いて開口量を評価する。なお、評価は原子炉格納容器貫通部フランジ部で最大口径のISI用ハッチ(X-3)を代表とする。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

6.4.2 評価結果

フランジ及び締付ボルトの強度評価結果はV-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器 配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

フランジ開口量評価については, ISI用ハッチ(X-3)のシール部分の開口量を 図6-2に示すようにモデル化して評価する。なお, 評価を簡略化するため, 圧 カqはボルト部まで加わるものとする。また, 保守的に, はりの最大変位量をガ スケット部の変位量とみなす。



図6-2 閉止フランジの評価モデル

評価結果を表6-2に示す。初期押し込み量 mmに対してシール部の変位 量は mmである。これは、添付1に示す改良EPDM製シール材の重大事故等 時環境における圧縮永久ひずみ率 %を考慮したシール材追従量約 mmに十分余裕があることから、限界温度、圧力としている200℃,2Pd条 件下においてもシール機能は維持される。

記号	内容	値
а	ボルトピッチ円半径	mm
b	内半径	mm
D1	$= E \times t 1^3 / 12 (1 - v^2)^{*1}$	
D2	$= E \times t 2^3 / 12 (1 - \nu^2)^{*1}$	
Е	縦弾性係数	191000MPa
Kyb	b/a から定まる係数*!	
q	2Pd	$620 imes 10^{-3} \mathrm{MPa}$
t1	閉止板板厚	mm
t2	フランジ部板厚	mm
ν	ポアソン比	0.3
δ 1	$= q \times a^4 / (64 \times D1)^{*1}$	mm
δ 2	= $-Kyb \times q \times a^4/D2^{*1}$	mm
δ 1+δ 2	変位量合計	mm

表 6-2 閉止フランジの評価結果(ISI 用ハッチ)

注記*1:出典「ROARK' S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

6.5 評価結果のまとめ

配管貫通部の健全性評価結果を表6-3に示す。

No.	評価項目	評価方法	評価	結果	
1	貫通配管	応力評価	を代表として、限界温度、圧力	\bigcirc	
			時の配管応力評価を実施し、許容値を		
			満足することを確認した。		
2	スリーブ,	応力評価	Ⅴ-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器貫通部」	及び電	
	端板,		気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV	-3-3-	
	閉止板		6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計		
			算書」に記載。		
3	閉止フランジ	開口量評価	ISIハッチを代表とし、シール材の重大	\bigcirc	
			事故等時環境における劣化特性を考慮		
			しても,限界温度,圧力における開口		
			量は許容開口量を下回ることから、シ		
			ール機能が維持されることを確認し		
			た。		

表6-3 配管貫通部の健全性評価結果

7. 電気配線貫通部

7.1 概要

電気配線貫通部の200℃,2Pd環境下における健全性を確認する。

モジュール型電気配線貫通部には低電圧用と高電圧用の二種類があり、電気配線 貫通部本体のヘッダに低電圧用又は高電圧用のモジュールが設置されている。概略 構造を図7-1~7-4に示す。

低電圧用の電気配線貫通部は、ヘッダとモジュール固定部の0リング(EPゴム)、 モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、スリーブ及びアダプタにより気密性を維 持する構造となっている。

高電圧用の電気配線貫通部は、モジュールがヘッダに溶接されており、モジュー ル内に封入されたEPゴム、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

電気配線貫通部のうちスリーブ,アダプタ及びヘッダの設計時に考慮される機能 喪失要因については,脆性破壊,疲労破壊,座屈及び延性破壊が考えられる。今回 の評価条件である200℃,2Pdを考慮した場合,脆性破壊が生じる温度域でないこ と,繰り返し荷重が作用しないこと,過度の圧縮力がスリーブ,アダプタ及びヘッ ダに生じないことから,脆性破壊,疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。した がって,スリーブ,アダプタ及びヘッダの機能喪失要因は,高温状態で内圧を受 け,過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

上記を踏まえ,以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では、電気配線貫通部(アダプタ)の構造健全性を確認する。

7.3 項では、電気配線貫通部(ヘッダ)の構造健全性を確認する。

7.4 項では、電気配線貫通部(モジュール)のシール部の機能維持を確認する。

なお,スリーブについては,6.3配管貫通部(スリーブ・端板・閉止板)に含めて 確認している。







図7-2 低電圧用モジュール詳細







図7-4 高電圧用モジュール詳細

7.2 電気配線貫通部(アダプタ)

電気配線貫通部(アダプタ)の評価方法および評価結果は、V-3-3-6-1-4-1「原子 炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

7.3 電気配線貫通部(ヘッダ)

電気配線貫通部(ヘッダ)の評価方法および評価結果は、V-3-3-6-1-4-1「原子炉 格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

7.4 電気配線貫通部(モジュール)のシール部

柏崎刈羽原子力発電所第7号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は, モジュールのシール材により気密性を維持しており,過去の検証試験にて気密性が 確保されていることを確認している。

7.4.1 電共研による研究結果

昭和62年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試 験」では、電気配線貫通部を対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通 部端子箱部分の環境条件を200℃,2Pd以上の環境条件とした場合における電気 配線貫通部モジュールの気密性能について試験(以下「劣化試験」という)を 実施している。本研究における試験結果を表7 - 1に、また、図7-6~7-7に試 験体の温度分布を示す。

劣化試験及び劣化試験前後のリーク試験の結果から、原子炉格納容器が 200℃,2Pd以上の環境条件において、一次シール部及び二次シール部温度はシ ール材の一般特性としての熱分解開始温度(400℃程度)を十分に下回ってお り、各シール部において漏えいが無いことを確認している。

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件					一次シール部	二次シール部	混らい右無
	雰囲気	温度 (℃)	圧力 (MPa)	放射線 照射	時間 (h)	温度(℃)	温度(℃)	個人で有無
低電圧 モジュール	乾熱	200 (230)	(0.60~ 0.81)	なし	62.0	137	68	ー次シール部:漏えいなし 二次シール部:漏えいなし
高電圧 モジュール	乾熱	200 (220)	(0.61∼ 0.79)	なし	62.0	195	44	ー次シール部:漏えいなし 二次シール部:漏えいなし

表7-1 電力共同研究の試験結果

注:()は、記録グラフからの読取り値



図7-5 試験装置概要「電共研 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」 (高電圧モジュール試験体の例)



()内の温度は 188模擬スリーブの表面温度を示す。 図7-6 低圧用モジュール試験体 温度分布図



()内の温度は 18B模擬スリーブの表面温度を示す

図7-7 高圧用モジュール試験体 温度分布図

7.4.2 過去の環境試験における評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部(低電圧用)及び電 気配線貫通部(高電圧用)を対象として、原子炉冷却材喪失事故模擬試験が実 施されており健全性が確認されている。電気配線貫通部(低電圧用)及び電気 配線貫通部(高電圧用)の二次シール部の温度、環境試験温度を図7-8に示し ている。

7.4.1で示した図7-6~7-7のとおり,原子炉格納容器内を200℃に模擬した 試験において,二次シール部は低電圧用で68℃,高電圧用で44℃となってい る。図7-8は,図7-6~7-7で示す二次シール部の温度と同等以上であり,試 験により13日間の健全性が確認された結果から,原子炉格納容器が200℃の状況 において原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。

図7-8 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験条件による 簡易的な温度評価結果

なお,図7-8で示した試験については,経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故 模擬試験であり,劣化を考慮して表7-2に示す試験を実施している。

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	電気配線貫通部を冷熱装置内に設置し,60サイクル <u>のサ</u> ーマ <u>ルサ</u> イ
		クルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは ℃→ ℃
		→ ��を 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	電気配線貫通部が 40 年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受け
		る放射線を考慮し照射線量kGy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として ℃,
		日間を加える。

表7-2 劣化を考慮した試験方法

また,重大事故等時環境下における耐放射線性についても健全性を確認する ために,電気配線貫通部突き出しの一番短い(線量影響の大きい)X-101B電気 配線貫通部を選定して,電気配線貫通部シール部における事象発生から7日間積 算の線量解析を実施した。その結果,7日間の原子炉格納容器内積算線量が

kGy程度と仮定した場合でも、電気配線貫通部シール部はコンクリート等 による遮蔽効果により積算線量は約 kGyとなる。

過去に実施した健全性が確認されている電気配線貫通部の放射線照射量は

kGyであることから,重大事故等時環境下における電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認している。

平成2年度から平成14年度に行われたNUPEC 重要構造物安全評価(原子炉格納 容器信頼性実証事業)では、電気配線貫通部のモジュールを対象として、 200℃,2.6Pd (0.8MPa)における電気配線貫通部モジュールの気密性の確認及 び、漏えいが発生する温度・圧力条件の確認試験を行っている。表7-3に本評 価における結果、図7-9に漏えい発生条件確認試験における漏えい発生温度の 圧力依存性を示す。

我了了 NOI ECUI 元 PPL 澳洲 不								
	アクシデント・マネージメント			漏えい発生条件				
括粘	環境下の健全性確認試験				確認試験			
作里天只	温度	圧力	時間	漏えい	季田 与	放射線	破損温度	圧力
	(°C)	(MPa)	(h)	有無	分田入	照射量(kGy)	(°C)	(MPa)
任雲口エジュール	200 0.8	20	なし	蒸気	800	$280 \sim 324$	0.4~0.8	
低电圧 に ノユ リル					なし	$266 \sim 285$	0.8~1.0	
高電圧モジュール	200	0.8	20	なし	蒸気	800	400*	0.8

表7-3 NUPEC研究の試験結果

注記*:400℃まで漏えいなし。400℃まで昇温後,室温降下時に微小漏えい





漏えい発生温度は,圧力が0.4MPa~1.0MPaの範囲においては,圧力に依存せず,ほぼ一定となることが報告されている。

試験結果から、200℃, 2.6Pdにおける漏えいは無く、約260℃, 最大3.2Pd (1.0MPa) までの耐漏えい性が確認された。



図7-10 試験装置概要

出典:平成14年度 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)

7.4.4 評価結果のまとめ

7.4.1~3より,原子炉格納容器の重大事故等時環境下における劣化を考慮しても、200℃,2Pdにおける電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認した。

8. 原子炉格納容器隔離弁

8.1 概要

原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており、このう ち不活性ガス系バタフライ弁、移動式炉心内計装(TIP)ボール弁及びパージ弁につい て、200℃、2Pdの環境下でゴム系シール材の損傷(劣化)が想定されるため、8.2項 以降に示すとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因 として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pdの環境下で は、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力 が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がな い。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち不活性ガス系バタフライ弁、TIPボー ル弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な変形 (一次応力)が想定されるため、8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。

これら以外の隔離弁については、以下の理由により200℃、2Pdの環境下で健全性 を有している。

- ・弁の呼び圧力は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており (耐圧性能が最小のものでも1.03MPa),耐圧上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製パッキン、ガスケット 等の耐熱性に優れたものを使用しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製である。
- 8.2 不活性ガス系バタフライ弁
 - 8.2.1 評価方針
 - (1) 耐圧機能

弁箱について,耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能(気密性保持)は、弁座にあるEPゴムの耐環境性が支配的である。こ れまでEPゴムを使用していたが、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シ ール材に変更する。したがって、改良EPDM製シール材を用いた不活性ガス系バタ フライ弁について、原子炉格納容器内が200℃、2Pdの環境下におけるシール部へ の影響を検討する。



図 8-1 不活性ガス系バタフライ弁

8.2.2 評価結果

(1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは1.03MPa (150LB) であり,図8-2で示すとおり,設計・ 建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力1.4MPaは,200℃,2Pdの環境条件を上回 る。このため,改良EPDM製シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。



図 8-2 不活性ガス系バタフライ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果

(出典:設計・建設規格)

(2) 隔離機能

以下の理由より,200℃,2Pdの環境下において,放射性物質の閉じ込め機能を 有すると考える。

- ・不活性ガス系バタフライ弁の弁座シール材(改良EPDM)が200℃,2Pd環境 に曝されたときの影響を確認するために,圧縮永久ひずみ試験を実施し た。その結果を添付1に示しており,圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認 められないことから,重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。
- ・実機モデルのバタフライ弁蒸気通気試験を実施し、200℃、2Pd環境でのシール機能を確認したため、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。試験条件を表8-1に示す。

試験圧力	0.854 MPa
試験温度	200°C
試験時間	168時間
放射線照射量	kGy

表8-1 バタフライ弁蒸気通気試験条件

- 8.3 TIP ボール弁及びパージ弁
 - 8.3.1 評価方針
 - (1) 耐圧機能

弁箱について,耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能(気密性保持)は、弁に用いられているシール材の耐環境性が支配的 であるため、原子炉格納容器内が200℃、2Pdの環境下におけるシール部への影響 を検討する。



図 8-3 TIP ボール弁



図 8-4 TIP パージ弁

8.3.2 評価結果

(1) 耐圧機能

TIPボール弁及びパージ弁の圧力クラスは1.03MPaであり,図8-5で示すとおり,設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力1.32MPaは,200℃,2Pdの環境 条件を上回る。このため、シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。



図 8-5 TIP ボール弁・パージ弁 1.03MPa(150LB) 級の確認結果

(出典:設計·建設規格)

(2) 隔離機能

TIP系統を図8-6に示しているが、TIPボール弁は通常運転時に全閉状態であ り、隔離機能を維持している。TIPボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局 部出力領域モニタの校正のためTIP検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。 TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入った場合に は、TIP検出器が自動引抜され、TIPボール弁が自動閉止する。また、TIP検出器を 炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入り、かつTIPボール弁が正 常に閉止しない場合、TIP爆発弁にて閉止を行う運用としている。

従来からTIPボール弁にはふっ素ゴム,ふっ素樹脂のシール材が使われている。 これらは重大事故等時環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えら れるため、ドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類で採用した改良EPDM製シー ル材に変更する。

また、TIPパージ弁のグランド0リング、弁ふたシール及び弁座シートについて も改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材の重大事故等時環境の耐 性については、添付1で示すとおり圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められな いことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。



図8-6 TIP系統図

添付1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について

1.はじめに

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気が漏えいした経路と して、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ等のフラ ンジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器 のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口 は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外 部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ 部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従 するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一 原子力発電所事故のような事故時環境に曝されると、原子炉格納容器ドライ ウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化 し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損な う可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材(シ リコンゴム)について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良EPDM製シール 材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良 EPDM製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試 験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。 なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合に は取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることか ら、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

- 2. 改良EPDM製シール材の試験について
 - 2.1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
 - 改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するた め、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び 低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実 施した。その結果を表 添付1-1に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定と は、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するもので ある。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮 された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみ 率が表 添付1-1で示す「□%」の場合は、シール材の初期締付量が mmである場合、□ mm戻ることを意味する。この場合、□ mmのフラ ンジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる

No	放射線	泰田与	泪座	圧縮永久ひずみ率[%]			
NO	照射量	分四风	価皮	24h	72h	168h	
1	800kGy	乾熱	200°C				
2	800kGy	乾熱	250°C				
3	800kGy	蒸気	200°C				
4	800kGy	蒸気	250°C		1		

表 添付1-1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

2.2 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験

改良EPDM製シール材の性能を確認するために, 圧縮永久ひずみ試験に加 え,実機フランジ0リング溝を模擬した小型試験装置を用いて,重大事故 等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 添付1-1 に示しており,実機0リング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を 製作し,あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り,高温環 境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量 はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である 800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で 曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200℃と、さら に余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露し た。また、試験治具の0リング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間 からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子 炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる 試験体となっている。高温曝露後は,重大事故等時に発生する水素を模擬 するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、 原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で 0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に 伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の 試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施 し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の 0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きな上部ドライウェル機器搬入用ハ ッチのフランジ開口量(約1.6mm)を1/2スケールにしたものと同等であ る。

試験の結果は表 添付1-2に示すとおり,本試験により200℃が168時間 継続した場合の改良EPDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。





図 添付1-1 改良EPDM製シール材の性能確認試験装置

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾渤 200℃ 1685	800kGy	なし	0	0	0
	乾款 200 C, 1080		0.8mm	0	0	0
2	蒸気 1MPa,	<u> 2001-C</u>	なし	0	0	0
	250°C, 168h	800KGY	0.8mm	0	0	0
3	蒸気 1MPa,	<u>8001-C-r</u>	なし	0	0	0
	250°C, 168h	OUUKGY	0.8mm	0	0	0

表 添付 1-2 He 気密確認試験状況

○:リーク及び圧力降下なし

2.3 改良EPDM製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え,より大口径 (0リング径:約250mm)の実機フランジモデル試験も実施しており,実 機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装 置は図 添付1-2,図 添付1-3に示しており,試験フランジの溝断面形 状は実機と同じとし,溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の 断面形状は実機と同じとし,径を縮小した試験試料とする。あらかじめ γ線照射したシール材を用いて試験体を作り,高温環境に曝露した後に 気密確認試験を実施する。

試験条件としては,重大事故等時条件を模擬するために,放射線照射 量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である 800kGyを用いて実施している。また,EPDMの劣化は一般的に酸素により 引き起こされるとの知見に基づき,高温曝露は蒸気ではなく高温空気 (乾熱)で曝露し,温度については,原子炉格納容器限界温度である 200℃と,さらに余裕を見た250℃,300℃とし,それぞれ定める期間を 一定温度で高温曝露する。また,内圧作用時の実機フランジの開口を模
擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装 置にしている。

図 添付1-2 実機フランジモデル試験の装置概要



図 添付1-3 実機フランジモデル試験装置の外観

本試験装置によりシール材を高温曝露した後,気密確認試験を実施した。気密確認試験では,原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認しており,その試験結果を表 添付1-3に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず,200℃・168hr,250℃・96hrの耐性が確認された。図 添付1-4に200℃・168hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 添付1-4より,フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり,外周側に有意な劣化が見られないことから,フランジ接触面でシール機能を維持できていることを確認した。また,断面形状より,劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため,有意な劣化が進行していないことを確認した。

No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無		
1	200°C	168 時間	Omm	なし		
2	250°C	96 時間	Omm	なし		
3	300°C	24 時間	Omm	なし		

表 添付 1-3 実機フランジモデル試験結果

漏えい判定基準:1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合 に漏えい有とする



図 添付 1-4 試験後の試験体外観(200℃, 168 時間)

添付2 代表原子炉格納容器貫通配管の選定について

6.2 配管貫通部(接続配管)において評価を実施する代表配管の選定方 法について説明する。

設計・建設規格のPPC-3520(1)の考え方に基づき,原子炉格納容器バウン ダリを構成する貫通配管のうち,最も大きな応力が生じると考えられる配管 と配管貫通部スリーブもしくは端板の接合部における裕度が最も低い配管を 代表配管とする。

(1)発生応力の算出方法

次の評価式に基づき発生応力Sprmを評価する。

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$$

ここで,

Sprm:一次応力(MPa)

P : 限界圧力(MPa)

D : 管の外径(mm)

t :管の厚さ(mm)

B₁及びB₂:応力係数でPPB-3810で規定する値

- Ma : 自重により発生するモーメント(N・mm)((2)を参照)
- Z : 管の断面係数(mm³)
- (2) M_aの算出方法

原子炉格納容器配管貫通部を固定端,第一サポートを支持端とした場 合に配管と配管貫通部の接合部に生じる,配管の自重によるモーメント は,次の式及びモデルにより算出する。



 $M_a = \frac{wL^2}{8}$

ここで,

L:支持間隔

w:配管単位長さ当たり重量

(3) 裕度の算出方法

Sprmと許容値1.5Shの比をとり、裕度の最も小さい配管を代表配管と する。但し、Shは限界温度における設計・建設規格付録材料図表 Part5 表5に定める値(MPa)である。

(4) 代表配管の選定

(1)~(3)に基づき評価を行った結果を表 添付2-1に示す。
 最小の裕度となった配管は、貫通部番号 に接続する高圧炉心
 注水系(B)の吸い込み配管であることから、当該配管を代表として応力の評価を実施する。

					= T . / T					
				配管情報·断	面形状		評1回 PPC-3520(1)に基づく計算			
貫通部 番号	用途 外径 厚さ D t		材質	支持間隔	配管重量	計算応力	許容応力	裕度		
		D mm	t mm	-	L	W Kg/m	Sprm MPa	1.5 × Sh MPa	-	
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5215.0	657.1	5	180	36.00	
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5592.6	657.1	5	180	36.00	
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5592.6	657.1	5	180	36.00	
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5215.0	657.1	5	180	36.00	
	給水	558.8	28.6	STS480	5357.0	618.7	7	180	25.71	
	給水	558.8	28.6	STS480	5357.0	618.7	7	180	25.71	
	ほう酸水注入	48.6	5.1	SUS316LTP	1279.0	12.1	6	141	23.50	
	PCVスプレイ	267.4	12.7	STPT410	2354.2	137.3	6	154	25.66	
	PCVスプレイ	216.3	10.3	STPT410	2940.0	92.2	7	154	22.00	
	RHR(B)低圧注水	267.4	12.7	STPT410	2774.3	146.7	7	154	22.00	
	RHR(C)低圧注水	267.4	12.7	STPT410	3101.0	146.7	7	154	22.00	
	RHR(A)SHC	355.6	11.1	STPT410	7509.0	219.8	21	154	7.33	
	RHR(B)SHC	355.6	11.1	STPT410	5318.0	219.8	13	154	11.84	
	RHR(C)SHC	355.6	11.1	STPT410	8892.4	219.8	27	154	5.70	
	HPCF(B)	216.3	20.6	STS410	6600.0	141.6	16	154	9.62	
	HPCF(C)	216.3	20.6	STS410	6868.0	141.6	17	154	9.05	
	RCIC蒸気	165.2	14.3	STPT410	9222.0	68.4	33	154	4.66	
	RPVヘッドスプレイ	165.2	14.3	STPT410	4951.0	83.1	13	154	11.84	
	CUWポンプ給水	216.3	15.1	STPT410	6772.0	120.3	18	154	8.55	
	ADS(A)	60.5	3.9	SUS304TP	1919.6	8.8	8	166	20.75	
	ADS(B)	60.5	3.9	SUS304TP	1517.0	8.8	6	166	27.66	
	SRV	60.5	3.9	SUS304TP	1599.5	8.8	6	166	27.66	
	D/W給気	558.8	9.5	SM400C	5274.5	152.1	13	150	11.53	
	D/W排気	558.8	9.5	SM400C	2851.9	152.1	11	150	13.63	
	FCS	165.2	7.1	STPT410	1993.0	34.1	6	154	25.66	
	FCS	318.5	10.3	STPT410	6541.0	92.7	12	154	12.83	
	PCVスプレイ	114.3	6.0	STPT410	3077.0	29.3	10	154	15.40	
	PCVスプレイ	114.3	6.0	STPT410	1384.0	29.3	5	154	30.80	
	RHR(A)給水	457.2	9.5	SM400C	3328.0	275.4	11	150	13.63	
	RHR(B)給水	457.2	9.5	SM400C	6095.0	275.4	17	150	8.82	
	RHR(C)給水	457.2	9.5	SM400C	6094.2	275.4	17	150	8.82	
	RHR(A)テスト	267.4	9.3	STPT410	3376.1	119.4	9	154	17.11	
	RHR(B)テスト	267.4	9.3	STPT410	6323.0	119.4	18	154	8.55	
	RHR(C)テスト	267.4	9.3	STPT410	5805.3	119.4	16	154	9.62	
	HPCF(B)給水	406.4	9.5	STPT410	10638.3	228.6	35	154	4.40	
	HPCF(C)給水	406.4	9.5	STPT410	3407.0	228.6	10	154	15.40	
	RCIC排気	355.6	11.1	STPT410	7726.0	110.2	13	154	11.84	
	RCICポンプ給水	216.3	8.2	STPT410	4480.3	83.2	12	154	12.83	
	S/C換気(給気)	558.8	9.5	SM400C	13568.5	152.1	26	150	5.76	
	S/C換気(排気)	558.8	9.5	SM400C	5221.2	152.1	13	150	11.53	
	FCS	165.2	7.1	STPT410	3130.2	34.1	7	154	22.00	
	FCS	318.5	10.3	STPT410	6474.0	92.7	12	154	12.83	
	CRD	42.7	4.9	SUS316LTP	985.0	8.3	4	160	40.00	
	CRD	42.7	4.9	SUS316LTP	1983.0	8.3	10	160	16.00	
	下部D/W注水	114.3	6.0	STPT410	2060.0	29.3	6	154	25.66	

表 添付 2-1 代表配管の選定結果

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力(200℃, 2Pd)の健全性を確認するため、添付 図3-1に従ったフローで弁を抽出した。 弁設計圧力が2Pd以下のものはなかったため、200℃で最も影響を受けると考え られるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し、 「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIPボール弁及びパージ弁」が抽出され た。



添付 図 3-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー

1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度, 圧力に関する評価における評価対象部位について, 放射性 物質の閉じ込め機能が, 経年劣化により低下していないことを確認し, 今回の限界温度, 圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお, 考慮する経年劣化事象につい ては, 柏崎刈羽原子力発電所において実施した, 他プラントの高経年化技術評価を参考に 検討する。

2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体(コンクリート部)については、コンクリート表面に有意なひび割 れ、欠落等がないことを確認しており、これまで有意な劣化は認められていない。さらに、 保全計画に基づきコンクリートの中性化深さを確認し、鉄筋の腐食による強度低下がない ことを確認している。

ライナ部分については,経年劣化事象として腐食が考えられるが,ライナ部分は,表面 に防食塗装を施すとともに,保全計画に基づき,計画的に外観点検を実施し,表面の腐食, 塗膜等の異常があれば,補修塗装を実施していることから,有意な劣化はないと考えられ る。

なお,原子炉格納容器本体に対して,一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子 炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203)」(以下,「JEAC4203」という。) に基づく,全体漏えい率試験(1回/1定検)を実施し,放射性物質の閉じ込め機能の健全 性を継続的に確認している。

3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、
 社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純
 水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に
 管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については,流れ加速型腐食による減肉が考えられるが,社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し,基準を満足しない場合は,計画的に取替えを行うなど,適切な管理を行っている。
- ・電気配線貫通部については,経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これ らの部位の経年劣化については,長期健全性試験により,健全性を確認している。
- ・原子炉格納容器隔離弁については,保全計画に基づく,計画的な分解点検,目視・表 面検査を実施していることから,有意な劣化はないと考えられる。
- ・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定

期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。

・JEAC4203に基づく,全体漏えい率検査(1回/1定検)を実施し,放射性物 質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから,経年劣化による原子炉格納容器の限界温度,圧力に関する評価結果への影響はないと考える。

電気配線貫通部(エポキシ樹脂及び0リング)の経年劣化に対する長期健全性評価

1. 概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は長期 間の経年劣化を考慮した健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期健全性評価 を行う。

2. 長期健全性試験

2.1 評価項目

エポキシ樹脂及び0リングは有機物であり,熱及び放射線により経年劣化が進行するため,経年劣化に対する評価が必要である。

2.2 熱劣化期間算出

エポキシ樹脂及び0リングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの 式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。(表 2-1)

加速倍率算出
$$a = e x p \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{(273 + T_{exam})} - \frac{1}{(273 + T_{real})} \right) \right]$$

 $T_{a \ c \ c} = \frac{365 \cdot Z}{a}$

熱劣化期間

	-					
百日	학모.	出任	数值			
坦口 一	記万	- 単位	エポキシ樹脂	0リング		
加速倍率	а	倍				
気体定数	R	kcal/mol•K				
実機温度	T _{real}	°C				
試験温度	T_{exam}	°C				
部材の活性化エネルギ*	Е	kcal/mol				
評価年数	Ζ	years				
熱劣化期間	T _{acc}	days				

表 2-1 各パラメータ

注記*:メーカ値及び文献値であり,複数の試験温度で部材の機能が維持される期間 をプロットし,直線の傾きから活性化エネルギを算出

2.3 試験条件

エポキシ樹脂と0リングの長期健全性試験条件をそれぞれ表 2-2 及び表 2-3 に示 す。

No	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受
	(通常時)	ける放射線を考慮し照射線量 Gyとして試験を実
		施。
2	サーマルサイクル試験	サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは
		℃→ ℃→ ℃を変化させている。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化を包絡
		した℃,日間を加える。
4	放射線照射試験	電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を
	(事故時)	考慮し照射線量 kGyとして試験を実施。
5	冷却材喪失事故	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度,蒸気,圧
	模擬試験	力,時間)条件を包絡するような条件として,℃
		- _ kPa以上で _ 時間の後, ℃- _ kPa以
		 上で 日間の試験を実施。

表 2-2 エポキシ樹脂の試験条件

出典:共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書(モジュール型ペネトレーション) 平成23年3月

No	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間及び
		冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量
		kGyとして試験を実施。
2	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化を包絡
		して──℃, ────日間を加える。
3	サーマルサイクル試験	サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは
		□ ℃→ □ ℃→ □ ℃を変化させている。
4	冷却材喪失事故	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度,蒸気,圧
	模擬試験	力,時間)条件を包絡するような条件として, ── ℃
		- kPa以上で 時間の後, C - kPa以
		上で 日間の試験を実施。

表 2-3 0 リングの試験条件

出典:共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書(モジュール型ペネトレーション) 平成23年3月

3. 評価結果

40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故を想定した表 2-2及び表 2-3の 試験条件を負荷した後の漏えい試験では、エポキシ樹脂と0リングの漏えい量はそれぞれ Pa・m³/s及び Pa・m³/sであった。一方、電気配線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は い値となっている。

このことから、電気配線貫通部は、40年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。

原子炉格納容器 限界温度, 圧力負荷後の耐震性について

1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し,限界温度,圧力 (200℃,2Pd)負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか,また,除荷後に 残留ひずみが生じるかを確認するとともに,除荷後の残留ひずみの挙動により,耐震 性への影響を評価する。

2. 検討結果

一次応力が Sy を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が Sy 以下 の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない (図 2-1, 0→a→0)。Sy を超える場合は、 除荷後に残留ひずみが生じる (図 2-1, 0→a→b→c)。一次応力は与えられた荷重に対 して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等で あり、限界温度、圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す (図 2-1, c→b)。また、設計・ 建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているた め (図 2-2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断 面積を用いることに問題はない。

なお、材料にあらかじめひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ(~約 19%)だけ応カーひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力 ーひずみ曲線がほぼ一致するという知見*が得られており、十分小さな残留ひずみであ れば発生応力に与える影響はないと言える。

地震(許容応力状態IV_AS)の一次応力の許容応力は,供用状態Dの許容応力の制限 内で同等であり,更に限界温度,圧力負荷前と同様の挙動を示すことから,耐震性に 影響はないと判断できる。

注記*:一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第12回溶 接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)







図 2-2 公称応力と真応力について

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性 への影響を評価するため、一次応力が Sy 以下かを確認した。確認結果を表 2-1 に示 す。

原子炉格納容器隔離弁については,一次応力が判定値を超えないため,残留ひずみ は生じない。

その他の評価部位については、一次応力が運転状態IVの許容応力の制限内であり、 また、残留ひずみは十分小さい。

したがって,耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合,地震に よる外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり,更に限 界温度,圧力負荷前と同様の挙動を示すことから,耐震性への影響はないと考える。

		我Z I 谷间近07	/取介值度, 日	-刀貝們时切孙	UL .					
	評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定值	残留ひずみ 有無				
原子	炉格納容器本体*2	コンクリート部	添付書類 V リート部の引	-3-3-6-1-1-1 魚度計算書」に	1「原子炉格納容器コンク に記載					
ドラ	イウェル上鏡	鏡板	添付書類 V 計算書」に話	'ェル上鏡の強度						
下部 セス ひ ロッ	ドライウェルアク トンネルスリーブ 鏡板(所員用エア ク付)	鏡板のスリーブ との結合部	添付書類 Vストンネルンの強度計算	-3-3-6-1-1-6 スリーブ及び翁 書」に記載	「下部ドラ 寛板(所員)	イウェルアクセ 用エアロック付)				
下部 セス 及び ハッ	ドライウェルアク トンネルスリーブ 鏡板(機器搬入用 チ付)	鏡板のスリーブ との結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアク ストンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ(の強度計算書」に記載							
上部 機器	ドライウェル 搬入用ハッチ	円筒胴	添付書類 V 入用ハッチの	添付書類 V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器搬 入用ハッチの強度計算書」に記載						
下部 機器	ドライウェル 搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との 結合部	添付書類 V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器 入用ハッチの強度計算書」に記載							
サプ チェ	[°] レッション ンバ出入口	円筒胴	添付書類 V 出入口の強度	ションチェンバ						
上部 所員	ドライウェル 用エアロック	隔壁部	添付書類 V エアロックの	-3-3-6-1-3-2 D強度計算書」	「上部ドラ に記載	イウェル所員用				
下部 所員	ドライウェル 用エアロック	隔壁部	添付書類 V エアロックの	イウェル所員用						
西口	スリーブ	同左	添付書類 V	-3-3-6-1-4-1	「原子炉格	納容器配管貫通				
管要	管	同左	部及び電気	記線貫通部の基	基本板厚計	算書」及び				
貝通	端板	同左	添付書類 V	-3-3-6-1-4-2	「原子炉格	A納容器配管貫通				
部閉止板		同左	部の強度計算	算書」 に記載						
電気配線貫	スリーブ	、リーブ 同左		添付書類 V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部 及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び 添付書類 V-3-3-6-1-4-3「原子炉格納容器電気配線 貫通部の強度計算書」に記載						
月 通 如	アダプタ	同左	→ 添付書類 V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫近							
削	ヘッダ	同左	及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載							
原子	炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.62MPa (2Pd)	1.32MPa *3	なし				

表2-1 各部位の限界温度,圧力負荷時の状況

注記*1:判定値を超える場合,残留ひずみ有となる。

*2: ライナ部は構造強度を負担しないため省略。

*3:設計・建設規格 別表1-1による200℃での弁の許容圧力。

原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において,よう素等の核分裂生成物(以下「FP」 という。)が沈着して発熱することにより,温度上昇することが考えられる。このときの 温度上昇を評価し,原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。

1. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について,格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過圧・過温破損)を想定した条件にて,原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し,リークパス内が FP で満たされ,目詰まりしたと保守的に仮定し,FEM 解 析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約195℃となり、原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度 に影響ないことを確認した。

注:原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱 流動及びFP 挙動解析(原子力安全基盤機構(JNES))」において、FP が飛散してもそ の多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器 自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFP が飛散し導か れたと仮定する。リークパスへのFP の捕集量についての知見はないことから保守的 にFP が満たされた状態と仮定する。(FP が満たされた状態は、漏えい量はゼロとな るが温度評価のため保守的に仮定する。)

○原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP が貫通部のリークパスに付着した場合の温度上 昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図 1-1 に示す。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内の FP の飛散については「シビアアクシ デント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析(JNES)」において, FP のほと んどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器 自由空間に飛散しないという知見が得られているが, FP が飛散し貫通部リークパ スへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは,原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1mm²のリークパスと仮定する。
- d. FP が飛散した場合の貫通部リークパスにおける FP の捕集量については、知見が ないことから保守的にリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。(リークパ

R1

スヘ FP が満たされた状態では,漏えい率は 0%/day となるが温度評価のため保 守的に仮定する。)

- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに付着した FP の発熱量は、NUREG-14
 65の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱 量に乗じて算出する。
- f. FP の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経 過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成 が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI(よう化セシウム)の密度を想定し、FP 質量の保守性を考慮し算出する。
- g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。 本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計 算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

上記条件による評価結果として,原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時の最大値である約165℃となるとき,FPによる温度上昇は,約30℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は,約195℃となり原子炉格納容器限界温度(200℃)を下回ることを確認した。



解析結果 (コンタ図)

図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ

・リークパスを1箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは,数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に 集中して FP が捕集されたと仮定する。

・リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。

FP の捕集量については,原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており,目詰まりはリ ークパス入口部で生じていることも確認されているが,捕集量に関しての知見は得ら れていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。

・リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内,密度の高い核 種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は、CsI(よう化セシウム)であることから、FPの密度は、CsIの約4.5g/cm³を用いてFPの質量を求める。

・FPの発熱量は,発熱量が最大である事故直後の熱量,原子炉格納容器内温度は最大と なる時点の温度にて評価

FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-14 65の FP の核種の放出割合をもとに、FP の発熱量が最大となる事故直後(プラント 停止直後)の発熱量より求められた約7.9×10³kW とし、原子炉格納容器壁面温度は最 高となる約12時間後の165℃を使用し評価した。(12時間後は、約3.1×10³kW(事故 直後の約0.4倍))

・本来コンクリート側への除熱を期待できるライナとの境界条件を断熱条件に設定。

FP 発熱における核種の寄与割合を表 1-1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5%と高く,その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5%
セシウム類	約 2.3%
アンチモン	約 1.5%
テルル	約 2.5%
ストロンチウム	約 4.2%
バリウム	約 2.5%
ルテニウム類	約 0.1%
セリウム類	約 0.4%
ランタン類	約 0.9%
合計	100%

表 1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した 約 1mm²のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは,「原子炉格納容器信頼性実証 事業 放射性物質捕集特性試験(NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot To}}{Po \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{Pb}{Po}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{Pb}{Po}\right)^{\frac{(\gamma - 1)}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで,	m	: 質量流量	Ae:漏えい等価面積
	Ро	:1次側圧力	Pb:2次側圧力
	γ	:比熱比	To:1次側温度
	R	: ガス定数	

上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を 使用する。

原子炉格納容器内のパラメータは,原子炉格納容器漏えい試験の圧力,温度,原子 炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

質量流量(m)は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG -1465の炉心内の FP 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリーク パスにおける発熱量を評価する。

表1-2 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合

	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

Table 3.12 RWR Releases Into Containment*

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.

出典:NUREG-1465「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

リークパスの体積は、リークパス面積 1mm²と鋼板厚さ 🔤 mm より cm³である ため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI(よう化セシウム)の密度 を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約 gとなる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出された FP のうち約 2.0×10⁻⁴%が詰まってい る想定となる。この割合とNUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱 量を算出する。

別添2

V-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計

1.	11	ıIJ	ウム	シール	ドの概要	及び設備	置目的	• • • • •	 	 		別添2-1
2.	1	ıIJ	ウム	シール	ド材料の	選定	•••••		 	 		別添2-4
3.	1	ıIJ	ウム	シール	ド構造	• • • • • • •	•••••		 	 		別添2-6
3.	1	Э	リウ	ムシー	ルド設計	条件			 	 	• • • • •	別添2-6
3.	2	コ	リウ	ムシー	ールド基	本構造			 	 		別添2-8
3.	3	Л	リウ	ムシー	ルド各部	『寸法			 	 		別添2-9
3.	4	ス	リッ	ト部の	構造につ	いて			 	 	• • • •	別添2-13
4.	Ξ	ュリ	ウム	シール	ドの施工	こについ	τ		 	 	• • • •	別添2-14
4.	1	コ	リウ	ムシー	ルドの施	面工手順			 	 	• • • •	別添2-14
4.	2	製	造公	差につ	いて・・・・	• • • • • • • •			 	 		別添2-15

1. コリウムシールドの概要及び設置目的

柏崎刈羽原子力発電所第7号機における,溶融炉心・コンクリート相互作用(以下

「MCCI」という。)の影響抑制を目的に設置するコリウムシールドの概要を以下に示す。

原子炉格納容器下部の床面には,原子炉格納容器内で発生した廃液の収集のために, 図1-1及び図1-2のとおり高電導度廃液サンプ(以下「HCWサンプ」という。)と低 電導度廃液サンプ(以下「LCWサンプ」という。)が設置されている。

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し,原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下 に至り,落下してきた溶融炉心がHCWサンプ及びLCWサンプ(以下「ドライウェルサ ンプ」という。)内に流入する場合,ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウン ダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから,サンプ底面コンクリートの侵食に より溶融炉心が鋼製ライナに接触し,原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるお それがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を抑制し,かつ格納容器下部注水 系と合わせて,サンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し,溶融炉心が原子炉格納容器 バウンダリに接触することを防止するために,原子炉格納容器下部にコリウムシールド を設置する。

図1-3に、コリウムシールドの外観を示す。また、表1-1に、コリウムシールドの仕様を示す。



図1-1 原子炉格納容器の概要図



図1-2 ドライウェルサンプの配置

表1-1 コリウムシールド仕様

項目	仕様
耐熱材材質 (サンプ防護材,犠牲材)	ジルコニア(Ζ r Ο 2)
高さ	0.65m
厚さ	0.13m



図1-3 コリウムシールド外観

2. コリウムシールド材料の選定

コリウムシールドの材料としては、模擬溶融炉心を用いた種々の試験結果を基に、高 融点でかつ化学的安定性に優れており、溶融炉心に対して高い耐性を有していることが 確認されたZrO₂を選定した。表2-1に、試験の概要を示す。

++0 1	
表ソート	
114 1	

試験の種類	概要
溶融 Z r によ	試験目的:耐熱材の各候補材の耐侵食性を確認。
る耐熱材侵食	模擬溶融炉心として,侵食量が大きくなる100mo1%Zrをるつぼ内で
試験	2000℃~2200℃の所定温度に昇温・溶融し, , Z r O 2
	の耐熱材試験片を上部から挿入し5分間保持した後、取り出して残存状態を確
	認。
	の順に耐侵食性に優れていることを確認(図2-1)。
模擬溶融炉心	試験目的:ZrO2耐熱材の侵食開始温度として設定している2100℃までの溶
による耐熱材	融炉心温度範囲における耐熱材の耐侵食性を確認。
侵食試験	るつほ内に円柱状に加上した $Z r O_2$ 耐熱材と模擬溶融炉心粒子($UO_2 - $
	$Z \mathbf{r} O_2 - Z \mathbf{r} : 30 \text{mol}\% - 30 \text{mol}\% - 40 \text{mol}\%)$ を装備し、 模擬溶融炉心を
	2000℃~2100℃に昇温・浴融し10分間保持した後, るつはを切断し断面を催
一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一	
款付 への侯	ベックロリ・耐然物に谷融ゲロが安照した家の短期的な相互作用を確認。 $7 \mathbf{r} \mathbf{O}_{-}$ 耐熱材を内碍りした コンクリートトラップに 9/50 パントに加熱し
) 浜 谷 融 炉 心 谷 下試 騇	
中心成	「た候城俗融ゲー」(UU_2 ZIU ₂ ZI · JOHOI/0 JOHOI/0 · POHOI/0) を溶 下やけ 耐熱なの得合Ψ洞空を確認
	「ここ,間然何の反長八亿寺で確心。
	の周辺部が白色化していることが確認されたものの 顕著な耐熱材の得食及び
	今周辺前が自己にじていることが確認された。6000,頭右な間が内の反反反し 今激か入執(執衝撃)に上ろ耐執材の割れが生じていたいことを確認
	、□ ・> 。 黒色化した部分についてX線回折分析を行った結果,耐熱材表面の組成に有
	意な変化がないことを確認。
 注記 * · 本試!	<u>1</u>

生記*:本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、 北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネ ルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ(株)、日立GEニュークリ ア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。



図2-1 溶融Zrによる耐熱材侵食試験後の断面写真



図2-2 模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験後の断面写真



図2-3 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験後の断面写真

3. コリウムシールド構造

コリウムシールドは、MCCIの影響抑制の目的で設置するが、原子炉格納容器下部 の設備配置上、設置高さに制限があり、これを考慮した上で、原子炉圧力容器から落下 する溶融炉心を全量保持でき、かつ、MCCIの影響も抑制できるよう、その厚さ、高 さを設定する必要がある。これを踏まえ、コリウムシールドは、高さ0.65m、厚さ0.13m とすることとした。また、コリウムシールドについては、HCWサンプの漏えい検出機 能を維持するため、スリットを設けることからスリット部が溶融炉心のドライウェルサ ンプへの流入経路とならないよう考慮する。以下に、これらコリウムシールドの設計の 考え方を示す。

3.1 コリウムシールド設計条件

(1) 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり である。

 ・高圧・低圧注水機能喪失及び重大事故等対処設備による原子炉注水失敗を想定 (令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈 羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(以下「設置変更許可申請書」 という。) 添付書類十 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」における MCCIシナリオと同様)

「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」 でのMAAP解析結果及びシュラウド下部の構造から,溶融した炉心は直下の炉心 支持板を損傷し,下部プレナムに落下,それに伴い原子炉圧力容器下部鏡板の中央 部(炉底部)における熱的な損傷が大きくなり,原子炉圧力容器が破損,溶融炉心 が原子炉圧力容器外に流出(落下)すると想定される。原子炉圧力容器から落下し た溶融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後,原 子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し,ドライウェルサンプへ流入すると想定 される。溶融炉心の総量は約 1と想定される。

表3-1 溶融炉心組成内訳



- (2) コリウムシールド設計要求事項
 - ・崩壊熱レベル :事故後約7時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し, 事故後6時間相当とする。(ジルコニウムー水反応熱も考慮)
 - ・床面積 : コリウムシールド設置による床面積減少分を考慮し、74m²
 とする。
 - ・溶融炉心質量

 ・原子炉圧力容器内の主要設備(表3-1に記載)の溶融を考 慮し,約
 ・
 tとする。
 - ・溶融炉心初期温度:「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」でのMAAP解析における、原子炉 圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下 した直後の温度、 Cとする。
 - ・溶融炉心除熱量
 :「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 溶融炉心・コ ンクリート相互作用」にて用いている値(800kW/m²)より も保守的な
 kW/m²とする。
 - ・初期水張条件 : 原子炉圧力容器破損前から原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し,高さ2mとする。

3.2 コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図3-1及び図3-2に示す。コリウムシール ドは溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を抑制するため、ドライウェルサンプを 囲うように設置する。また、耐熱材を鋼製の補強フレーム(支持材)にて支持する構 造とする。ここで、支持材を耐熱材の溶融炉心接触面と反対側(ドライウェルサンプ 側)に配置することにより、支持材と溶融炉心が接触しない構造とする。

図3-1 コリウムシールド外形



- 3.3 コリウムシールド各部寸法
 - (1) 堰の高さについて

原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の総量は約 tと想定しており,以下 の条件設定において落下した溶融炉心がコリウムシールドを乗り越えてドライウェ ルサンプに流入することがないよう,堰の高さを決定する。溶融炉心の組成は表3 -1のとおりであるが,原子炉圧力容器の下部には制御棒駆動機構等の既設設備が 存在しており,溶融炉心が原子炉圧力容器から流出した際には,既設設備の一部が 溶融し,溶融炉心の総量が増加する可能性がある。溶融炉心の堆積高さの算出式を 以下に示す。

$$H_d = \frac{\frac{m_d}{\rho_d} + \frac{m_m}{\rho_{SUS}} + V_s}{A_{pd}}$$

ここで、 H_d :溶融炉心堆積高さ[m]、 m_d :溶融炉心総量[kg]、 ρ_d :溶融炉心密度 $[kg/m^3]$ 、 m_m :原子炉圧力容器の下部に存在する機器重量[kg]、 ρ_{sus} :SUS密度 $[kg/m^3]$ 、 A_{pd} :コリウムシールド及びコリウムシールドに囲われる部分の面積を除 いた原子炉本体の基礎床面積 $[m^2]$ 、 V_s :溶融炉心に埋没する耐熱材容積 $[m^3]$ とする。

上記の式に各値を代入した結果を表3-2に示す。ただし、 m_d = kg, ρ_d = kg/m³, m_m = kg, ρ_{sus} = kg/m³, A_{pd} = m², V_s = m³とする。

表3-2より、制御棒駆動機構等,原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が溶融した場合の,溶融炉心の堆積高さは,0.65mとなる。

なお、溶融炉心の粘性が非常に小さく、落下経路に存在する原子炉圧力容器下部 の既設設備に長時間接触する可能性は低いと考えられること、また、原子炉格納容 器下部には原子炉圧力容器破損前に水張りがされており、かつ継続的に注水されて いることにより、落下した溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器の下部に存在する 主要設備が全て溶融する可能性は低いと考えられることから、コリウムシールドの 堰の高さを0.65mとする。 表3-2 溶融する構造物の量に対する溶融炉心堆積高さ(単位:m)





(2) 耐熱材厚さについて

図3-2に示すとおり耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造 (サンプ防護材:厚さ m+犠牲材:厚さ m)とし、ZrO2製の耐熱モル タルにて互いを接着する。サンプ防護材の厚さについては、図3-3に示す耐熱材厚 さ方向の熱伝導評価により、溶融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高 温度が耐熱材材質であるZrO2の融点を超えない厚さとする。

Z r O₂融点については、Z r O₂単体では2677℃であるが、共晶反応及び酸化 還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、2100℃とした。

一般にUO₂-ZrO₂の共晶温度は約2500℃であることが知られており,UO₂ -ZrO₂の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また,耐熱材 の熱伝導評価においては保守的に,図3-4に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材 表面の温度として,溶融炉心初期温度を上回る ℃を初期条件として与えてい る。加えて,溶融炉心の水への除熱量を,「設置変更許可申請書 添付書類十 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて用いている値(800kW/m²)よりも 小さい kW/m²とすることで,溶融炉心が高温である時間が長くなり,より侵食 量が増える評価条件としている。解析コード「MAAP」を使用し,溶融炉心の温 度変化を求める。本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要につい ては,別紙「計算機プログラム(解析コード)の概要」に示す。

なお、図3-5に示す評価結果から耐熱材の侵食量は **m**以下であるが、コ リウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕を見込み、サンプ防護材 の厚さは mとする。



図3-4 耐熱材の熱伝導解析モデル



図3-5 溶融炉心温度変化(温度境界条件T_{in}(t)) ※破線:コリウムシールド設計用MAAP解析結果, 実線:解析結果を包絡する評価用温度を表す



図3-6 溶融炉心と接触するノードの温度変化

犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの(熱衝撃による割れ を許容するもの)であることから、耐熱材製造上の最小厚さ mとする。
3.4 スリット部の構造について

HCWサンプの前に設置するコリウムシールドについては,HCWサンプの漏えい 検出機能を維持するため,コリウムシールド下部(床面との間)にスリットを設置す る。スリット寸法については,溶融炉心のサンプへの有意な流入経路とならないこと を確認する。

(1) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であ ることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するように スリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリッ ト内に水が存在すると考えられるものの、スリット部が非常に狭隘であることから、 水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表3-3に,各モデルでの凝固評価結果を表3-4に示す。 モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの,最大でも 0.3mあれば溶融炉心はスリット内で凝固することから,溶融炉心の凝固距離に余裕 を見込んで,スリット長さを mとする。

表3-3 溶融炉心凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
US-ABWR DCD モデル	平行平板間で溶融炉心が凝固し 流路が閉塞することを想定した モデル	 ・米国NRCに認可されたモデル ・US-ABWRは本モデルに基づき標準設計認証を取得
Epstein モデル	円管内での溶融炉心の流動距離 を評価するモデル	 ・MAAPのRPV下部プレナムにおける核計装 管等の貫通部配管での溶融炉心凝固評価に用いられている。 ・EPRIによって行われた模擬溶融炉心の凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。
Flemings	流路周長全体を伝熱面とし、壁	・鋳造分野で使用されている。
モデル	面への伝熱を評価するモデル	

表3-4 スリット内溶融炉心凝固評価結果

評価モデル	流動距離(凝固するまでの距離)	
US-ABWR DCDモデル	0. 22m	
Epsteinモデル	0. 21m	
Flemingsモデル	0. 30m	

- 4. コリウムシールドの施工について
 - 4.1 コリウムシールドの施工手順

図4-1に施工手順の概念図を示す。

図4-1 コリウムシールドの施工手順概念図

4.2 製造公差について

コリウムシールドの製造公差を表4-1に示す。また、製造公差による各種評価への影響を表4-2に示す。各部位の製造公差を考慮した場合でも、各種評価結果への有意な影響はない。

項目	主要寸法*	許容公差	根拠	備考
	[mm]	[mm]		
コリウム	高さ		製造能力、製造実績を考慮	カバープレート厚
シールド			したメーカー許容値	さ mmを含む
	サン		製造能力、製造実績を考慮	
	プ防		したメーカー許容値	
	護材			
	厚さ			
	犠牲		製造能力, 製造実績を考慮	
	材厚		したメーカー許容値	
	さ			

表4-1 コリウムシールド各部位の製造公差

注記 *:公称値を記載。

表4-2 製造公差による各種評価への影響

項目	コリウムシールド高さ	サンプ防護材厚さ	犠牲材厚さ
公称値 (製造公差)			
溶融炉心堆積 高さ評価	コリウムシールドが高 くなると,溶融炉心堆 積高さ評価結果に対す る裕度は大きくなる。	コリウムシールドが厚くなると、溶融炉心の堆積面積が小さくなるが、保 守的に□mm厚くなった場合でも、その変化率は0.03%以下であり、溶融炉 心堆積高さへの影響は小さい。 コリウムシールドが薄くなると、溶融炉心の堆積面積が大きくなるため、 溶融炉心堆積高さは小さくなり、裕度は増加する。	
耐熱材の 侵食量評価	影響なし	サンプ防護材厚さが厚くなると, 溶融炉心と上面プール水との接触 面積が減少するが, mm厚くなっ た場合でも面積減少率は0.03%以下 であり,有意な影響はない。 サンプ防護材が薄くなる場合で も,侵食量のmmに対して十分な 厚さがあることから有意な影響は ない。	犠牲材厚さが厚くなると、溶融炉心 と上面プール水との接触面積が減少 するが、□mm厚くなった場合でも 面積減少率は0.02%以下であり、有 意な影響はない。 犠牲材が薄くなる場合でも、熱衝撃 保護の目的に対して厚さは影響しな いことから、有意な影響はない。