

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0200-13_改0
提出年月日	2021年2月9日

補足-200-13 重大事故等時における現場操作の成立性について

1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において行われる各操作について、操作概要、操作時間及び操作の成立性を添付 1「重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について」に示す。

添付 1 で示された各操作のうち、現場での操作の成立性を抜粋し、「表 重大事故等対策（現場）の成立性確認」に示す。

2. 操作性・作業環境

(1) 操作時間

各操作について、想定時間内に操作可能であることを訓練等からの実績時間より確認できる。

(2) 作業環境

作業環境は「温度・湿度、放射線環境、照明、アクセス性」と分類されている。

(a) 温度・湿度

温度・湿度は、通常運転時と同程度（原子炉建屋内）もしくは屋外環境である。温度 40℃程度、湿度 100%程度となる操作（添付 2）も一部あるが、保護具を装着することから、問題はない。

(b) 放射線環境

以下のような操作において被ばくのおそれがあり、「原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作」が最も実効線量の高くなる操作であるが、マスク着用によりその実効線量は約 78 mSv（添付 3）となり、緊急時の線量限度である 100mSv を超えることはない。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給：約 55mSv
- ・燃料補給準備：約 17 mSv
- ・燃料補給：約 6.2 mSv
- ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作：約 78 mSv
- ・原子炉補機代替冷却水系 準備操作：約 49 mSv
- ・高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作（現場操作）：約 5.3 mSv
- ・代替循環冷却系による格納容器除熱：約 1.8 mSv
- ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールへの注水：約 35 mSv

(c) 照明

可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯）及び車両付属の作業用照明があることから、問題はない。

(d) アクセス性

アクセスルート上に支障となる設備はなく、問題はない。

(3) 連絡手段

通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置*により中央制御室へ、衛星電話設備（携帯型）*及び無線連絡設備（携帯型）*により発電所対策本部へ連絡することが可能であることから問題はない。（*：重大事故等対処設備）

(4) 操作性

複雑な操作はなく、通常運転時等に行う操作と同様に容易に操作可能である。また、訓練を行い想定時間内で行うことを確認しているため、問題はない。

以上のことから、各現場での操作について、操作の想定時間、作業環境、連絡手段及び操作性を確認した結果、問題なく各操作を実行できることが分かる。

3. 添付資料

- ・添付1：「重大事故等対策の有効性評価について」抜粋
「添付資料 1.3.2 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について」
- ・添付2：「重大事故等対策の有効性評価について」抜粋
「添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境について」
- ・添付3：「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」抜粋
「別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計 別紙6 ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価」

表 重大事故対策（現場）の成立性確認（1/6）

作業概要		操作時間			作業環境				操作の成立性について	
作業項目	作業の内容	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は模擬)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性	連絡手段	操作性
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可撤型）による格納容器冷却操作	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可撤型）による格納容器冷却 ・大容量送水ポンプ（タイプ1）による格納容器冷却 系統構成	5分	約1分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 ベント前： 約 4.4×10^{-1} mSv	車両付属の作業用照明、可撤型照明（ヘッドライト、懐中電灯）により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS端末）及び受話器（ベージング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（傍聴型）により発着所対策本部へ連絡することが可能である	大容量送水ポンプ（タイプ1）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している
復水貯蔵タンクへの補給	代替注水等確保 ・可撤型設備保管場所への移動 ・大容量送水ポンプ（タイプ1）の設置、ホースの敷設、接続	380分	約310分 適宜実施	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 ベント前： 約 55 mSv	車両付属の作業用照明、可撤型照明（ヘッドライト、懐中電灯）により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS端末）及び受話器（ベージング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（傍聴型）により発着所対策本部へ連絡することが可能である	大容量送水ポンプ（タイプ1）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している
各機器への給油	燃料補給準備 ・可撤型設備保管場所への移動 ・タンクローリーへの移送	135分	約120分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 ベント前： 約 17 mSv ベント後： 約 16 mSv	車両付属の作業用照明、可撤型照明（ヘッドライト）により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS端末）及び受話器（ベージング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（傍聴型）により発着所対策本部へ連絡することが可能である	複雑な操作手順はなく、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している

* 1：設計基準準事故相当のガンマ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である。全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-1} mSv であり、作業が可能な線量。

表 重大事故対策（現場）の成立性確認（2/6）

作業概要		操作の成立性について								
作業項目	作業の内容	操作時間		状況	作業環境					
		想定時間 (要求時間)	繰り時間 (実績又は機械)		温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性		
各機器への給油	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給 ・大容量送水ポンプ（タイプ1）への給油 ・原子炉補機冷却水系（大容量送水ポンプ（タイプ1）及び熱交換器ユニット）への給油 ・ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油 	大容量送水ポンプ（タイプ1）： 300分（*1）に1回給油 熱交換器ユニット： 900分（*1）に1回給油 ガスタービン発電設備軽油タンク： 240分（*2）に1回給油 *1：各機器の燃料が枯渇しないために必要な補給時間の間隔（許容時間） *2：ガスタービン発電設備軽油タンクの燃料が7日間枯渇しないために必要な補給時間の間隔（許容時間）	大容量送水ポンプ（タイプ1）への給油： 約30分 熱交換器ユニットへの給油： 約30分 ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油： 約30分	重大事故等対応要員（現場）	温度・湿度： — (屋外での操作)	【知心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※3} 【知心損傷後】 ベント前： 約5.3 mSv ベント後： 約6.2 mSv	車両付属の作業用照明、可搬型照明（ヘッドライト、懐中電灯）により夜間における作業性を確保している	アクセスマウントに支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS端末）及び送受話器（ベージング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（携帯型）により発電所対策本部へ連絡することが可能である	複雑な操作手順はなく、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している

*3：設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である。全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外に設置して約 8.1×10^1 mSvであり、作業可能な線量。

表 重大事故対策（現場）の成立性確認（3/6）

作業概要		操作時間			作業環境				操作の成立性について	
作業項目	作業の内容	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は模擬)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性	連絡手段	操作性
原子炉格納容器フィルター系による格納容器除熱準備	原子炉格納容器フィルター系による格納容器除熱準備 ・原子炉格納容器フィルター系による格納容器除熱 系統構成（現場操作）（原子炉格納容器第二隔離弁（RCV）ベンツライン隔離弁）操作	60分	約40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 ベンツ前： 約 1.2×10^{-2} mSv	ヘッドライト・機中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び空受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び空受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である
原子炉格納容器フィルター系による格納容器除熱準備	原子炉格納容器フィルター系による格納容器除熱準備 ・原子炉格納容器フィルター系による格納容器除熱 系統構成（現場操作）（原子炉格納容器第一隔離弁（S/C）ベンツ用出口隔離弁）操作	90分	約58分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 ベンツ後： S/C側 約78 mSv D/W側 約71 mSv	ヘッドライト・機中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び空受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び空受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である

*1：設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-3} mSvであり、作業が可能線量。

表 重大事故対策（現場）の成立性確認(4/6)

作業概要		操作時間		状況	作業環境				連絡手段	操作性
作業項目	操作の内容	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は模擬)		温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性		
常設直流電源確保操作 ・125V直流電源確保 ・125V直流電源確保 ・125V直流電源確保	常設直流電源確保操作 ・125V直流電源確保 ・125V直流電源確保 ・125V直流電源確保	全交流動力電源喪失 (TBD) の場合: 15分	全交流動力電源喪失 (TBD) の場合: 約10分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	ヘッドライト・機中電灯を操作しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスカート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び送受話器 (ペーシング) を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、機中電灯により中央制御室へ連絡することが可能である		
		上記以外の場合: 60分	上記以外の場合: 約37分							
常設直流電源確保操作 ・125V直流電源確保 ・125V直流電源確保	常設直流電源確保操作 ・125V直流電源確保 ・125V直流電源確保	25分	2B-1 受電の場合: 約17分 2A-1 受電の場合: 約18分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	ヘッドライト・機中電灯を操作しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスカート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び送受話器 (ペーシング) を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、機中電灯により中央制御室へ連絡することが可能である		

*1: 設計基準事故相当のガン線量率の10倍 (追加放出相当の10倍) である。全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約8.1×10⁻¹ mSvであり、作業が可能な線量。

表 重大事故対策（現場）の成立性確認(5/6)

作業概要		操作時間			作業環境				操作の成立性について	
作業項目	作業の内容	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は模擬)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性	連絡手段	操作性
低圧代替注水系統（常設）（直流通動低圧注水系統ポンプ）による原子炉注水準備操作 ・低圧代替注水系統（常設）（直流通動低圧注水系統ポンプ）系統構成（現場）	低圧代替注水系統（常設）（直流通動低圧注水系統ポンプ）による原子炉注水準備操作 ・低圧代替注水系統（常設）（直流通動低圧注水系統ポンプ）系統構成（現場）	30分	約17分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1}	ヘッドライト・機中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	操作は通常の弁操作であ り、容易に操作可能である
常設代替交流電源設備 からの受電操作	常設代替交流電源設備負荷抑制操作 ・交流電源負荷抑制（現場）	45分	約28分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 約 8.8×10^{-3} mSv	ヘッドライト・機中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	操作は通常の操作と同じで あり、容易に操作可能であ る
原子炉補機代替冷却水 系準備操作	原子炉補機代替冷却水系 準備操作 ・原子炉補機代替冷却水系統接続後の原子炉補 機冷却水系空気抜き	50分	約32分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 約 1.1×10^{-3} mSv	ヘッドライト・機中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常の弁操作であり、容易 に操作可能である
原子炉補機代替冷却水 系連動操作	原子炉補機代替冷却水系 準備操作 ・可搬型補機管理所への移動 ・原子炉補機代替冷却水系準備（熱交換器ユニ ット及び大容量送水ポンプ（タイプ1）の設 置、ホース敷設、接続	540分	約435分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{*1} 【炉心損傷後】 ベント前： 約 49 mSv	車両付属の作業用照明、可 搬型照明（ヘッドライト、 機中電灯）により夜間にお ける作業性を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 無線連絡設備（傍聴型）により 発電所対策本部へ連絡すること が可能である	大容量送水ポンプ（タイプ 1）及び熱交換器ユニット からのホースの接続は、汎 用の結合金具であり、容易 に操作可能である。また、 作業エリア周辺には作業を 実施する上で支障となる設 備はなく、十分な作業スベ ースを確保している

*1：設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である。全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-3} mSv であり、作業が可能線量。

表 重大事故対策（現場）の成立性確認(6/6)

作業概要		操作の成立性について								
作業項目	操作の内容	操作時間		状況	作業環境			アクセス性	連絡手段	操作性
		想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は模擬)		温度・湿度	放射線環境	照明			
減圧機能確保操作	減圧機能確保 ・高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統構成	50分	約31分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・機中電灯を 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常の弁操作であり、容易 に操作可能である
高圧炉心スプレイス系の 破断箇所補修	高圧炉心スプレイス系からの漏えい停止操作 (現場操作) ・現場移動 ・高圧炉心スプレイス系 注入設備弁閉操作	40分	約17分	運転員 (現場)	操作現場の温度は44℃程 度、湿度は100%程度と なる可能性があるが、保 護具を装着することか ら、問題はない	【炉心損傷前】 約5.3 mSv (保護具着用)	ヘッドライト・機中電灯を 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常の弁操作であり、容易 に操作可能である
代替循環冷却系による 格納容器熱源操作	代替循環冷却系による格納容器熱源 ・代替循環冷却系系統構成 ・格納容器熱源開始（残留熱除去系A系配管を 用いた格納容器スプレイス及び残留熱除去系 B系配管を用いた原子炉注水） ・大容量送水ポンプ（タイプ1）による格納容 器冷却停止 ・原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移 送ポンプ）による格納容器下部への注水停止	20分	約14分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷後】 約1.8 mSv	車内付属の作業用照明、可 搬型照明（ヘッドライト、 機中電灯）により夜間にお ける作業性を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を からのホースの接続は、汎 用の結合金具であり、容易 に操作可能である。また、 作業エリア周辺には作業 が使用不能となった場合でも、 無線連絡設備（携帯型）により 実施する上で支障となる設 備はなく、十分な作業ス ペースを確保している	大容量送水ポンプ（タイプ 1）及び熱交換器ユニット からのホースの接続は、汎 用の結合金具であり、容易 に操作可能である。また、 作業エリア周辺には作業 が使用不能となった場合でも、 無線連絡設備（携帯型）により 実施する上で支障となる設 備はなく、十分な作業ス ペースを確保している
燃料プールの代替注水系 (可搬型) による燃料プ ールへの注水操作	燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プ ールへの注水 ・建屋内ホース敷設、接続 燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プ ールへの注水 ・燃料プール注水	210分	約150分	重大事故等対応 要員 (現場) 運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 約35 mSv	可搬型照明（ヘッドライ ト、機中電灯）により建 屋内照明消灯時における 作業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通常の連絡手段として電力 保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ペー シング）を配備しており、通 常の連絡手段が使用不能と なった場合でも、衛星電話設 備（携帯型）及び無線連絡設 備（携帯型）により発電対 策本部へ連絡することが可 能である	ホースの接続は、汎用の 結合金具であり、容易に 操作可能である。また、 作業エリア周辺には作業 を実施する上で支障とな る設備はなく、十分な作 業スペースを確保してい る
原子炉冷却材流出の停 止	原子炉冷却材流出の停 止 ・原子炉水位低下調査	60分	—	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 約1.0×10 ¹ mSv	ヘッドライト・機中電灯を 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備（PHS端末） 及び送受話器（ペーシング）を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常の弁操作であり、容易 に操作可能である

*1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外におよび約8.1×10¹ mSvであり、作業が可能な線量。

添付資料 1.3.2

重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について

重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、作業（操作）時間及び操作の成立性について下記の要領で確認した。個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表1 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」	
1. 作業概要	: 作業項目, 具体的な運転操作・作業内容, 対応する事故シーケンスグループ等の番号
2. 操作時間	
(1) 想定時間 (要求時間)	: 移動時間+操作時間に余裕を見て5分単位で値を設定。ただし, 時間余裕が少ない操作については, 1分単位で値を設定
(2) 操作時間 (実績又は模擬)	: 現地への移動時間(重大事故等発生時における放射線防護具着用時間は別途確保), 訓練による実績時間, 模擬による想定時間等を記載
3. 操作の成立性について	
(1) 状況	: 対応者, 操作場所を記載
(2) 作業環境	: 現場の作業環境について記載 アクセス性, 重大事故等の状況を仮定した環境による影響, 暗所の場合の考慮事項 他
(3) 連絡手段	: 各所との連絡手段について記載
(4) 操作性	: 現場作業の操作性について記載
(5) その他	: 対応する「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性説明資料(以下「技術的能力」という。)の条文番号を記載

表 1 重大事故等対策の成立性確認(1/14)

作業概要		操作時間		作業環境					操作の成立性について		技術的 能力基準 基準No	
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は模擬)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビ リティ	連絡手段		操作性
低圧代替注水系統(常設) (復水移送ポンプ)による原子炉注水操作	低圧代替注水系統(常設) の準備操作 ・低圧代替注水系統(常設) による原子炉注水操作 ・低圧代替注水系統(常設) による原子炉注水操作 (ポンプ)起動/運転確認	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.6 3.1.2 3.1.3 5.2	5分	約4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である。	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視認性が確保できるため運転操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作であることから、容易に操作可能である。	1.4
逃がし安全弁による原子炉減圧操作	原子炉減圧操作 ・逃がし安全弁(自動減圧機能)手動開放操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 3.2 5.1 5.2	5分	約1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である。	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視認性が確保できるため運転操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作であることから、容易に操作可能である。	1.3
原子炉格納容器代替スプレッド系(可動型)による格納容器冷却	原子炉格納容器代替スプレッド系(可動型)による格納容器冷却 ・大容移送ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3 3.2	5分	約1分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 4.4×10 ⁴ mSv ベント前	原子炉格納容器代替スプレッド系(可動型)による格納容器冷却 ・大容移送ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 ・大容移送ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成、冷却開始(開次運転)	通常の連絡手段として電力保安(電力保安)からのボースの接続、汎用の組合金金具で配管(パイプ)を接続し、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はない。十分な作業スペースを確保している。	通常の連絡手段として電力保安(電力保安)からのボースの接続、汎用の組合金金具で配管(パイプ)を接続し、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はない。十分な作業スペースを確保している。	大容移送ポンプ(タイプ1)からのボースの接続、汎用の組合金金具で配管(パイプ)を接続し、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はない。十分な作業スペースを確保している。	1.6
原子炉格納容器代替スプレッド系(可動型)による格納容器冷却	原子炉格納容器代替スプレッド系(可動型)による格納容器冷却 ・大容移送ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成、冷却開始(開次運転)		5分	約1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である。	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視認性が確保できるため運転操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作であることから、容易に操作可能である。	

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍(追加放出相当の10倍)である。全燃料の1%程度の燃料被覆管破損を考慮した場合でも、屋外において約8.1×10⁴ mSvであり、作業が可能と見做される。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(2/14)

作業概要				操作時間				作業環境				操作の成立性について		技術的 能力審査 基準No
作業項目	具体的な運転・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は見積)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性			
復水貯蔵タンクへの補給	代替注水確保 ・可搬型設備保管場所への移動 ・大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、接続 置、ホースの搬送、接続	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3 3.2 4.1 4.2	380分	約310分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 イベント前： 55 mSv	車両付属の作業用照明、可搬型照明(ヘッドライト)、懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセシビリティに支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS端末)及び送受話器(ハンズフリー)を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備(携帯型)により緊急対応策本部へ連絡することが可能である	大容量送水ポンプ(タイプ1)からのホースの接続は、汎用の組合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はない	1.13		
	大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給 ・復水貯蔵タンク補給	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	適正実施	適正実施	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 イベント前： 17 mSv/回 イベント後： 16 mSv/回	車両付属の作業用照明、可搬型照明(ヘッドライト)、懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセシビリティに支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS端末)及び送受話器(ハンズフリー)を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備(携帯型)により緊急対応策本部へ連絡することが可能である	複雑な操作手順はなく、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	1.14		
各機器への給油	燃料補充準備 ・可搬型設備保管場所への移動 ・タンクローリーへの移送	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 2.6 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2 5.2	135分	約120分	重大事故等対応 要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 イベント前： 17 mSv/回 イベント後： 16 mSv/回	車両付属の作業用照明、可搬型照明(ヘッドライト)、懐中電灯により夜間における作業性を確保している	アクセシビリティに支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS端末)及び送受話器(ハンズフリー)を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備(携帯型)により緊急対応策本部へ連絡することが可能である	複雑な操作手順はなく、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	1.14		

※1：設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍(追加放出相当の10倍)である。全燃料の1%程度の燃料破砕管理施設を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-4} mSvであり、作業が可能と判断される。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(3/14)

作業概要			操作時間			作業環境				操作の成立性について		
作業項目	具体的な運転・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は見積)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準 No
各機器への給油	燃料補給 ・大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油 ・原子炉補機代替冷却水ポンプ (タイプ1) 及び熱交換器ユニットへの給油 ・ガスタービン発電機駆動油タンクへの給油	2.1※2 2.3.1※3 2.3.2※3 2.3.3※3 2.3.4※3 2.4.1※3 2.4.2※2 2.6※4 3.1.1※3 3.1.3※4 3.2※2 4.1※2 4.2※2 5.2※3	大容量送水ポンプ (タイプ1) : 1) : 300分 (885) に 1回給油 熱交換器ユニット : 900分 (885) に 1回給油 ガスタービン発電機駆動油タンク : 240分 (886) に 1回給油 ※5: 各機器の燃料が枯渇しないため必要な補給時間 ※6: ガスタービン発電機代替冷却水ポンプ (タイプ1) のみ ※7: 原子炉補機代替冷却水ポンプ (タイプ1) 及びガスタービン発電機駆動油タンク ※8: 大容量送水ポンプ (タイプ1), 原子炉補機代替冷却水ポンプ (タイプ1) 及びガスタービン発電機駆動油タンク	大容量送水ポンプ (タイプ1) への給油 : 約30分 熱交換器ユニットへの給油 : 約30分 ガスタービン発電機駆動油タンクへの給油 : 約30分	重大事故等対応要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度※1 【炉心損傷後】 ペント前 : 5.3 mSv/回 ペント後 : 6.2 mSv/回	車内付属の作業用照明、可搬型照明 (ヘッドライト、懐中電灯) により夜間における作業性を確保している	アクセスカード上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力床安全通信用電話設備 (PHS端末) 及び送受話器 (ペーンツク) を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備 (携帯型) により緊急対策本部へ連絡することが可能である	複雑な操作手順はなく、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を支援する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	1.14

※1: 設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍 (息加放出相当の10倍) である。全燃料の1%程度の燃料燃費管理を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^7 mSv であり、作業が可能と判断。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(4/14)

作業概要			操作時間			作業環境				操作の成立性について		技術的 能力審査 基準 No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は見積)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (格納容器ベントバウンダリ) 構成及び原子炉格納容器第二隔離弁 (PCVS ベントフライン) 隔離弁操作	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	5分	約5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の空調については、空調の停止により放射線レベルが上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{a1} 【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視認性が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作可能である	1.5 1.7
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備		原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (現場操作) (原子炉格納容器第二隔離弁 (PCVS ベントフライン) 隔離弁) 操作	60分	約40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{a1} 【炉心損傷後】 ベント前： 1.2×10 ³ mSv	ヘッドライト・懐中電灯を使用しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルータ上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び受信装置 (ページング) を人対面操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である	
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (原子炉格納容器第一隔離弁 (S/C ベント) 用出口隔離弁) 操作	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	5分	約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の空調については、空調の停止により放射線レベルが上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{a1} 【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視認性が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作可能である	1.5 1.7
	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備		原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備 ・原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 (現場操作) (原子炉格納容器第一隔離弁 (S/C ベント) 用出口隔離弁) 操作	90分	約58分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{a1} 【炉心損傷後】 ベント後： 78 mSv S/C 側 D/W 側 71 mSv	ヘッドライト・懐中電灯を使用しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルータ上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS 端末) 及び受信装置 (ページング) を人対面操作については、通常の弁操作と同様であるため、容易に操作可能である	

※ 1 : 設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍 (追加放出相当の 10 倍) である。全燃料の 1% 程度の燃料被覆管破断を考慮した場合でも、屋外において約 8.1 × 10³ mSv であり、作業が可能と見なされる。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(5/14)

作業概要				操作時間			操作の成立性について					技術的 能力審査 基準 No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビ リティ	連絡手段	操作性	
残留熱除去系 (サブプレッショ ンポンプール水冷却 モード) 運転操作	残留熱除去系 1 系統 (サブプレッショ ンポンプール水冷却 モード) 運転 ・残留熱除去系 低圧注水モードからサ プレッショ ンポンプール水冷却モードへ切 り替え	2.2 2.7	5 分	約 3 分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により 継続上昇する可能性が あるが、作業に支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な視認性が確保 できるため運転操作に影響 はない	—	—	中央制御室での操作は、 通常の運転操作で実施す る操作と同様であること から、容易に操作可能で ある	1.6
	残留熱除去系 2 系統 (サブプレッショ ンポンプール水冷却 モード) 運転 ・残留熱除去系 低圧注水モードからサ プレッショ ンポンプール水冷却モードへ 切り替え ・サブプレッショ ンポンプール水冷却時監視	2.5	10 分	約 6 分								
残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) 運 転操作	残留熱除去系起動操作 ・残留熱除去系 (サブプレッショ ンポンプール水冷却 モード) 起動	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1	10 分	約 6 分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により 継続上昇する可能性が あるが、作業に支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な視認性が確保 できるため運転操作に影響 はない	—	—	中央制御室での操作は、 通常の運転操作で実施す る操作と同様であること から、容易に操作可能で ある	1.4
	残留熱除去系 1 系統 (原子炉停止時冷却モ ード) 運転 ・残留熱除去系 原子炉停止時冷却モ ード準備	2.2	60 分	約 50 分								
残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) 運 転操作	残留熱除去系 1 系統 (原子炉停止時冷却モ ード) 運転 ・残留熱除去系 原子炉停止時冷却モ ード起動による原子炉停止時冷却温度調整		30 分	約 22 分								

※ 1 : 設計基準事故相当のガンマ線量率の 10 倍 (追加放出相当の 10 倍) である、全燃料の 1% 程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-10} mSv であり、作業が可能と見なされる。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(6/14)

作業概要			操作時間				操作の成立性について					技術的 能力審査 基準No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	
常設直流電源確保操作	直流電源確保 ・125V直流電源負荷切離し(中央制御室)	2.3.1 2.3.2 2.3.4	5分	約1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の空調については、空調の停止により放射線に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作可能である	L.14
	直流電源確保 ・250V直流電源負荷切離し(中央制御室)	2.3.4	5分	約2分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明が故障時における作業性を確保している	アクセスコート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS端末)及び受信器(ページング)を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行用通信装置により中央制御室へ連絡することが可能である	操作は通常の負荷切離し操作と同じであり、容易に操作可能である	
常設直流電源確保操作	直流電源確保 ・125V直流電源負荷切離し(現場)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	2.3.3の場合: 15分	2.3.3の場合: 約10分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明が故障時における作業性を確保している	アクセスコート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS端末)及び受信器(ページング)を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行用通信装置により中央制御室へ連絡することが可能である	操作は通常の負荷切離し操作と同じであり、容易に操作可能である	L.14
	直流電源確保 ・125V直流電源負荷切離し(現場)	2.3.3	上記以外の場合: 約60分	上記以外の場合: 約37分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明が故障時における作業性を確保している	アクセスコート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備(PHS端末)及び受信器(ページング)を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行用通信装置により中央制御室へ連絡することが可能である	操作は通常の負荷切離し操作と同じであり、容易に操作可能である	

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍(追加放射線量率の10倍)である。全燃料の1%程度の燃料放散量を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-4} mSv/hであり、作業が可能と見做される。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(7/14)

作業項目	作業概要			操作時間			操作の成立性について					技術的 能力基準 基準No
	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は見積)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性	連絡手段	操作性	
常設代替直流電源設備 からの受電	常設代替直流電源設備へ切替 ・125V直流注母線線を常設代替直流電 源設備(125V代替蓄電池)からの受 電へ切替え操作(125V直流注母線設 2B-1受電) ・125V直流注母線線を常設代替直流電 源設備(125V代替蓄電池)からの受 電へ切替え操作(125V直流注母線設 2A-1受電)	2.3.3	25分	操作時間 (実績又は見積) 2B-1受電の場合: 約17分 2A-1受電の場合: 約18分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備(PHS端末) 及び受話器(ペーシジック)を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行用通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	操作性 操作性は通常の操作と同じ であり、容易に操作可能 である	1.14
低圧代替注水系(常 設)(直流駆動)低圧 注水ポンプ)による原 子炉注水操作	低圧代替注水系(常設)(直流駆動)低圧 注水ポンプ)による原子炉注水準備操 作 ・低圧代替注水系(常設)(直流駆動)低 圧注水ポンプ)系統構成(現場)	2.3.4	30分	約17分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスルート上に支障 となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備(PHS端末) 及び受話器(ペーシジック)を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行用通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	操作性 操作性は通常の舟操作であ り、容易に操作可能であ る	1.4
低圧代替注水系(常 設)(直流駆動)低圧 注水ポンプ)による原 子炉注水操作	低圧代替注水系(常設)(直流駆動)低圧 注水ポンプ)による原子炉注水準備操 作 ・低圧代替注水系(常設)(直流駆動)低 圧注水ポンプ)起動/運転確認	2.3.4	5分	約5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の常照について は、空調の停止により 緩衝の上昇する可能性が あるが、作業と支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な照度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺に支障となる設備は ない	—	中央制御室での操作は、 通常の運転操作と同様であ ることから、容易に操作可能で ある	

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍(色加放射相当の10倍)である、全燃料の1%程度の燃料燃費管理を考慮した場合でも、屋外において約8.1×10⁷ mSvであり、作業が可能と見做す。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(8/14)

作業項目	作業概要			操作時間			操作の成立性について					技術的 能力審査 基準No
	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオケーン No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は見積)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	
常設代替交流電源設備 からの受電操作	常設代替交流電源設備受電準備・受電 操作 ・非常用交流電源受電準備 ・非常用交流電源受電操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.6 3.1.2 3.1.3 5.2	5.2の場合 : 10分	5.2の場合 : 約9分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の遠隔について では、空調の停止により 継続上昇する可能性が あるが、作業に影響を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な照度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺には支障となる設備 はない	—	中央制御室での操作は、 通常運転状態と同程度 から、容易に操作可能で ある	1.14
			上記以外の場合 : 5分	上記以外の場合 : 約4分		中央制御室の遠隔について では、空調の停止により 継続上昇する可能性が あるが、作業に影響を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な照度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺には支障となる設備 はない	—	中央制御室での操作は、 通常運転状態と同程度 から、容易に操作可能で ある	
常設代替交流電源設備 からの受電操作	常設代替交流電源設備負荷切離し (中央制御室) ・交流電源負荷切離し (現場)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.6 3.1.2 3.1.3 5.2	45分	約28分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	アクセスマニュアル上に支障 となる設備はない	通常連絡手段として電力保安 通信用電話設備 (PHS端末) 及び受電器 (ページング) を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	通常連絡手段として電力保安 通信用電話設備 (PHS端末) 及び受電器 (ページング) を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	1.14
			5分	約5分		通常運転時と同程度	【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	ヘッドライト・懐中電灯を 携行しており、建屋内常用 照明消灯時における作業性 を確保している	周辺には支障となる設備 はない	—	通常連絡手段として電力保安 通信用電話設備 (PHS端末) 及び受電器 (ページング) を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携行型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である。全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-4} mSvであり、作業が可能と見なされる。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(9/14)

作業要		操作時間			作業環境					技術的能力基準			
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオケース No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は見積)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセス性	連絡手段	操作性	技術的能力基準 No	
													温度・湿度
原子炉補機代替冷却水系統運転操作	原子炉補機代替冷却水系 準備操作 ・原子炉補機代替冷却水系 系統構成	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.6 3.1.2 3.1.3 5.2	10分	約8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の環境については、空調の停止による可能性が認められるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 51 mSv/7日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視認性が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作可能である		
			50分	約32分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 1.1×10 ² mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び受話器 (ハンズフリー) を配備しており、重大事故等の発生において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び受話器 (ハンズフリー) を配備しており、重大事故等の発生において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備 (携帯型) により、十分な作業スペースを確保している	1.5	
			540分	約135分	重大事故等対応 要員 (現場)	(屋外での操作)	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 ベント前： 49 mSv	車内行員の作業用照明、可搬型照明 (ヘッドライト、懐中電灯) により夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び受話器 (ハンズフリー) を配備しており、重大事故等の発生において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備 (携帯型) により、十分な作業スペースを確保している	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び受話器 (ハンズフリー) を配備しており、重大事故等の発生において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備 (携帯型) により、十分な作業スペースを確保している		

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である、全燃料の1%程度の燃料破砕管線割れを考慮した場合でも、屋外において約8.1×10⁴ mSvであり、作業が可能と線量。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(10/14)

作業概要				操作時間			操作の成立性について					技術的 能力審査 基準 No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	
高圧代替注水系による 原子炉注水操作	高圧代替注水系起動操作 ・高圧代替注水系 系統構成・起動操作	2.3.2 2.3.3	5分	約4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により設備に上昇する可能性はあるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作可能である	1.2
減圧機能確保操作	減圧機能確保 ・高圧遮断ガス供給系 (非常用) 系統構成	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	50分	約31分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備 (PHS端末) 及び送受話器 (ペーシング) を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である	通常の弁操作であり、容易に操作可能である	1.3
高圧炉心スプレレイ系による注水確保操作	高圧炉心スプレレイ系水源切替 ・高圧炉心スプレレイ系水源切替操作 (サブレンジオンブローバル→復水貯蔵タンク側)	2.4.2 2.5	2.4.2の場合 : 5分 2.5の場合 : 4分	約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により設備に上昇する可能性はあるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作可能である	1.2
ほう酸水注入系運転操作	原子炉停止 ・ほう酸水注入系手動起動	2.5	4分	約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により設備に上昇する可能性はあるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作可能である	1.1

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍（追加放出相当の10倍）である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^4 mSvであり、作業が可能と判断される。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(11/14)

作業概要				操作時間			作業環境				操作の成立性について		技術的 能力審査 基準 No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容 (現場操作)	事故シナリオ No. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性		
高田炉心スプレイス系の 燃料循環調整	高田炉心スプレイス系からの漏えい停止操 作 (現場操作) ・保護具整備/装備補助	2.7	30分	約27分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により 緩慢に上昇する可能性が あるが、作業に支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な視度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺には支障となる設備 はない	—	中央制御室での操作は、 通常運転と同様であること から、容易に操作可能で ある	1.3	
	高田炉心スプレイス系からの漏えい停止操 作 (現場操作) ・現場移動 ・高田炉心スプレイス系 注入隔離弁閉鎖 作		40分	約17分	運転員 (現場)	操作現場の温度は4℃程 度、湿度は100%程度と なる可能性があるが、保 護具を装着することか ら、問題はない	【炉心損傷前】 5.3 mSv (保護具着用)	ヘッドライト・懐中電灯を 携行しており、遮断内常用 照明が故障時における作業性 を確保している	周辺には支障となる設備 はない	通常の連絡手段として電力保安 通信用電話設備 (PHS端末) 及び無線受話器 (ハンズフリー) を 配備しており、重大事故等の環 境下において、通常の連絡手段 が使用不能となった場合でも、 携帯型通話装置により中央制御 室へ連絡することが可能である	中央制御室での操作は、 通常運転と同様であること から、容易に操作可能で ある		
原子炉格納容器内の水 素濃度及び酸素濃度測 定操作	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容 器内酸素濃度測定開始	3.1.2 3.1.3	5分	約4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により 緩慢に上昇する可能性が あるが、作業に支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷後】 51 mSv/7日間	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な視度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺には支障となる設備 はない	—	中央制御室での操作は、 通常運転と同様であること から、容易に操作可能で ある	1.9	
	代替循環冷却系による 格納容器除熱操作	代替循環冷却系による格納容器除熱 ・低圧代替注水系 (備設) (復水移送ボ ンプ) による原子炉注水系統切替	5分	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により 緩慢に上昇する可能性が あるが、作業に支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷後】 51 mSv/7日間	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な視度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺には支障となる設備 はない	—	中央制御室での操作は、 通常運転と同様であること から、容易に操作可能で ある		
代替循環冷却系による 格納容器除熱操作	代替循環冷却系による格納容器除熱 ・代替循環冷却系系統構成 ・格納容器除熱開始 (既設除去系A系 配管を用いた格納容器スプレイス及び 残留熱除去系B系配管を用いた原子 炉注水) ・低圧代替注水系 (備設) (復水移送ボ ンプ) 停止	3.1.2	20分	約11分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温につい ては、空調の停止により 緩慢に上昇する可能性が あるが、作業に支障を及 ぼす程の影響はなく、通 常運転状態と同程度であ る	【炉心損傷後】 51 mSv/7日間	中央制御室の全照明が消灯 した場合には、ヘッドライ トを使用することにより運 転操作に必要な視度が確保 できるため運転操作に影響 はない	周辺には支障となる設備 はない	—	中央制御室での操作は、 通常運転と同様であること から、容易に操作可能で ある	1.7	

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍 (追加放出相当の10倍) である、全燃料の1%程度の燃料燃費を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^7 mSvであり、作業が可能と見做す。

表 1 重大事故等対策の成立性確認(12/14)

作業概要				操作時間			操作の成立性について					技術的能力審査基準 No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	
代替運転冷却系による格納容器熱操作	代替運転冷却系による格納容器熱操作 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器熱操作開始 (残留除去系A系配管を用いた格納容器スプレイトレイ及び残留除去系B系配管を用いた原子炉注水) 代替運転冷却系による格納容器熱操作 格納容器熱操作停止 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による格納容器下部への注水停止 	3.2	20分	約14分	運転員 (中央制御室) 重大事故等対応要員 (現場)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作可能である	1.7
原子炉格納容器代替スプレイトレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作	原子炉格納容器代替スプレイトレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイトレイ冷却系 (常設) 系統構成 原子炉格納容器代替スプレイトレイ冷却系 (常設) 起動/運転確認 	3.2	10分	約6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作可能である	1.8
原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による注水操作	格納容器下部注水系注水操作 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による格納容器下部への注水操作 	3.2	5分	約4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷後】 51 mSv/7 日間	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作可能である	1.8

添付 1. 3. 2-13

表 1 重大事故等対策の成立性確認(13/14)

作業概要			操作時間			作業環境					操作の成立性について	
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオNo. (資料No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No
燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水操作	燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水 ・建屋内ホース敷設、接続	4.1 4.2	210分	約150分	重大事故等対応要員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 35 mSv	可搬型照明 (ヘッドライト、懐中電灯) により建屋内照明消灯時における作業性を確保している	アクセシビリティ上は支障となる設備はない	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PH S端末) 及び送受話器 (ベジーリング) を配備しており、重大事故等の機軸下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、衛星電話設備 (携帯型) 及び無線連絡設備 (携帯型) により発電所計算本部へ連絡することが可能である	ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	1.11
	燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水				重大事故等対応要員 (現場)							
燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水 ・燃料プール注水	4.1 4.2	適正実施	適正実施	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^(*)	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作可能である	1.4
	原子炉水位回復作業 ・燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水 ・燃料プール注水				運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^(*)	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な視度が確保できるため運転操作に影響はない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作可能である	

*1: 設計基準事故相当のガンマ線照射率の10倍 (追加放射相当の10倍) である。全燃料の1%程度の燃料燃費率を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-3} mSvであり、作業が可能と判断される。

表 1 重大事故等対策の成り立性確認(14/14)

作業概要			操作時間		作業環境					操作の成り立性について		技術的 能力審査 基準 No
作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料 No.)	想定時間 (要求時間)	操作時間 (実績又は概算)	状況	温度・湿度	放射線環境	照明	アクセシビリティ	連絡手段	操作性	
待機中の残留熱除去系 を用いた原子炉停止時 冷却モードによる崩壊 熱除去機能回復	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転 ・残留熱除去系 (待機側) 原子炉停止時冷却モード 準備	5.1 5.2	60分	約50分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩やかに上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である。	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転 ・残留熱除去系 (待機側) 原子炉停止時冷却モード 起動操作		30分	約22分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩やかに上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である。	【炉心損傷前】 通常運転時と同程度 ^{※1}	中央制御室の全照明が消灯した場合には、ヘッドライトを使用することにより運転操作に必要な照度が確保できるため運転操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
原子炉冷却材流出の停止	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/機能操作	5.3	60分	—	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷前】 1.0×10^{-3} mSv	ヘッドライト・懐中電灯を携行しており、視認性確保のための運転操作に支障を確保している。	アクセシビリティに支障となる設備はない。	通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備 (PHS端末) 及び送受器 (ページング) を配備しており、重大事故等の発生時において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。	—	

※1：設計基準事故相当のガンマ線量率の10倍 (追加放出相当の10倍) である、全燃料の1%程度の燃料燃費を考慮した場合でも、屋外において約 8.1×10^{-3} mSvであり、作業が可能と判断される。

インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境について

インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、機能喪失による影響を踏まえ高圧炉心スプレイ系の低圧設計部であるポンプの吸込配管とする。ここでは、低圧設計部となっている配管及び弁、計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム L O C A 発生時の現場環境への影響について評価する。

1. 想定するインターフェイスシステム L O C A 及び低圧設計部における過圧条件について

申請解析と同様に、高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験にて、注入配管の逆止弁が故障により開固着しており、原子炉注入電動弁が誤動作した場合、高圧炉心スプレイ系の低圧設計部であるポンプ吸込配管の過圧を想定する。

低圧設計部の配管等に対しては、運転中の原子炉圧力（約 7.0MPa [gage]）及び水頭による圧力を考慮し、7.2MPa [gage] の圧力が伝搬するものとして低圧設計部の構造健全性について評価を行うこととする。

隔離弁によって高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から、隔離弁が開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的にはほぼ等しい圧力で落ち着く。高圧設計部分が原子炉圧力容器に連通している場合、最終的な配管内の圧力は原子炉圧力とほぼ等しくなる。

隔離弁の急激な開動作（以下「急開」という。）を想定した場合、高圧設計部分及び原子炉圧力容器内から配管の低圧設計部分に流れ込む水の慣性力により、配管内の圧力が一時的に原子炉圧力よりも大きくなることが知られている。この現象は水撃作用と呼ばれる^{*1}。しかし、隔離弁が緩やかな開動作をする場合、水撃作用による圧力変化は小さく、配管内の圧力が原子炉圧力を大きく上回ることはない。

電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、約 10 秒となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。

文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉止時間（T）において、圧力波が長さ（L）の管路内を往復するのに要する時間（ μ ）より短い場合であるとされている。

$$\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$$

$$\mu = \frac{2L}{\alpha}$$

- θ : 弁の時間定数
 T : 弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s)
 μ : 管路内を圧力波が往復する時間(s)
 L : 配管長(m)
 α : 圧力波の伝播速度(m/s)

ここで(α)は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、配管長(L)を実機の高圧炉心スプレイ系の注水配管の配管長^{※2}を元に保守的に100m^{※3}とし、水の音速(α)を1,500m/s^{※4}とすると、管路内を圧力波が往復する時間(μ)は約0.14秒となる。即ち、弁開放時間(T)を高圧炉心スプレイ系の原子炉注入電動弁の約10秒とすると水撃作用による大きな圧力変動は生じることはなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。

なお、仮に高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉に伴う水撃作用が生じた場合であっても、極めて短時間(数秒間)に起きる現象であり、かつ、大幅な圧力上昇を引き起こすことは考えにくい。さらにこの時の配管内の流体は、一次冷却材(287℃)の水が低圧設計部まで到達せず低温の状態であると推測され、温度による影響(熱伸び等)を受けることはない。

また、3.にて示す強度評価において、例えば配管について必要厚さが最も厚いNo.①の配管の最小厚さ(t_s)8.50mmでの必要厚さは約5.04mm(設計引張強さ(S_u))であり十分な余裕がある。

よって、この影響は無視し得る程小さいものと考え、構造健全性評価としては考慮しないこととする。

構造健全性評価にて特定した漏えい箇所の漏えい面積については、TRACTの解析に基づく最大圧力(7.4MPa[gage])を用いて評価を行った。

- ※1 : 水撃作用と圧力脈動[改訂版]第2編「水撃作用」((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)
- ※2 : 高圧炉心スプレイ系の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約80m
- ※3 : 配管長さを実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。
- ※4 : 圧力7.0MPa[abs]、水温40℃の場合、水の音速は約1,542m/sとなる。

2. 構造健全性評価の対象とした機器等について

高圧炉心スプレイ系の低圧設計部において圧力バウンダリとなる範囲を抽出し、具体的には下記対象範囲について評価を行った。

- a. 配管
- b. 計器
- c. 弁
- d. フランジ部
- e. ポンプ

具体的な対象箇所を図1から図5に示す。

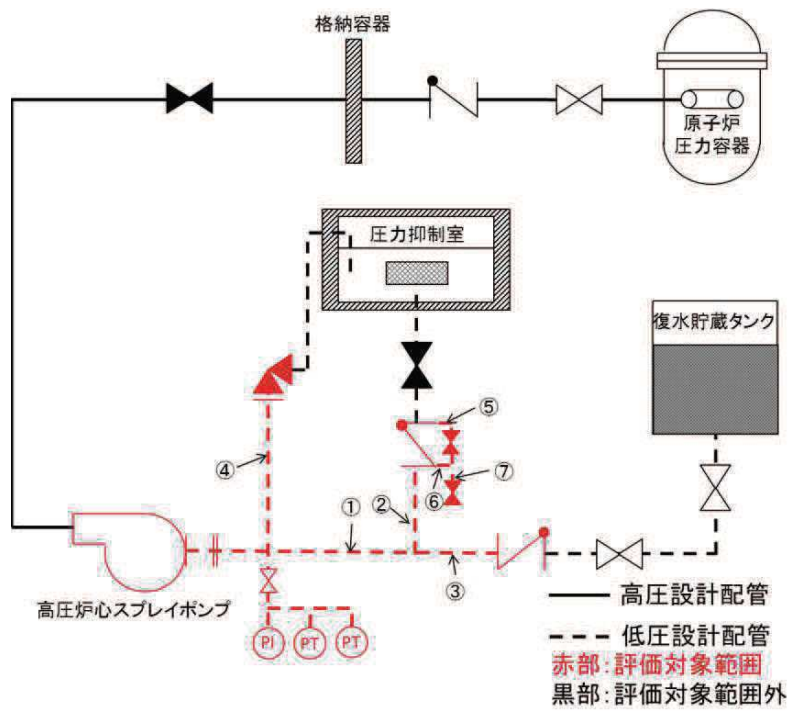


図1 評価対象配管

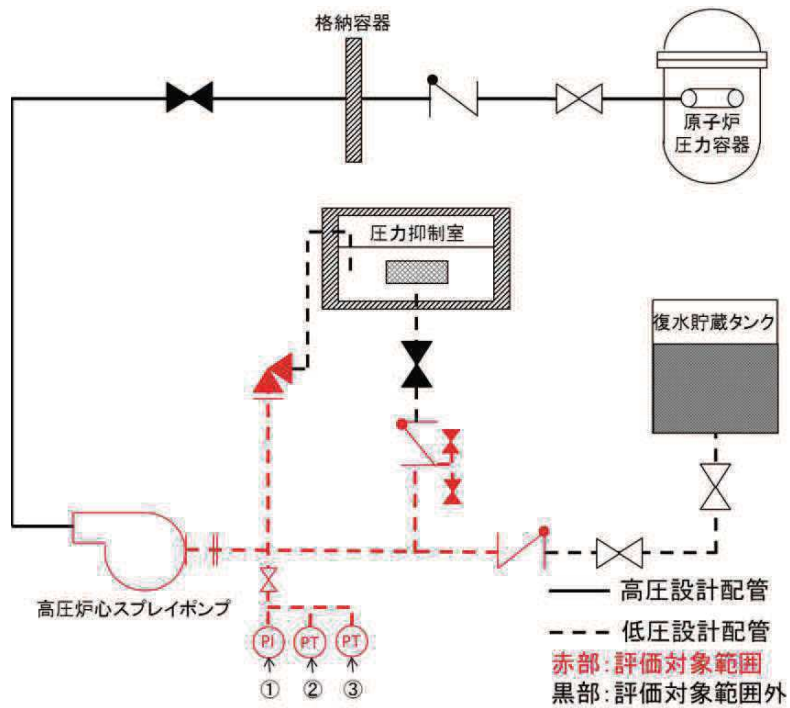


図2 評価対象計器

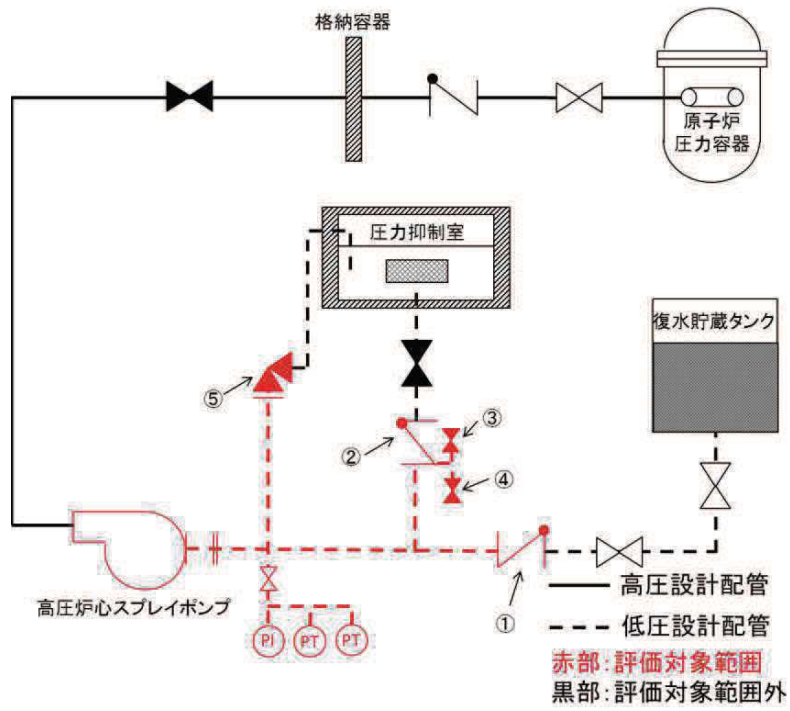


図3 評価対象弁

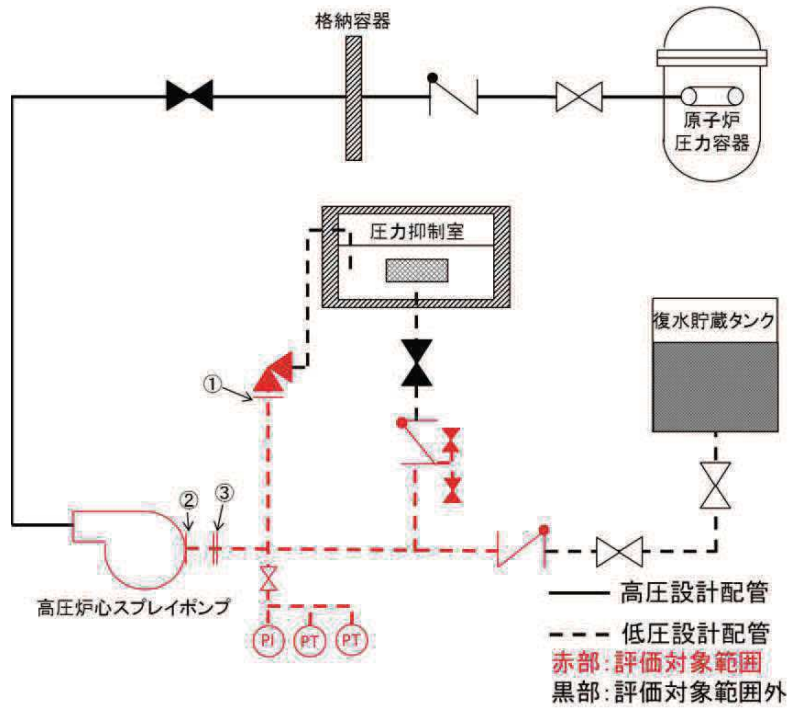


図4 評価対象配管フランジ

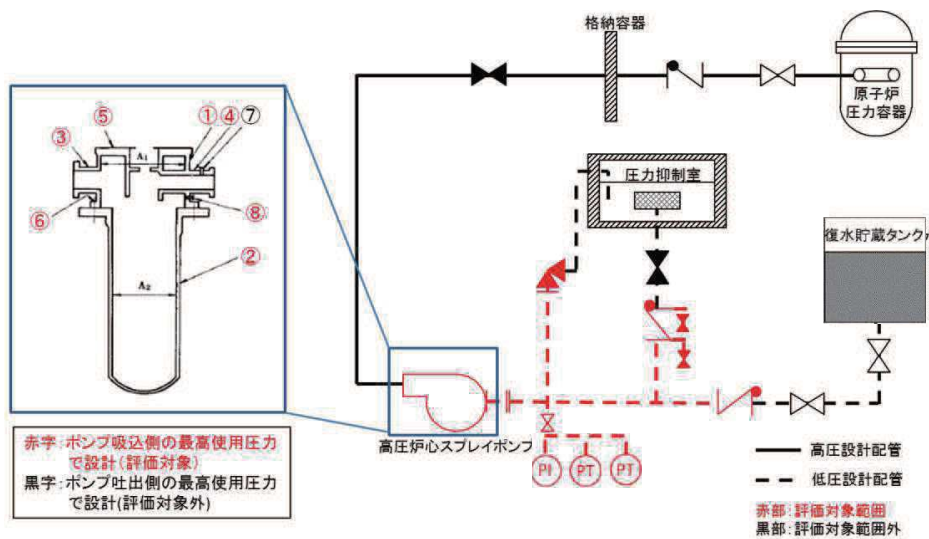


図5 評価対象ポンプ

3. 構造健全性評価の結果

各機器等に対する評価結果について、以下に示す。

破断が想定される箇所は、高圧炉心スプレー系ポンプのケーシングフランジ部及びメカニカルシールのリング部位からの漏えい、計器からの漏えい及び配管・弁のフランジからの漏えいが評価された。漏えい面積は、ポンプが約 17.6cm²、計器が約 0.2cm²、配管・弁が約 5.5cm²であり、計約 23.3cm²となった。

(1) 配管

「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む)) <第I編 軽水炉規格> (JSME S NC1-2005/2007)」(以下「設計・建設規格」という。)
 「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用し、以下の評価式を用いて配管の計算上必要な厚さを算出した。この算出結果と必要最小厚さを比較し、大きい方を必要厚さ(t)とした。最小厚さ(ts)は、必要厚さ(t)以上であり、配管から漏えいが発生しないことを確認した。

【評価式】

$$t = \frac{P \cdot D_o}{2 \cdot 1.0 \cdot Su \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ(mm)

P : 7.2 (MPa[gage])

D_o : 管の外径(mm)

Su : 管の設計引張強さ

η : 長手継手の効率(=1.00)

No.	圧力[P] (MPa)	温度 (°C)	外径[D ₀] (mm)	公称厚さ (mm)	材料	最小厚さ t _s (mm)	必要厚さ t (mm)	判定*2 (t _s ≥t)
①	7.2	287	508.0	9.5	SGV410	8.50	5.04*1	○
②	7.2	287	508.0	9.5	SGV410	8.50	5.04*1	○
③	7.2	287	406.4	9.5	SGV410	8.50	4.04*1	○
④	7.2	287	34.0	4.5	STS410	3.93	1.70	○
	7.2	287	34.0	-	S25C	5.00	1.70	○
⑤	7.2	287	27.2	3.9	STS410	3.40	1.70	○
⑥	7.2	287	27.2	-	S25C	4.30	1.70	○
	7.2	287	60.5	-	S25C	6.10	2.40	○
	7.2	287	60.5	5.5	STS410	4.81	2.40	○
⑦	7.2	287	60.5	5.5	STS410	4.81	2.40	○

*1 下式に基づく板厚評価結果

$$t = \frac{P \cdot D_0}{2 \cdot 1.0 S_u \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

*2: 最小厚さ(t_s)が必要厚さ(t)以上であること

(2) 計器

計器耐圧値が ISLOCA 時の圧力(7.2MPa[gage])よりも高い場合は漏えいせず、低い場合には漏えいするとして、漏えい口面積を計器構造より評価した。評価の結果、No. ①(E22-PI001)の計器内部のブルドン管やその接続部で漏えいが想定され、漏えい面積は下部のプロセス取合い(外径: 5mm)の断面積とし、約0.2cm²となった。

No.	計器耐圧 (MPa)	判定	破断想定箇所	開口面積 (cm ²)
① (E22-PI001)	1.65	×	破断 (φ5導圧)	約0.2
② (E22-PT001A)	4.41	×	漏えい なし*1	-
③ (E22-PT001B)	4.41	×	漏えい なし*1	-

*1: 計器耐圧以上の過圧力が掛かった場合、計器内部のセンサは破損するが、ボディ耐圧が11.1MPaであるため、プロセス流体が外に漏れだすことはない。

(3) 弁

評価対象弁の構成部分のうち、ISLOCA 発生時に漏えいが発生すると想定される部位として、弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部、弁本体耐圧部の接合部及びグランド部について評価した。

(3)-1 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」の手法を適用し、必要な最小厚さを算出し、その結果、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回り、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

【評価式】

$$t = \frac{P \cdot d}{2 \cdot Su - 1.2 \cdot P}$$

t : 弁箱の計算上必要な厚さ (mm)

P : 7.2 (MPa)

d : 内径 (mm)

Su : 設計引張強さ (MPa)

No.	圧力[P] (MPa)	温度 (°C)	弁番号	口径[d] (A)	型式	材料	最小厚さ ts (mm)	必要厚さ t (mm)	判定*2 (ts ≥ t)
①	7.2	287	F002	400	SC	SCPH2	18.0	3.3*1	○
②	7.2	287	F007	500	TC	SCPH2	20.0	4.1*1	○
③	7.2	287	F022	20	G	S25C	6.5	0.3*1	○
④	7.2	287	F502	50	G	S25C	9.0	0.6*1	○
⑤	7.2	287	F023	25/50	S/R	SCPH2	9.0	0.5*1	○

*1: 下式に基づく板厚評価結果

$$t = \frac{P \cdot d}{2 \cdot Su - 1.2 \cdot P}$$

*2: 最小厚さ(ts)が必要厚さ(t)以上であること

(3)-2 弁耐圧部の接合部

弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量、及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量について評価を行った。

伸び量がプラスの場合は、当該フランジからの漏れの可能性があることとなる。評価の結果、一部漏えいの可能性があることが確認され、漏えい面積は約 4.3cm²となった。

伸び量がマイナスの場合は、念のためにフランジ部の評価を行う。耐圧部の接合部については、ボンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチしている場合は、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面の面圧とボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面圧が材料の許容応力を下回ることを確認した。

(弁耐圧部の強度評価結果 (伸び量))

No.	ボンネットボルトの内圧による伸び量 (1) (mm)	ボンネットボルトの熱による伸び量 (2) (mm)	ボンネットフランジの熱による伸び量 (3) (mm)	伸び量*1 (mm)	判定	漏えい面積 (cm ²)
①	0.10201	0.248	0.254	0.09601	×	約1.3
②(上部)	0.14688	0.286	0.293	0.13988	×	約3.0
②(サイド)	-0.04087	0.29	0.296	-0.04687	○	-
③	-0.01689	0.138	0.141	-0.01989	○	-
④	-0.01845	0.172	0.176	-0.02245	○	-
⑤	-0.01069	0.086	0.088	-0.01269	○	-

*1伸び量 = (1) + (2) - (3)

(弁耐圧部の接合部評価結果 (ボンネット座面の面圧))

No.	ボンネットナット の材料	加圧に必要な 最小荷重 (N)	ボンネットナット 締付部の発 生応力 (1) (MPa)	ボンネット ナットの許容 応力 (2) (MPa)	判定 (1) ≤ (2)
①	SNB7	1268445	431.4	604	○
②(上部)	SNB7	2929885	484.5	604	○
②(サイド)	SNB7	163991	84.1	604	○
③	SNB7	23937	44.4	759	○
④	SNB7	56874	66.2	759	○
⑤	SNB7	53161	170.4	759	○

(弁耐圧部の接合部評価結果 (ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面圧))

No.	ボンネットフランジと 弁箱フランジの合 わせ面の応力 (1) [MPa]	ボンネットフラン ジの許容応力 (2) [MPa]	弁箱フランジの 許容応力 (3) [MPa]	判定 (1) ≤ (2), (3)
⑤	52.1	438	438	○

(3)-3 グランド部

弁のグランド部については、350℃における試験データにより、グランドパッキンの最下段の側面圧 (7.74MPa) が内圧 (7.2MPa) を上回ることを確認した。

(4) フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用して、フランジ部の伸び量を算出し、フランジ部からの漏えいの可能性の有無について評価を行った。伸び量がマイナスの場合は、漏えいはなく、プラスの場合は漏えい面積を算出した。評価の結果、一部漏えいの可能性があることが確認され、漏えい面積は約1.2cm²となった。

No.	伸び量(mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	判定	漏えい 面積 (cm ²)
	+	-	+	-	-	-				
	ΔL1	ΔL0	ΔL2	ΔL3	ΔL4	ΔL5				
①	0.01	0.03	0.18	0.17	0.00	0.00	60.31	-0.02	○	-
②	0.08	0.09	0.54	0.53	0.00	0.02	557.10	-0.02	○	-
③	0.11	0.07	0.38	0.34	0.02	0.00	589.55	0.06	×	約1.2

ΔL1: 荷重によるボルト伸び量
 ΔL0: 初期締付によるボルト伸び量
 ΔL2: ボルト熱伸び量
 ΔL3: フランジ熱伸び量
 ΔL4: オリフィス熱伸び量
 ΔL5: ガasket内外輪熱伸び量

(5) ポンプ

(5)-1 ケーシングの厚さ

設計・建設規格「PMC-3320 ケーシングの厚さの規定」の手法を適用し、必要厚さを算出した。最小厚さは、必要厚さ以上であり、漏えいが発生しないことを確認した。

【評価式】

$$t = \frac{P \cdot A}{2 \cdot Su}$$

t : ケーシングの計算上必要な厚さ (mm)

P : 7.2 (MPa)

A : 設計建設規格に示す寸法 (mm)

Su : 設計引張強さ (MPa)

(5)-2 ケーシングの吸込口及び吐出口の厚さ

設計・建設規格「PMC-3330 吸込みおよび吐出口の厚さの規定範囲」の手法を適用し、必要厚さを算出した。最小厚さは、必要厚さ以上であり、漏えいが発生しないことを確認した。

なお、必要厚さの評価式はケーシングの厚さの評価式と同じである。

(5)-3 ケーシングカバーの厚さ

設計・建設規格「PMC-3410 ケーシングカバーの構造強度の規定」の手法を適用し、必要厚さを算出した。最小厚さは、必要厚さ以上であり、漏えいが発生しないことを確認した。

【評価式】

$$t = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{Su}}$$

- t : ケーシングカバーの計算上必要な厚さ (mm)
- d : 設計建設規格の取付け方法に応じたケーシングカバーの内径 (mm)
- P : 7.2 (MPa)
- K : 設計建設規格の取付け方法による係数
- Su : 設計引張強さ (MPa)

(5)-4 管台の厚さ

設計・建設規格「PMC-3610 管台の構造強度の規定」の手法を適用し、必要厚さを算出した。最小厚さは、必要厚さ以上であり、漏えいが発生しないことを確認した。

【評価式】

$$t = \frac{P \cdot D_0}{2 \cdot Su \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

- t : 管台の計算上必要な厚さ (mm)
- D₀ : 管台の外径 (mm)
- η : 継ぎ手の効率
- P : 7.2 (MPa)
- Su : 設計引張強さ (MPa)

(5)-5 ボルト等に加わる平均引張応力

設計・建設規格「PMC-3510 ボルトの構造強度の規定」の手法を適用し、ボルト荷重により生じる平均引張応力及びガasket締付時のボルト荷重により生じる平均引張応力が設計引張強さ以下であることを確認した。

【評価式】

$$\sigma = \frac{W}{n \cdot A}$$

σ : ボルトに生じる平均引張応力 (MPa)

n : ボルトの本数

A : ボルト 1 本当たりの最小軸断面積 (mm^2)

W : ボルトに作用する引張荷重 (N)

No.	評価項目	最小厚さ ts (mm)	必要厚さ t (mm)	判定*2 (ts \geq t)
①	ケーシングの厚さ		14.7*1	○
②			13.5*1	○
③	ケーシングの吸込口及び吐出口の厚さ		14.7*1	○
④			14.7*1	○
⑤	ケーシングカバーの厚さ		133.5*1	○
⑧	管台の厚さ		0.2*1	○

*1: Suを使用した評価結果

*2: 最小厚さ(ts)が必要厚さ(t)以上であること

No.	評価項目	許容応力 (MPa)	発生応力 (MPa)	判定
⑥	ボルト等に加わる平均引張応力	842*1	174	○

*1: Suを使用した評価結果

強度評価の結果、漏えいは発生しない結果となったが、温度条件を飽和温度 (287℃) として評価するとケーシングフランジ部及びメカニカルシールOリングの使用可能温度を超えるため、当該部位からの漏えい面積を算出した。

a. ケーシングフランジ面

(a) 圧力上昇に伴う隙間変化量 ΔL

圧力上昇に伴う隙間変化はボルトの伸びに起因する。

・圧力上昇によるボルトの伸び量 ΔL

$$\Delta L = (\Delta W \cdot L) / (N \cdot A \cdot E) = 0.230 \text{ (mm)}$$

L : ボルト長さ (=295mm)

N : ボルト本数 (=40 本)

A : ボルトの有効断面積 (=2185.5 mm^2)

E : ボルトの縦弾性係数 (=184000MPa (287℃))

ΔW : ISLOCA 時に増加するボルトの荷重

$$(\pi / 4 \times G^2 \times (P_2 - P_1)) = 1.252 \times 10^7 \text{ (N)}$$

G : Oリングの径 (=1626mm)

P1 : 設計最高使用圧力 (=1.37MPa[gage])

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

添付 2.7.1-12

P2 : ISLOCA 時の圧力 (=7.4MPa[gage])

(b) 温度上昇に伴う隙間変化量 ΔL_T

温度上昇に伴う隙間変化はボルト、管板、水室フランジの伸びに起因する。

・温度上昇によるボルトの伸び量 ΔT_B

$$\Delta T_B = \alpha_1 \times L \times (T_2 - T_1) = 1.065 \text{ (mm)}$$

α_1 : ボルトの熱膨張係数 (= $13.03 \times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$ (287°C))

T1 : 環境温度 (MIN) (=10°C)

T2 : ISLOCA 時の温度 (=287°C)

・温度上昇による管板、水室フランジの伸び量 ΔT_F

$$\Delta T_F = \alpha_2 \times (t_1 + t_2) \times (T_2 - T_1) = 1.170 \text{ (mm)}$$

α_2 : 管板、水室フランジの熱膨張係数 (= $13.21 \times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$ (287°C))

t1 : バレルフランジ厚さ

t2 : ディスチャージヘッドフランジ厚さ

・温度上昇に伴う隙間変化量 ΔL_T

$$\Delta L_T = \Delta T_B - \Delta T_F = -0.105 \text{ (mm)} \quad \text{よって隙間変化量は0とみなす}$$

(c) 漏えい面積の算出 A_{IS-1}

ISLOCA 時におけるケーシングフランジ面からの漏えい面積は以下となる。

$$A_{IS-1} = \pi \times D_i \times (\Delta L + \Delta L_T) = 1174 \text{ (mm}^2\text{)}$$

D_i : 内径 (=1626mm)

b. メカシール取付フランジ面

(a) 圧力上昇に伴う隙間変化量 ΔL

圧力上昇に伴う隙間変化はボルトの伸びに起因する。

・圧力上昇によるボルトの伸び量 ΔL

$$\Delta L = (\Delta W \cdot L) / (N \cdot A \cdot E) = 0.091 \text{ (mm)}$$

L : ボルト長さ (=175mm)

N : ボルト本数 (=24本)

A : ボルトの断面積 (=842.49mm²)

E : ボルトの縦弾性係数 (=184000MPa (287°C))

ΔW : ISLOCA 時に増加するボルトの荷重

$$(\Delta W = \pi / 4 \times G^2 \times (P_2 - P_1) = 1.940 \times 10^6 \text{ (N)})$$

G : Oリングの有効径 (=640mm)

P1 : 設計最高使用圧力 (=1.37MPa[gage])

P2 : ISLOCA 時の圧力 (=7.4MPa[gage])

(b) 温度上昇に伴う隙間変化量 ΔL_T

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

添付 2.7.1-13

温度上昇に伴う隙間変化はボルト、管板、水室フランジの伸びに起因する。

- 温度上昇によるボルトの伸び量 ΔT_B

$$\Delta T_B = \alpha_1 \times L \times (T_2 - T_1) = 0.632 \text{ (mm)}$$

α_1 : ボルトの熱膨張係数 (= $13.03 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}$ (287°C))

T1 : 環境温度 (MIN) (=10°C)

T2 : ISLOCA 時の温度 (=287°C)

- 温度上昇による管板、水室フランジの伸び量 ΔT_F

$$\Delta T_F = \alpha_2 \times (t_1 + t_2) \times (T_2 - T_1) = 0.785 \text{ (mm)}$$

α_2 : 管板、水室フランジの熱膨張係数 (= $13.21 \times 10^{-6} \text{ mm/mm}^\circ\text{C}$ (287°C))

t1 : メカサポートフランジ厚さ

t2 : ディスチャージヘッドフランジ厚さ

- 温度上昇に伴う隙間変化量 ΔL_T

$$\Delta L_T = \Delta T_B - \Delta T_F = -0.153 \text{ (mm)} \quad \text{よって隙間変化量は0とみなす。}$$

(c) 漏えい面積の算出 $A_{IS,2}$

ISLOCA 時におけるケーシングフランジ面からの漏えい面積は以下となる。

$$A_{IS,2} = \pi \times Di \times (\Delta L + \Delta L_T) = 183 \text{ (mm}^2\text{)}$$

Di : 内径 (=640mm)

c. メカシール隙間部

ISLOCA 時におけるメカシール隙間部からの漏えい面積は以下となる。

$$A_{IS,3} = \pi \times D \times \Delta t = 401 \text{ (mm}^2\text{)}$$

Di : メカシール内径

Δt : メカシールクリアランス

- a. ~c. より高圧炉心スプレイ系ポンプの ISLOCA 時の漏えい面積は以下となる。

$$1174 + 183 + 401 = 1758 \rightarrow 17.6 \text{ (cm}^2\text{)}$$

評価部位	評価項目	判定	漏えい面積 (cm ²)	備考
ケーシングフランジ部 メカシール取付フランジ部 メカシール	Oリング	×	17.6	ISLOCA時の温度(287°C)がOリングの使用温度範囲を超過するため

4. インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

3. で述べたとおり、高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験にて、注入配管の逆止弁が故障により開固着、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心スプレイ系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は約 23.3cm²である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

添付 2.7.1-14

そこで、インターフェイスシステムLOCAにおける漏えい面積は、保守的な想定とはなるが原子炉注入配管の逆止弁のシート部のリーク面積を参考に、保守的に35cm²を想定することとする。

なお、TRACTの解析体系のモデル化における不確かさとして、隔離弁開速度に基づく不確かさ0.1MPa、配管長さに基づく不確かさ0.2MPaを考慮し、0.3MPaを加算した感度解析を実施した結果、漏えい面積は約24.4cm²であり、現評価の漏えい面積(35cm²)に包絡される。また、漏えいの支配的な箇所となる高圧炉心スプレイ系ポンプフランジ部が現評価の漏えい面積(35cm²)となる圧力は約15MPa[gage]であることから、保守的な漏えい面積の設定である。

他の非常用炉心冷却系においては、本系統と系統構成が異なるが、本漏えい面積の評価結果によれば、同様な非常用炉心冷却系への過圧が起きた場合においても、漏えいはフランジ部又は計装設備からの漏えいに留まり、加えて、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系のポンプ吐出側は、吐出圧力設計（残留熱除去系：3.7MPa[gage]、低圧炉心スプレイ系：4.4MPa[gage]）であり、吐出側において顕著な漏えいが発生する可能性は小さい。よって、仮に他の非常用炉心冷却系において過圧事象が生じた場合においても、漏えいの規模は本評価における想定と同程度に留まり、その際の現場環境は本評価と同程度になると考えられることから、現場にて隔離操作が実施可能である。

5. 現場の想定

(1) 評価の想定と事故進展解析

今回想定する漏えい面積（35cm²）によりインターフェイスシステムLOCAが発生した場合の現場環境（原子炉建屋内）について、評価を行った。評価条件を表1に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図6に示す。

事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：

外部電源なし、給水流量の全喪失、インターフェイスシステムLOCA時漏えい面積35cm²、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

事象進展：

弁誤開又はサーベランス時における全開誤操作（連続開）（この時、注入配管の逆止弁も同時に機能喪失）

- ・状況判断の開始（弁の開閉状態確認、漏えい検出、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口/出口圧力、エリアモニタ指示値上昇）

事象発生直後：

原子炉自動スクラム

約15秒後：

原子炉隔離時冷却系自動起動

30 分後：

原子炉急速減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレ
イ系による原子炉注水

約 5 時間後：

インターフェイスシステム L O C A 発生箇所隔離

(2) 評価の結果

a. 温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 7 から図 9 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事故発生直後は上昇するものの 30 分後に原子炉減圧
実施後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする地下 1 階東側通路
の温度も同様に、原子炉減圧実施後に低下し、事象発生 4 時間後には約 44℃程
度で推移する。湿度については、破断箇所からの漏えいが継続するため高い値
で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、約
10 時間後以降低下する傾向にある。圧力については、破断直後に上昇するもの
の事象発生から約 1.6 分後に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、その
後は大気圧相当となる。

b. 冷却材漏えいによる影響

インターフェイスシステム L O C A に伴う原子炉建屋内への原子炉圧力容器
内からの漏えい量は、隔離される事象発生 5 時間後で約 450m³ であり、隔離操作
のより早期の実施や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさら
に漏えい量を少なくすることができる。

また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系について
は、各ポンプ室の境界に水密扉を設置する等により区画化されているため、冷
却材漏えいによる溢水の影響は受けない。

(3) 現場の線量率の想定について

a. 評価の想定

原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に
放射性物質が原子炉建屋原子炉棟内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放
出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率
について評価した。

評価上考慮する核種は設計基準事故と同じものを想定し（詳細は表 3 参照）、
全希ガス漏えい率（f 値）については、運転実績を踏まえ、設計基準事故時の線
量評価に用いる f 値の 10 分の 1 とした値（ $3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ ）を適用する。

なお、冷却材中に存在する放射性物質は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業時の内部被ばくによる影響は、放射線防護具（自給式呼吸器）を装備することにより低減できることから、ここでは外部被ばくのみを評価対象とした。

b. 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{RB}} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉棟内放射エネルギー (Bq)

V_{RB} : 原子炉建屋原子炉棟内気相部容積 [115,000m³]

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線エネルギー吸収係数 [$3.9 \times 10^{-3}/m$]

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$$

V_R : 評価対象エリア（地下1階東側通路）気相部容積 [5,100m³]

c. 評価の結果

評価結果を図10に示す。外部被ばくは最大でも9mSv/h程度（事象発生4時間後において4mSv/h程度）であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部が原子炉建屋ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、原子炉建屋ブローアウトパネルは中央制御室の外気取入口の反対側に設置されており、中央制御室に大量の放射性物質が取り込まれることはないと考えられる（図11）。さらに、これらの事故時には原子炉建屋原子炉棟換気空調系排気放射線モニタ高信号により中央制御室換気空調系が事故時運転モードとなるため、中央制御室にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

6. 現場の隔離操作

現場での高圧炉心スプレイ系隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床

漏えい検出器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断箇所からの蒸気の漏えいの低減（原子炉減圧や原子炉停止時冷却（実施可能な際において））等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は、4時間程度で約44℃程度まで低下することから現場での隔離操作を実施する。

現場での隔離操作は約44℃から開始しているが、この作業環境における隔離操作は、人身安全確保^{*}の観点からも実施可能である。

なお、現場での隔離操作時には保護具（耐熱服）を着用することとしており、温度による影響は緩和される。

※ 想定している作業環境（約44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で3～4時間として知られている。

（出典：消費者庁 News Release（平成29年12月6日））

7. 公衆被ばくについて

インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物が原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により大気中に放出される。この場合における敷地境界での実効線量を評価した。評価条件は表1～3（ただし、表1の「原子炉建屋への流出経路条件」は除く）に従うものとし、その他の条件として、破断口から漏えいする冷却材が減圧沸騰によって気体となる分が建屋内気相部へ移行されるものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行される割合は、運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行される割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から流出する蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした（詳細は図12参照）。

評価の結果、敷地境界における実効線量は約4.9mSvとなり、5mSvを下回った。

また、急速減圧時の逃がし安全弁（自動減圧機能）を6個使用するとした現実的な条件で評価すると、敷地境界における実効線量は約2.1mSvとなることを確認した（添付資料2.7.1（別紙）参照）。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋内に放出された放射性物質は原子炉建屋ブローアウトパネルから外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること、及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時冷却材量に応じた濃度を用いているが実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、更に実効線量が低くなると考えられる。

8. まとめ

5. 及び6. で示した評価結果より、インターフェイスシステムLOCA発生による現場の温度上昇は小さく（4時間程度で約44℃程度）、また、現場線量率についても9mSv/h程度であることから現場操作の妨げとならず、また設備の機能も維持される。

したがって、炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系等による炉心冷却、残留熱除去系による格納容器除熱等の機能も維持可能である。

なお、他の系統において漏えいが生じた場合においても、現場の温度上昇及び現場線量率は本評価結果と同程度になると考えられ、現場操作にて隔離が可能である。

表1 インターフェイスシステムLOCA時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	保守的条件とするための解析上の仮定
漏えい箇所	高圧炉心スプレイ系ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心スプレイ系の低圧設計部（ポンプ、計装設備やフランジ部等）の設置場所
漏えい面積	高圧炉心スプレイ系ポンプ：35cm ²	実耐力を踏まえた評価を行った結果、25cm ² を超えないことを確認しているが、保守的に35cm ² とする
事故シナリオ	インターフェイスシステムLOCA発生と同時に給水流量の全喪失が発生し、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）到達後、自動スクラム	インターフェイスシステムLOCAの発生と同時に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失が発生することを想定
	原子炉水位が原子炉水位低（レベル2）に到達する事象発生約15秒後、原子炉隔離時冷却系自動起動	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
	事象発生30分後に急速減圧（逃がし安全弁（自動減圧機能）2個）	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間に余裕時間を考慮し、設定
	事象発生45分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱	減圧実施によるサブプレッションプール水温上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約5時間後にインターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
建屋内ヒートシンク	アクセスルートに対してのみ、天井、床及び壁のコンクリートについて考慮 機器及びその他の区画については考慮せず	アクセスルートについては、温度を現実的な評価とするために、天井、床及び壁について現実的に設定
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低（レベル2）	インターロック設定値
原子炉隔離時冷却系の水源	復水貯蔵タンク	原子炉隔離時冷却系の第一水源
復水貯蔵タンクの水温	40℃	復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
原子炉建屋ブローアウトパネル開放圧力	4.4kPa [gage]	原子炉建屋ブローアウトパネル設計値

表2 評価条件（f 値，追加放出量）

項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)
f 値	$3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ (現行許認可の 1/10)	$3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}$
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10^{14}	2.28×10^{15}

表3 インターフェイスシステムLOCA時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー=0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60×10 ⁻²	0.381	3.70×10 ¹²	約2.82×10 ¹²
I-132	4.21	7.30	2.253	約5.48×10 ¹²	約2.47×10 ¹³
I-133	6.77	8.00×10 ⁻¹	0.608	約8.82×10 ¹²	約1.07×10 ¹³
I-134	7.61	1.90×10 ¹	2.750	約9.91×10 ¹²	約5.45×10 ¹³
I-135	6.41	2.52	1.645	約8.35×10 ¹²	約2.75×10 ¹³
Br-83	0.53	6.96	0.0075	約6.90×10 ¹¹	約1.04×10 ¹⁰
Br-84	0.97	3.14×10 ¹	1.742	約1.26×10 ¹²	約4.40×10 ¹²
Mo-99	6.13	2.49×10 ⁻¹	0.16	約7.99×10 ¹²	約2.56×10 ¹²
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	約7.04×10 ¹²	約1.83×10 ¹²
ハロゲン等合計	—	—	—	約5.32×10 ¹³	約1.29×10 ¹⁴
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	約1.38×10 ¹²	約6.90×10 ⁹
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	約3.41×10 ¹²	約1.09×10 ¹²
Kr-85	0.29	1.77×10 ⁻⁴	0.0022	約2.25×10 ¹¹	約9.91×10 ⁸
Kr-87	2.54	1.31×10 ¹	0.793	約6.62×10 ¹²	約1.05×10 ¹³
Kr-88	3.58	5.94	1.950	約9.33×10 ¹²	約3.64×10 ¹³
Xe-131m	0.04	5.82×10 ⁻²	0.020	約1.04×10 ¹¹	約4.17×10 ⁹
Xe-133m	0.19	3.08×10 ⁻¹	0.042	約4.95×10 ¹¹	約4.16×10 ¹⁰
Xe-133	6.77	1.31×10 ⁻¹	0.045	約1.76×10 ¹³	約1.59×10 ¹²
Xe-135m	1.06	6.38×10 ¹	0.432	約2.76×10 ¹²	約2.39×10 ¹²
Xe-135	6.63	1.83	0.250	約1.73×10 ¹³	約8.64×10 ¹²
Xe-138	6.28	7.04×10 ¹	1.183	約1.64×10 ¹³	約3.87×10 ¹³
希ガス合計	—	—	—	約7.56×10 ¹³	約9.93×10 ¹³
ハロゲン等+希ガス合計	—	—	—	約1.29×10 ¹⁴	約2.28×10 ¹⁴

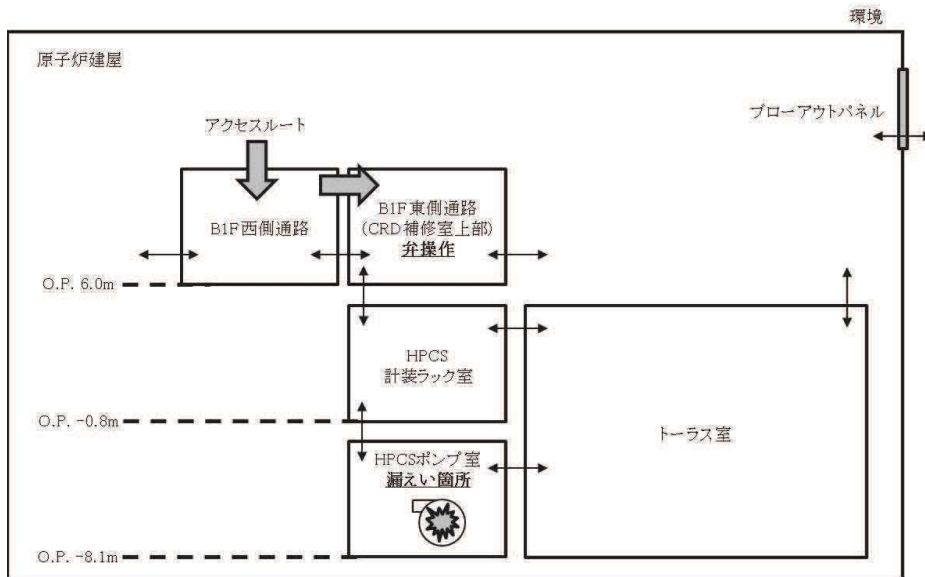


図6 インターフェイスシステムLOCAにおける原子炉建屋ノード分割モデル

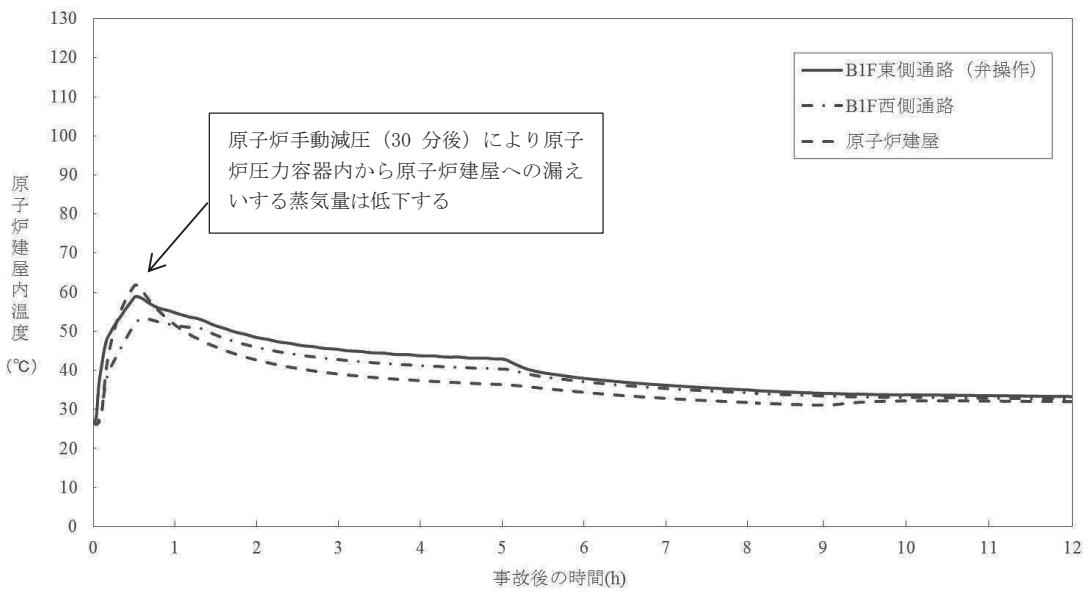


図7 原子炉建屋内の温度の時間変化（インターフェイスシステムLOCA）

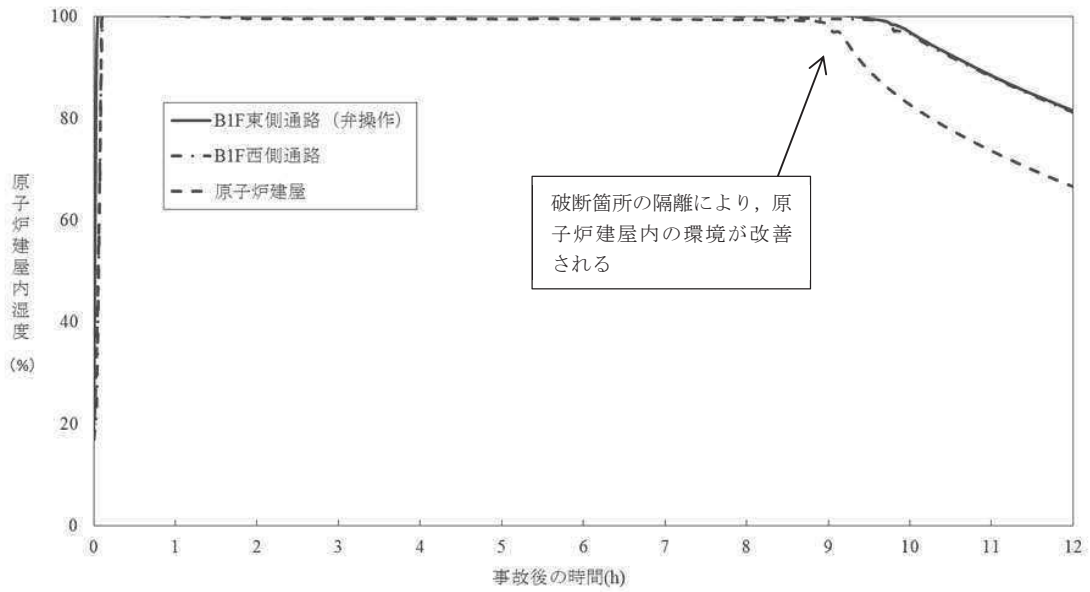


図8 原子炉建屋内の湿度の時間変化 (インターフェイスシステムLOCA)

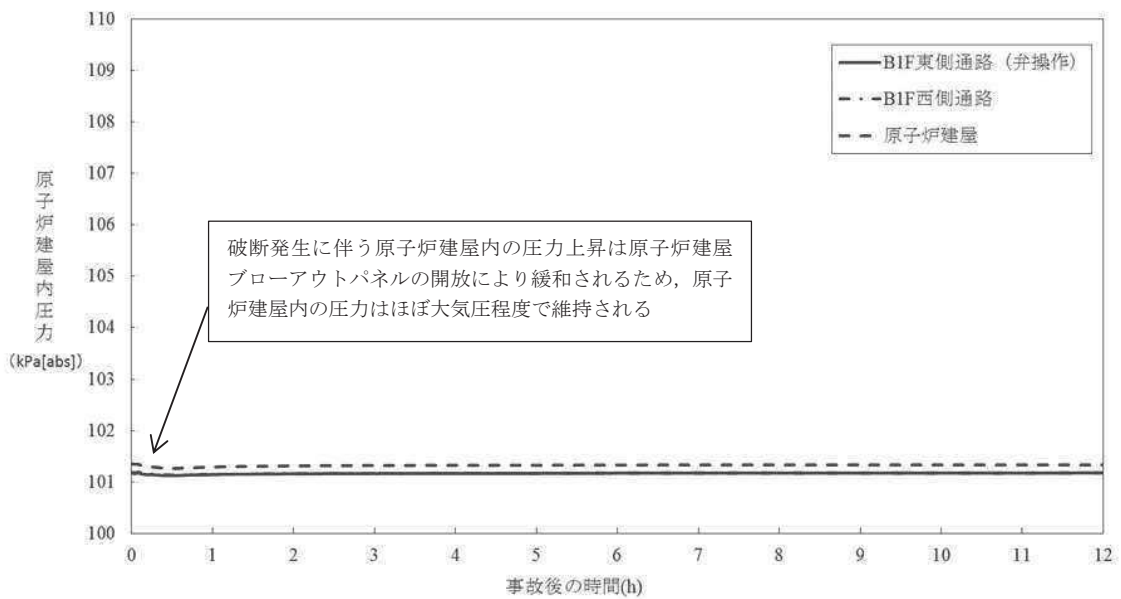


図9 原子炉建屋内の圧力の時間変化 (インターフェイスシステムLOCA)

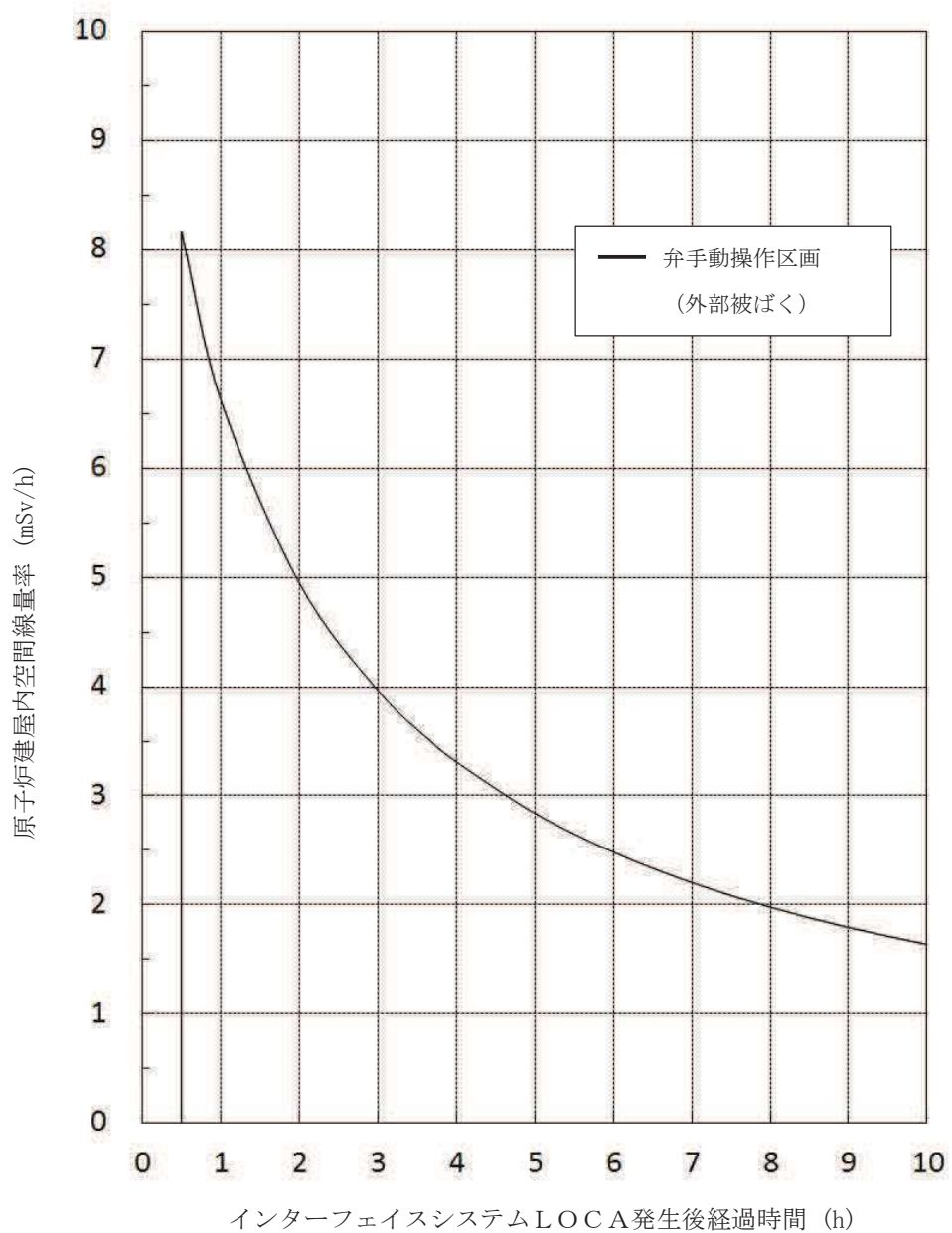
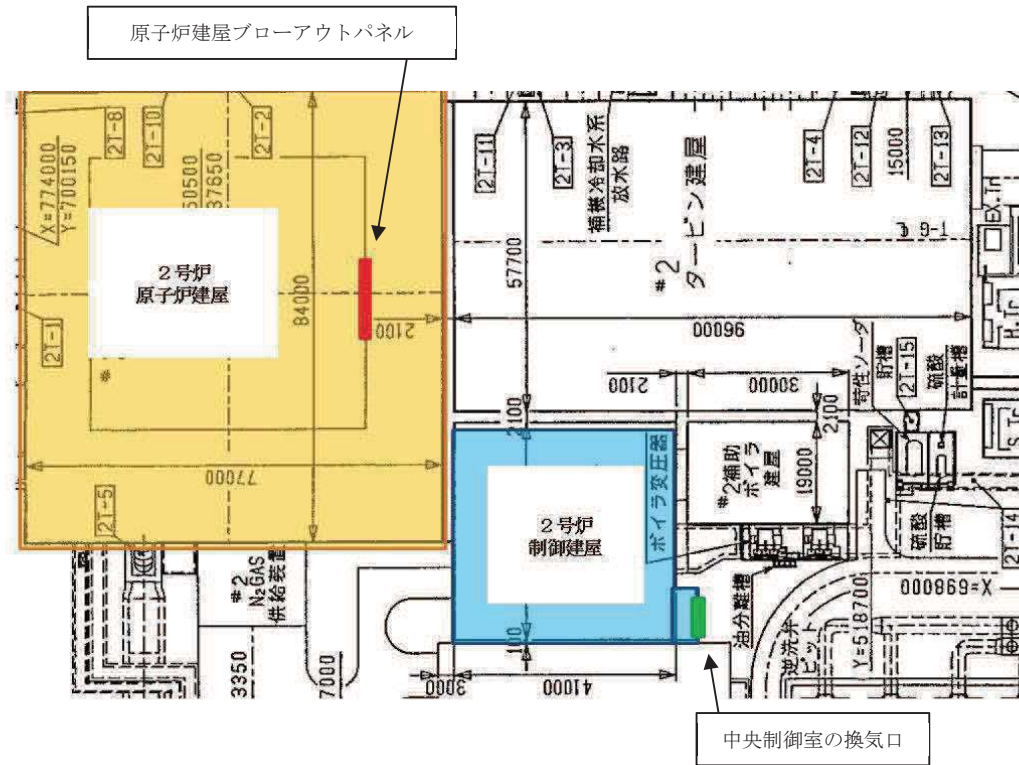


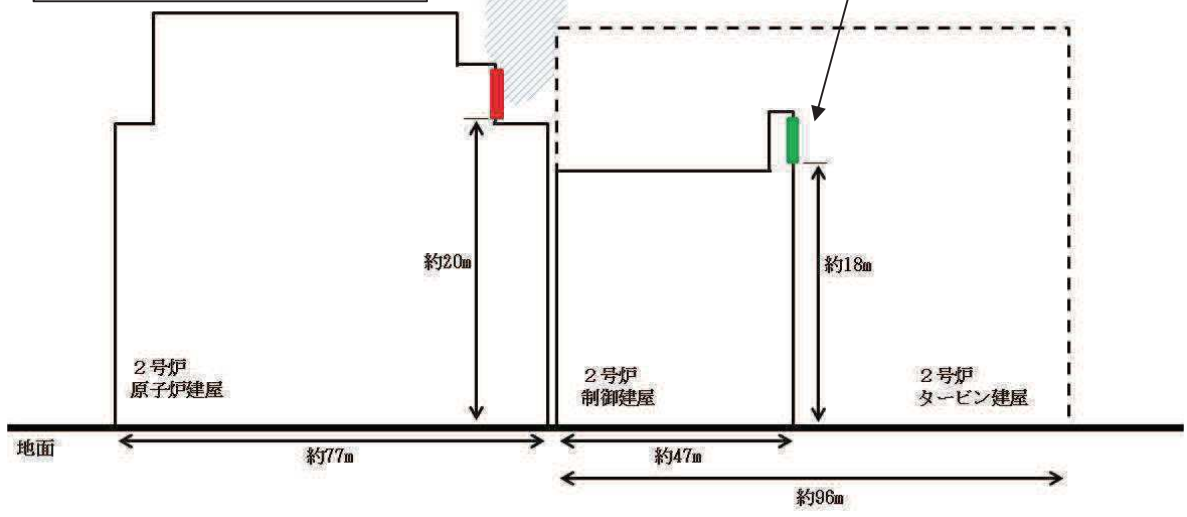
図10 原子炉建屋内線量率の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



(a) 平面図

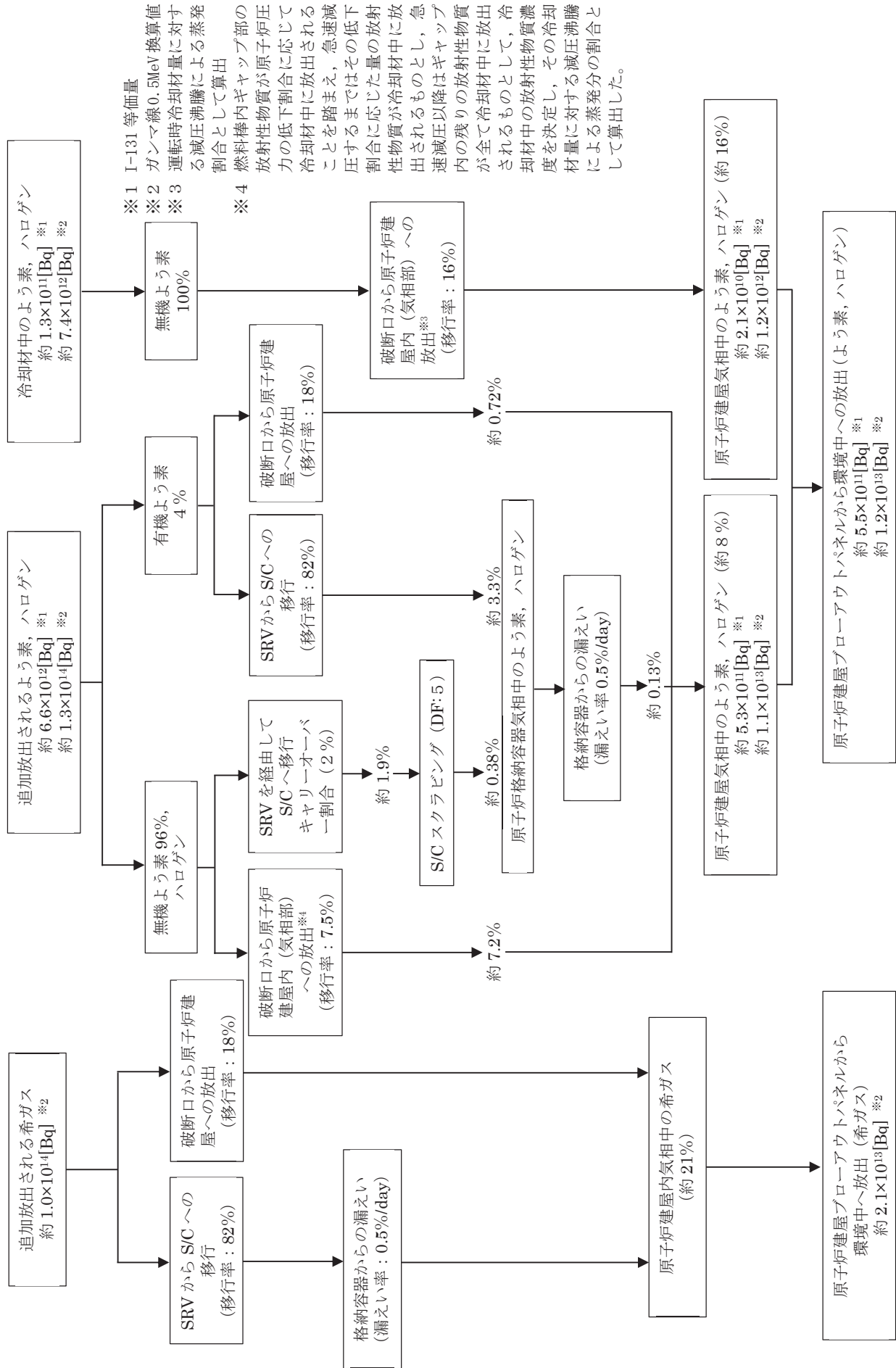
原子炉建屋ブローアウトパネルより環境中へ放出された放射性物質は大気中に拡散されるが、原子炉建屋ブローアウトパネルは制御建屋を挟んで中央制御室の換気口の反対側に設置されており、中央制御室に大量の放射性物質が取り込まれることはないと考えられる。また、事故時においては原子炉建屋原子炉棟排気放射能高信号により中央制御室換気空調系が事故時運転モードとなるため、換気口からの取り込みが抑えられることとなる。

破断口より漏えいした蒸気や追加放出された放射性物質、冷却材中に存在した放射性物質は、原子炉建屋ブローアウトパネルより環境中へ放出される



(b) 断面図

図 11 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・原子炉建屋ブローアウトパネルの位置関係



- ※1 I-131 等価量
- ※2 ガンマ線 0.5MeV 換算値
- ※3 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発割合として算出
- ※4 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算出した。

図 12 核分裂生成物の環境中への放出について (インターブローシステム L O C A 時)

敷地境界における実効線量の感度解析結果について

インターフェイスシステム L O C A のベースケースの事故シナリオについては、現場隔離操作の環境条件（温度、放射線量）を厳しく評価する観点から、急速減圧開始までの時間や、逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作数を 2 個に制限することで、破断口から原子炉建屋内に放出される放射性物質を含む蒸気が多くなるように設定している。

感度解析では、ベースケースの事故シナリオについて逃がし安全弁（自動減圧機能）を全数（6 個）使用する現実的な条件とした。

以下に敷地境界における実効線量の感度解析結果を示す。

1. 評価条件の変更箇所

事故シナリオについて表 1 に示す。感度解析にあたっては、急速減圧時の操作条件を「事象発生 30 分後に急速減圧（逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個）」とした。

2. 評価結果

放射性物質の大気放出量を表 2 に、敷地境界における実効線量を表 3 に示す。感度解析の結果、実効線量は約 2.1mSv となり、5 mSv に対して余裕があることを確認した。

なお、破断口から原子炉建屋内に流出する冷却材は、時間の経過とともに減少するため、仮に事象発生箇所の隔離操作に遅れが生じたとしても、敷地境界における実効線量の増加量は限定的であり、5 mSv に対しては余裕があるものとする。

表1 インターフェイスシステムLOCA時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	ベースケース	感度解析
漏えい箇所	高圧炉心スプレイ系ポンプ室	同左
漏えい面積	35cm ²	同左
事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステムLOCA発生と同時に給水流量の全喪失が発生し、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）到達後、自動スクラム ・原子炉水位が原子炉水位低（レベル2）に到達する事象発生約 15 秒後、原子炉隔離時冷却系自動起動 ・<u>事象発生 30 分後に急速減圧（逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個）</u> ・事象発生 45 分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱 ・事象発生約 5 時間後にインターフェイスシステムLOCA発生箇所隔離 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・同左 ・<u>事象発生 30 分後に急速減圧（逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個）</u> ・同左 ・同左
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	同左
原子炉建屋ブローアウトパネル開放圧力	4.4kPa[gage]	同左

表2 放射性物質の大気中への放出量

項目	ベースケース	感度解析
よう素[Bq] (I-131 等価量)	約 5.5×10^{11}	約 2.3×10^{11}
希ガス+ハロゲン等[Bq] (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	約 3.3×10^{13}	約 2.3×10^{13}

表3 敷地境界における実効線量

項目	ベースケース	感度解析
よう素の内部被ばくによる実効線量[mSv]	約 4.8	約 2.0
希ガス及びハロゲン等のガンマ線による実効線量[mSv]	約 9.7×10^{-2}	約 6.9×10^{-2}
合計[mSv]	約 4.9	約 2.1

ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価

1. ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁の操作ができるよう、放射線防護対策として原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁）作業場所には鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、鉛 2mm 相当のタングステンベストを着用して作業することで放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を行い、遠隔手動弁操作設備遮蔽は作業員を防護するために必要な遮蔽厚さ等を有しており、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下となることを確認した。

ベント操作としてサプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれにおける原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象をベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で想定する事象として選定する。

また、放出量評価条件を表 6-1、大気中への放出過程及び概略図を図 6-1～図 6-4 に示す。大気中への放出経路については図 6-5 に示すとおりであり、非常用ガス処理系が起動し原子炉建屋原子炉棟の負圧達成するまで（事象発生から 70 分間）は原子炉建屋からの漏えいを想定し地上放出するとし、原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成した以降（事象発生から 70 分間以降）は排気筒からの放出を想定する。また、ベント実施時は原子炉格納容器フィルタベント系からの放出を想定し原子炉建屋屋上の原子炉格納容器フィルタベント系排気管放出とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、図 6-6 及び図 6-7 に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、表 6-2 及び表 6-3 に示すように、ガ

ウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。

外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、表 6-4 に示すとおり作業場所の空間体積と等価な半球状とし、半球の中心の線量で行い、内部被ばくについては、表 6-5 に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、原子炉格納容器第一隔離弁の操作については、作業場所に遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、タングステンベスト及び自給式呼吸器を着用して作業することを考慮し評価を行った。

大気中に放出され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については、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、表 6-5 に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

原子炉格納容器フィルタベント系配管、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟等からの直接ガンマ線による被ばくについては、表 6-6～表 6-8 に示す原子炉建屋壁、作業場所に設置する遠隔手動弁操作設備遮蔽の遮蔽効果を考慮し評価を行った。なお、評価で考慮するコンクリート遮蔽は、建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会）に準拠して施工しているため、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用し、その密度は 2.15g/cm^3 とする。

c. アクセスルート

原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、図 6-8～図 6-11 に示すとおりである。原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、図 6-12～図 6-14 に示すとおりである。原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作を行う場合のアクセスルートは図 6-12～図 6-14 に示すとおりである。

d. 評価点

評価点は、図 6-15 に示すとおりであり、ベント操作の作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、作業場所と同じ評価点とする。作業場所は原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作時は地下 1 階非常用電気品室(B)、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）では地上 1 階 DG(B)室、原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作時は地上 1 階 DG(B)室である。なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく評価を行った。

e. 作業時間

原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）の開操作は、ベント実施前に行うものとし、サプレッションチェンバ側及びドライウエル側共通で原子炉格納容器第二隔離弁の作業時間は 66 分（移動時間（往復）12 分＋作業時間 54 分）とする。また、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁）の開操作は、作業時間は 96 分（移動時間（往復）12 分＋作業時間（原子炉格納容器第一隔離弁作業場所滞在）84 分）とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を表 6-9～表 6-11 に示す。

a. サプレッションチェンバからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約 0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁）で約 78mSv となった。

b. ドライウエルからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約 0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）開操作時で約 71mSv となった。

表 6-1 放出量評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA + HPCS失敗 + 低圧ECCS失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用できない場合)	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、中央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ナリオを選定
炉心熱出力	2436 MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクルあたり 10000 時間(約 416 日)	1 サイクル13ヶ月 (395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内内蔵量	希ガス類 : 1.6×10^{19} Bq よう素類 : 2.1×10^{19} Bq Cs 類 : 8.4×10^{17} Bq Te 類 : 6.0×10^{18} Bq Ba 類 : 1.8×10^{19} Bq Ru 類 : 1.8×10^{19} Bq Ce 類 : 5.5×10^{19} Bq La 類 : 4.1×10^{19} Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)」×「2436MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料(9×9燃料)、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい : 事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい) 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出 : 事故発生から70分後 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 : 事故発生から約45時間後	原子炉格納容器漏えい : MAAP 解析結果 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出 : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 : MAAP 解析結果

表 6-1 放出量評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器pH調整系の効果	考慮しない	原子炉格納容器pH調整系は、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
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1. 195に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, 粒子状放射性物質及び有機よう素)	1Pd 以下 : 1.0Pd で 0.9%/日 1~1.5Pd : 1.5Pd で 1.1%/日 1.5~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pdで0.5%/日) 及びA E Cの式等に基づき設定
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)	1Pd 以下 : 0.9%/日 (一定) 1~1.5Pd : 1.1%/日 (一定) 1.5~2Pd : 1.3%/日 (一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率, A E Cの式等に基づき設定
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (除去係数)	希ガス:1 粒子状放射性物質:10 無機よう素:1 有機よう素:1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮
原子炉格納容器内での除去効果 (粒子状放射性物質)	MAAP 解析に基づく (沈着, サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング及び格納容器スプレイ)	MAAP の FP 挙動モデル
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の積算放出量の 1/200 まで)	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2に基づき設定
	サプレッションチェンバ内のプール水のスクラビングによる除去効果:5 (ウェットウェルベントのみ)	Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定

表 6-1 放出量評価条件 (3/4)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類： よう素類： Cs 類： Te 類： Ba 類： Ru 類： La 類： Ce 類：	ウェットウェルベント 約 2.2×10^{-2} 約 8.3×10^{-4} 約 3.1×10^{-6} 約 6.3×10^{-7} 約 2.5×10^{-7} 約 3.1×10^{-8} 約 2.5×10^{-9} 約 6.3×10^{-9}	ドライウェルベント 約 2.2×10^{-2} 約 8.3×10^{-4} 約 3.1×10^{-6} 約 6.3×10^{-7} 約 2.5×10^{-7} 約 3.1×10^{-8} 約 2.5×10^{-9} 約 6.3×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系の起動前）	無限大(回/日)（地上放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外は、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、即座に大気へ漏えいするものとして評価）		保守的に設定	
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系の起動後）	0.5(回/日)（排気筒放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間）		設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）	
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 70 分後		起動操作時間（60 分） + 負圧達成時間（10 分）（保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）	
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	
原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放がないため	

表 6-1 放出量評価条件 (4/4)

項目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器からベントラインへの放出割合		ウェットウェルベント 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-7} Ba 類：約 9.4×10^{-8} Ru 類：約 1.2×10^{-8} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-9}	ドライウェルベント 約 9.5×10^{-1} 約 3.3×10^{-2} 約 3.2×10^{-4} 約 6.4×10^{-5} 約 2.6×10^{-5} 約 3.2×10^{-6} 約 2.6×10^{-7} 約 6.4×10^{-7}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質：1000			設計値に基づき設定

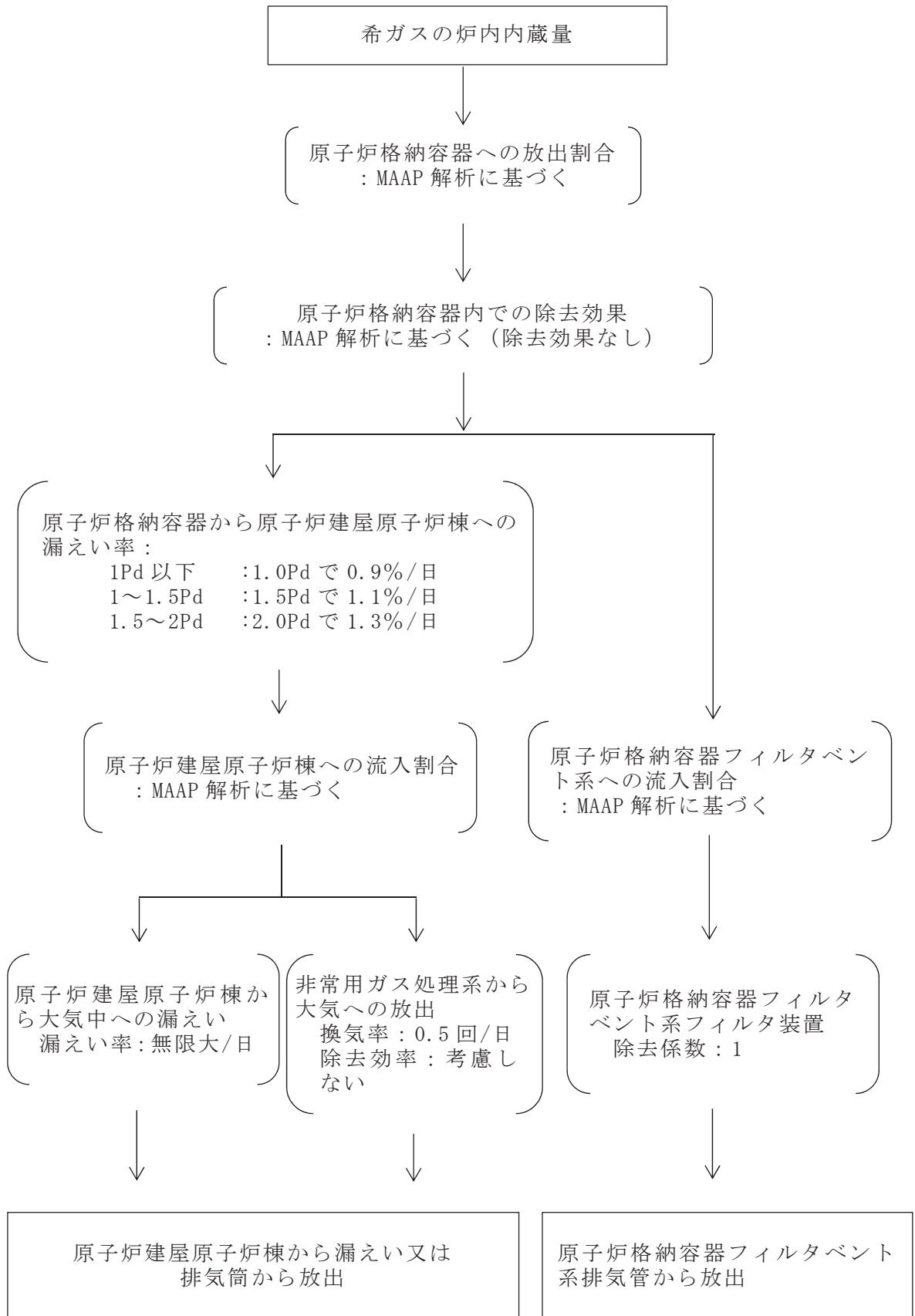


図 6-1 希ガスの大気放出過程

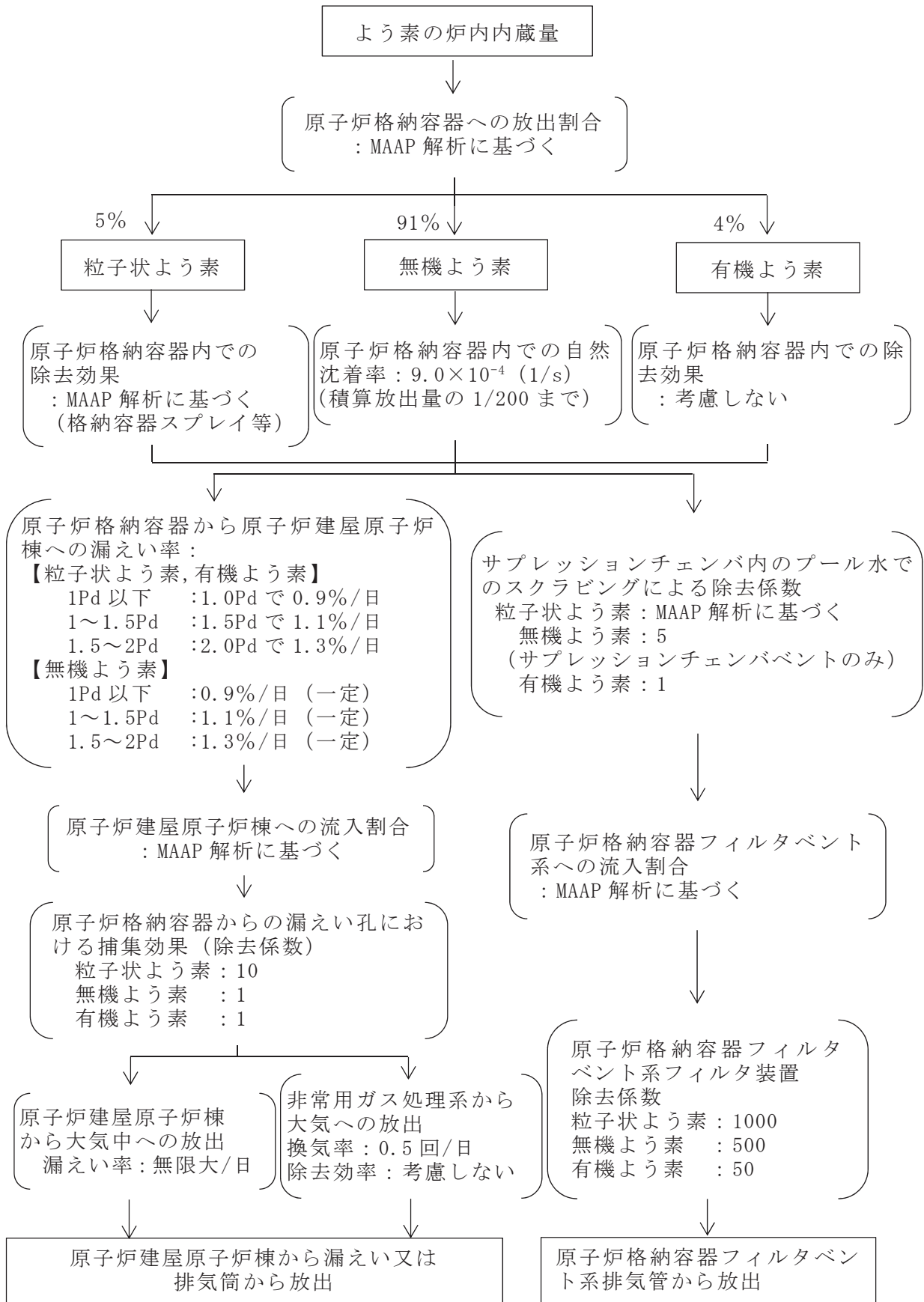


図 6-2 よう素の大気放出過程

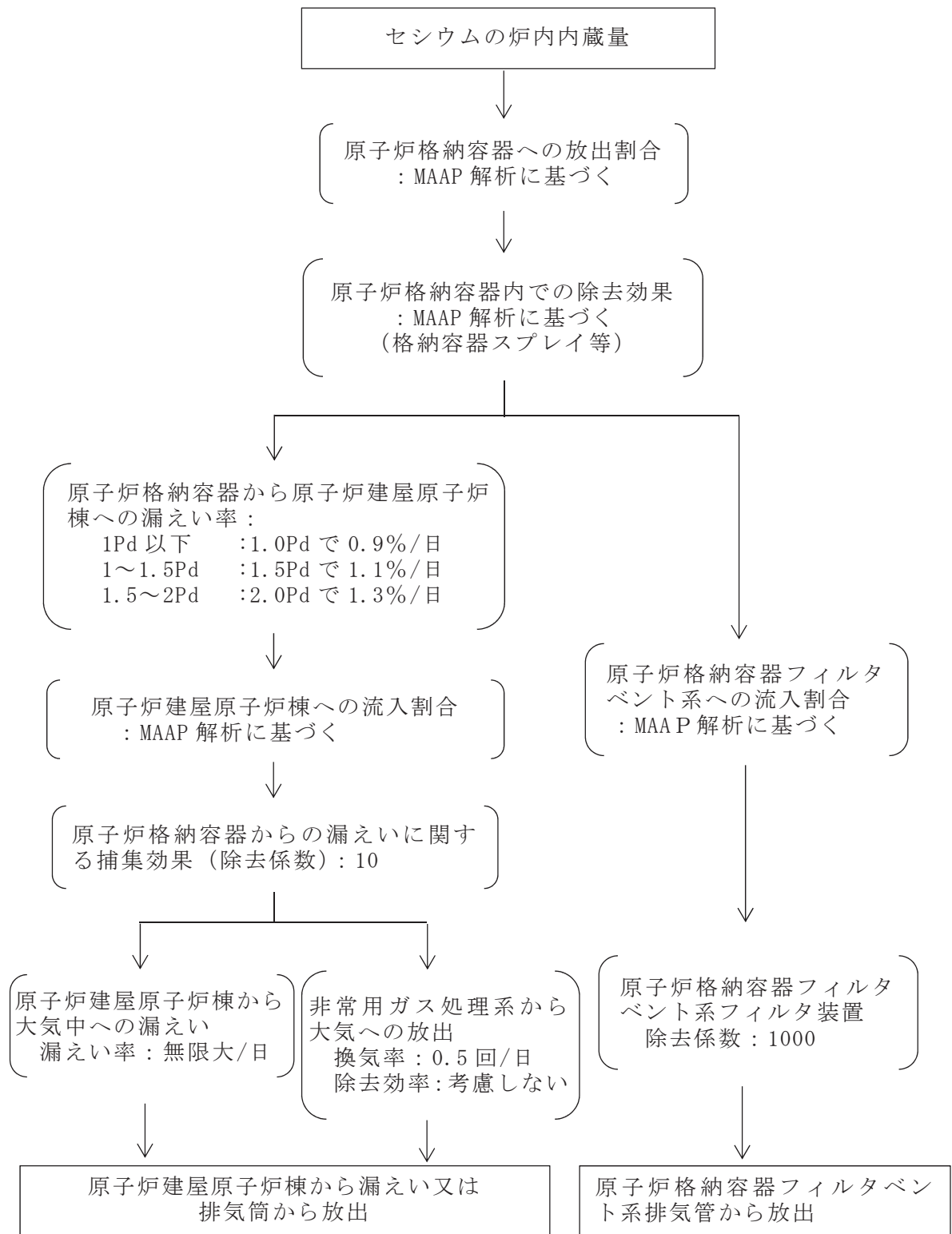


図 6-3 セシウムの大気放出過程

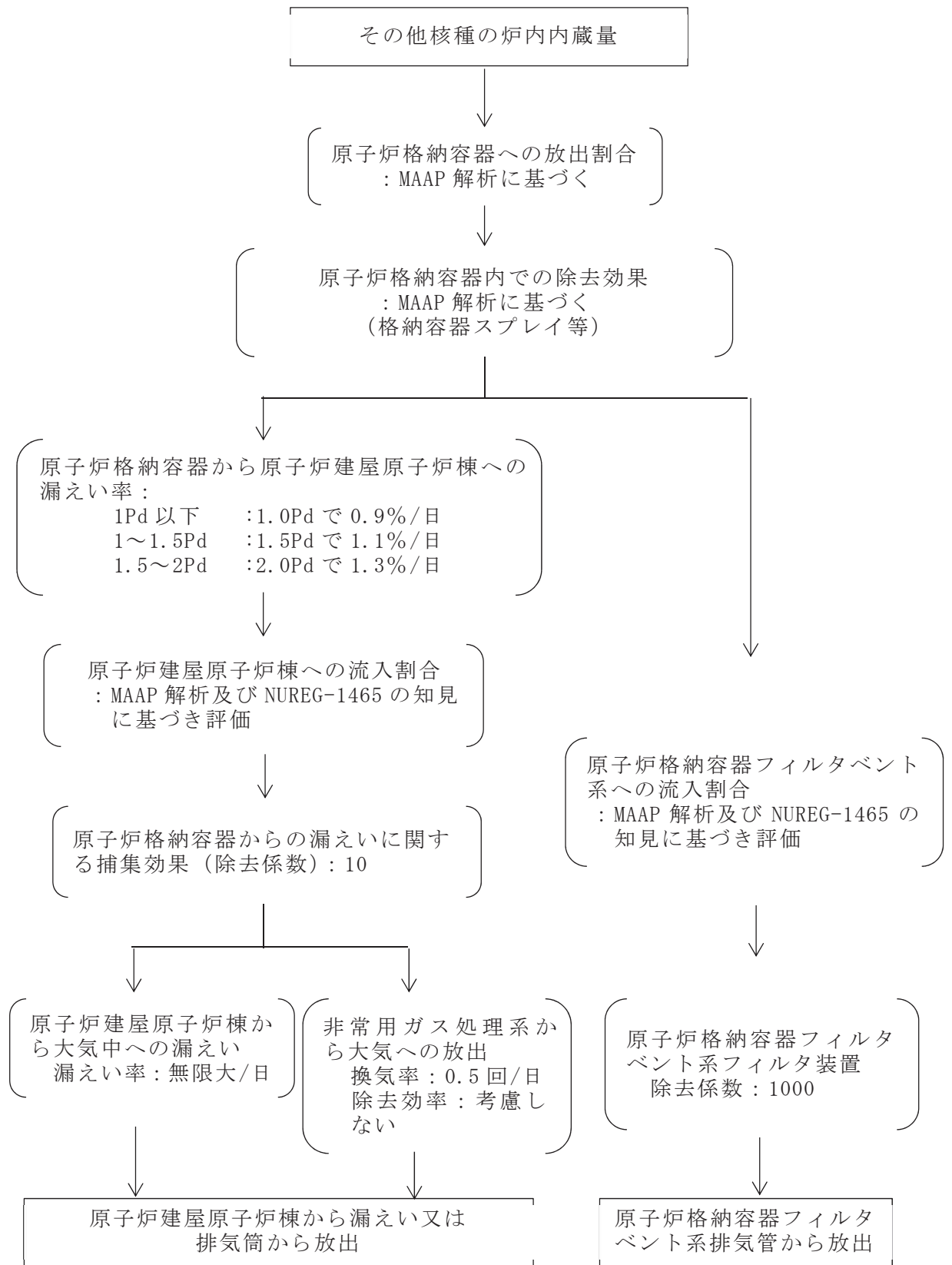
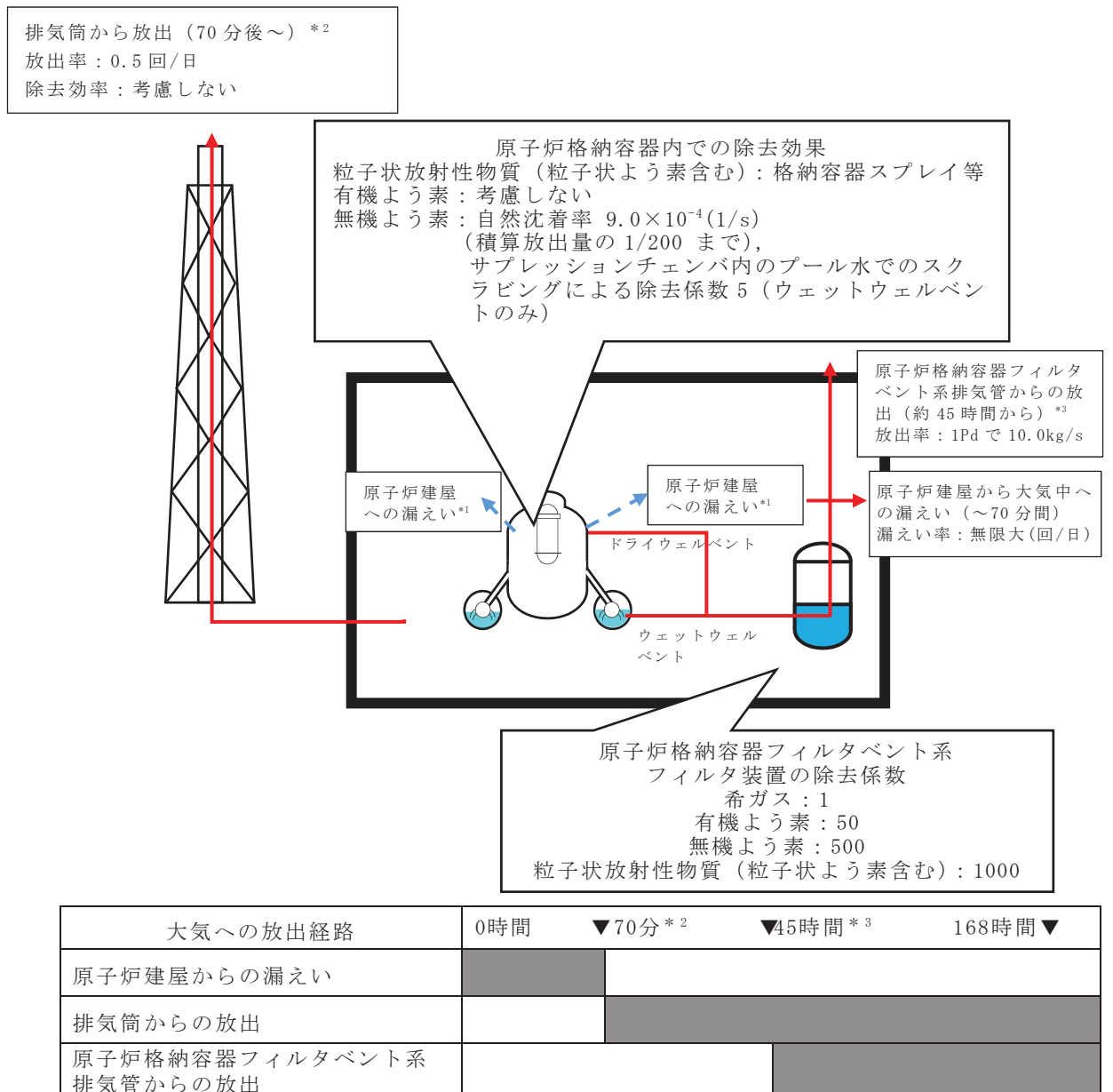


図 6-4 その他核種の大気放出過程



注記 *1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，粒子状放射性物質 (粒子状よう素含む)，有機よう素】

1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日，1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日，1.5～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

1Pd 以下：0.9%/日 (一定)，1～1.5Pd：1.1%/日 (一定)，1.5～2Pd：1.3%/日 (一定)

*2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 70 分以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

*3：事象発生後約 45 時間以降は，「排気筒からの放出」及び「原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 6-5 大気放出過程概略図 (イメージ)

被ばく経路	
①	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
②	外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく (作業場所内に浮遊している放射性物質による内部及び外部被ばく, マスク着用 (DF=50) を考慮)
③	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線による外部被ばく)
④	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による被ばく (グラウンドシャインによる外部被ばく)

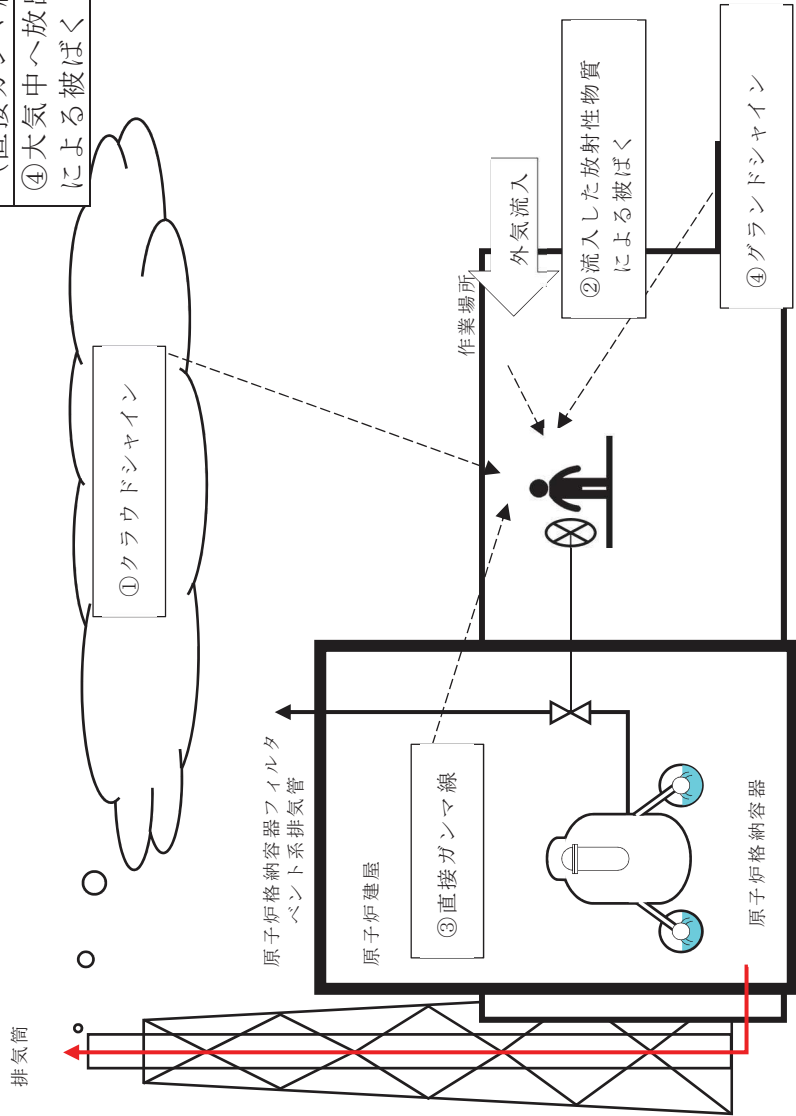


図 6-6 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び原子炉格納容器第二隔離弁開操作時)

被ばく経路	
①	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
②	外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく（作業場所内に浮遊している放射性物質による外部被ばく：遠隔手動弁操作設備遮蔽及びタングステンベント着用に伴う遮蔽効果を考慮。ただし、自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。）
③	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）
④	フィルタ装置及び配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（ただし、ベント実施後のみ考慮する。）
⑤	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による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）

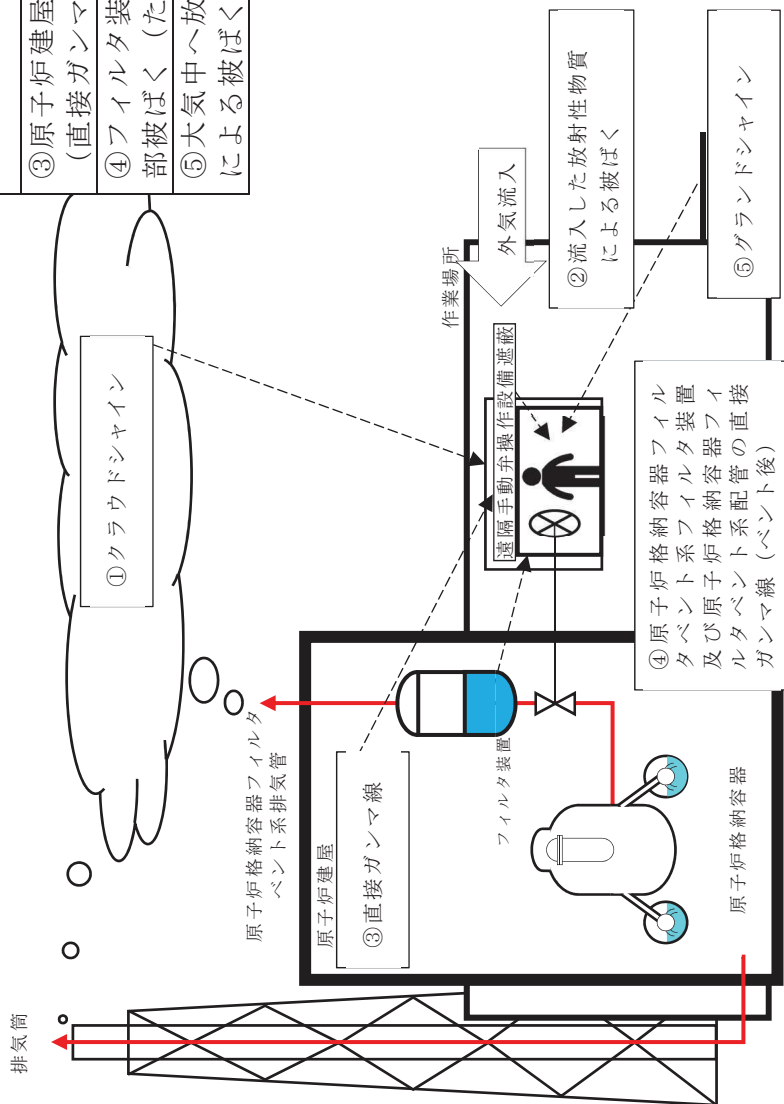


図 6-7 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び原子炉格納容器第一隔離弁開操作時）

表 6-2 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風 : 地上約10m 排気筒風 : 地上71m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい : 地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 地上36m 排気筒からの放出 : 地上90m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	原子炉建屋漏えい : 考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 考慮する 排気筒からの放出 : 考慮しない	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 排気筒については高さが周囲の建屋2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	図6-15参照	屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする
着目方位	排気筒 : 1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管 : 9方位	排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする
建屋影響	2050m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定

表 6-3 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバメント用出口隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉格納容器フィルタ タベント系排気管	χ/Q (s/m^3)	約 9.5×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ/Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルメント用出口隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉格納容器フィルタ タベント系排気管	χ/Q (s/m^3)	約 9.5×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}
		原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ/Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタ タベント系ベントライン隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-3}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}
		排気筒	χ/Q (s/m^3)	約 2.9×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}

表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価式	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3} /m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) </p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p> V_R : 作業エリア等の空間体積 (m^3) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V_R)	<p><サプレッションチェンバからのベントを行う場合></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所 : 1860m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 ・サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 操作場所 : 1540m^3 操作場所 (遠隔手動弁操作設備遮蔽内部) : 20m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 <p><ドライウェルからのベントを行う場合></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所 : 1860m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 ・ドライウェルベント用出口隔離弁 操作場所 : 1860m^3 操作場所 (遠隔手動弁操作設備遮蔽内部) : 20m^3 屋内移動アクセスルート : 4760m^3 	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定

O2 ② VI-1-8-1-別添2 R1

表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする
サプレッションチェンバメント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁操作箇所への遮蔽	鉛 2mm	設計値に基づき設定
タングステンベストの考慮	<p>鉛2mm相当のタングステンベストの着用による遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価</p> <p>【不均等被ばくの評価式】</p> $H_{EE}=0.11H_a+0.89H_b$ <p>H_{EE} : 外部被ばくの実効線量 H_a : タングステンベストの着用による遮蔽効果を考慮しない実効線量 H_b : タングステンベストの着用による遮蔽効果を考慮した実効線量</p>	<p>炉心損傷後のサプレッションチェンバメント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また、不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成11年4月）」より設定。</p>

表 6-5 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-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	ICRP Publication 71, 72に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定
自給式呼吸器の考慮	原子炉格納容器第一隔離弁操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)	現場での隔離弁開操作時に着用する運用に合わせて設定
地表面への沈着速度	粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s	女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定

表 6-6 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線

項目		作業場所における評価条件			選定理由
		配管位置	配管向き*1	遮蔽厚さ及び距離	
遮蔽厚さ	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	<input type="text"/> cm*2	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8～図6-14参照)
		地上1階	南北方向		
		地上1階	東西方向	<input type="text"/> cm*3	
		地上1階	上下方向		
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向		
		地上1階	東西方向		
		地上1階	上下方向	<input type="text"/> cm*2	
		地上2階	南北方向		
	地上2階	東西方向			
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用			建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
コンクリート密度		2.15g/cm ³			建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
配管中心から評価点までの距離	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	2.7m	—
		地上1階	南北方向	8.8m	
		地上1階	東西方向	2.7m	
		地上1階	上下方向	2.7m	
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	8.8m	
		地上1階	東西方向	2.7m	
		地上1階	上下方向	2.7m	
		地上2階	南北方向	1.8m	
	地上2階	東西方向	1.8m		

注記 *1: 原子炉格納容器フィルタベント系配管は方向毎に評価

*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体1枚に対してマイナス側許容差を考慮

*3: 原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-7 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの直接ガンマ線

評価点	遮蔽厚さ*1	線源からの距離	選定理由
地下1階 非常用電気品室(B)	□ cm*2	46.0m	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図 6-8 ~ 図 6-14 参照)
地上1階 DG(B)室	□ cm*3	45.3m	

注記 *1: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用

*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体3枚に対してマイナス側許容差を考慮

*3: 原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮

表 6-8 原子炉建屋からの直接ガンマ線

項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ	□ cm ~ □ cm*4	原子炉建屋原子炉棟外壁(2次しゃへい壁)の厚さを設定
原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋原子炉棟のモデル	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮 原子炉建屋の評価モデルを図 6-16 及び 図 6-17 に示す
直接ガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価: QAD-CGGP2R	現行許認可(添十)に同じ

注記 *4: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

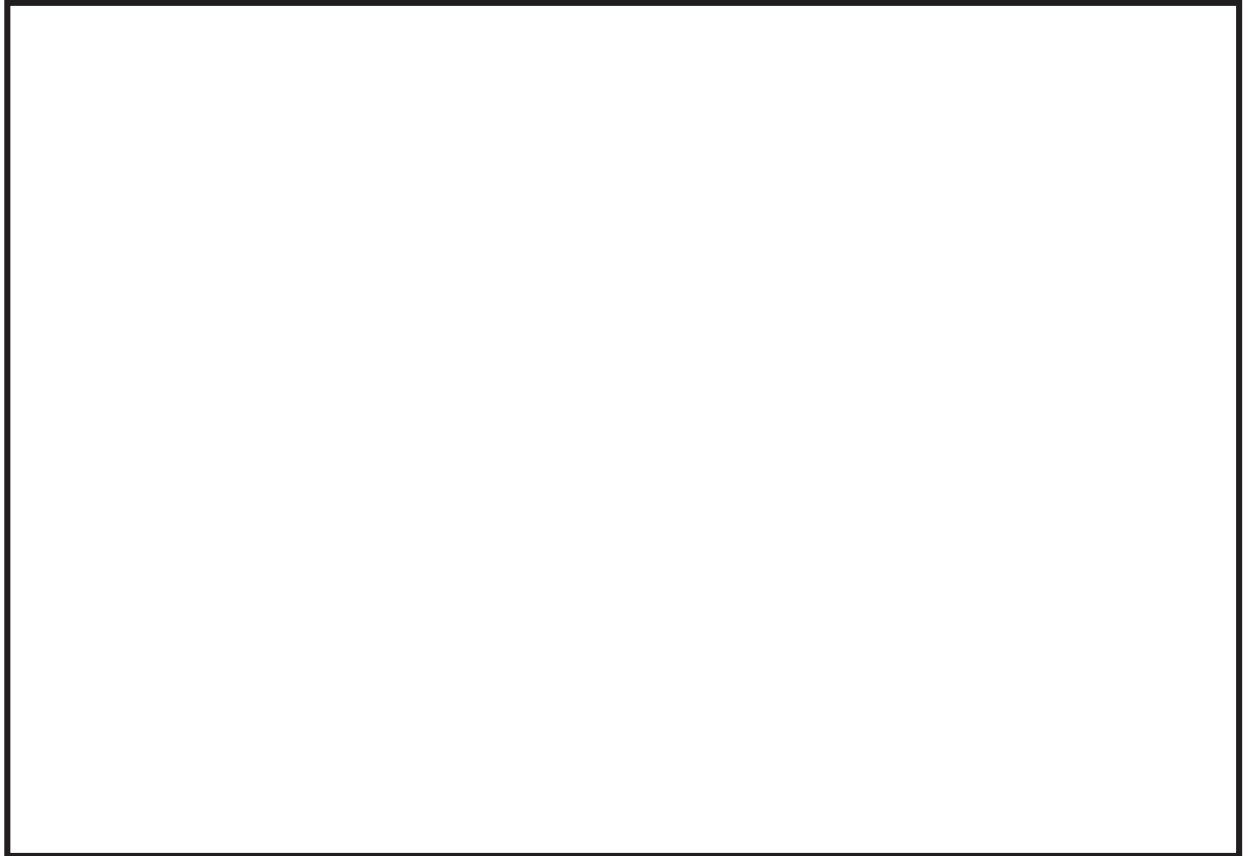


図 6-8 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 3 階及び制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 6-9 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 2 階，タービン建屋地上 2 階及び制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

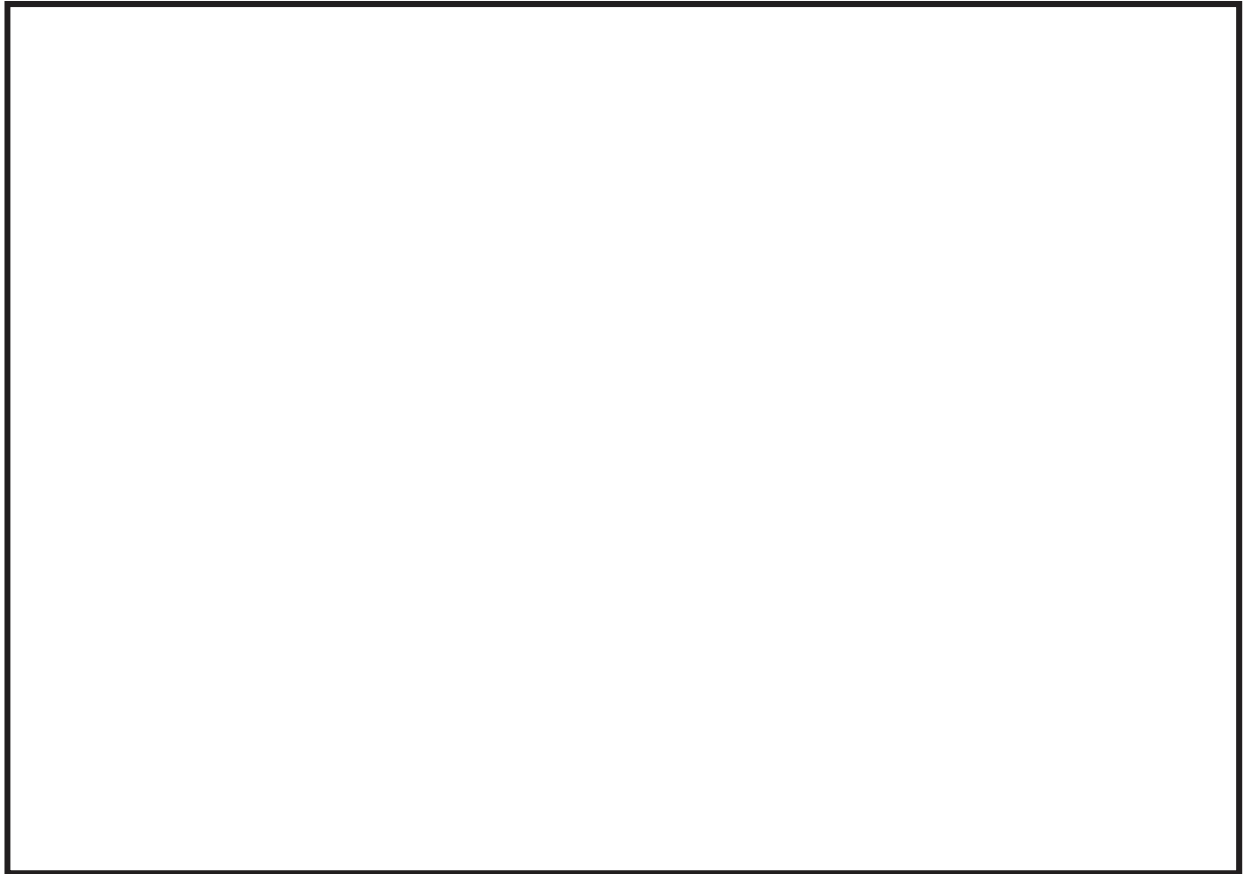


図 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 1 階，タービン建屋地上 1 階及び制御建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

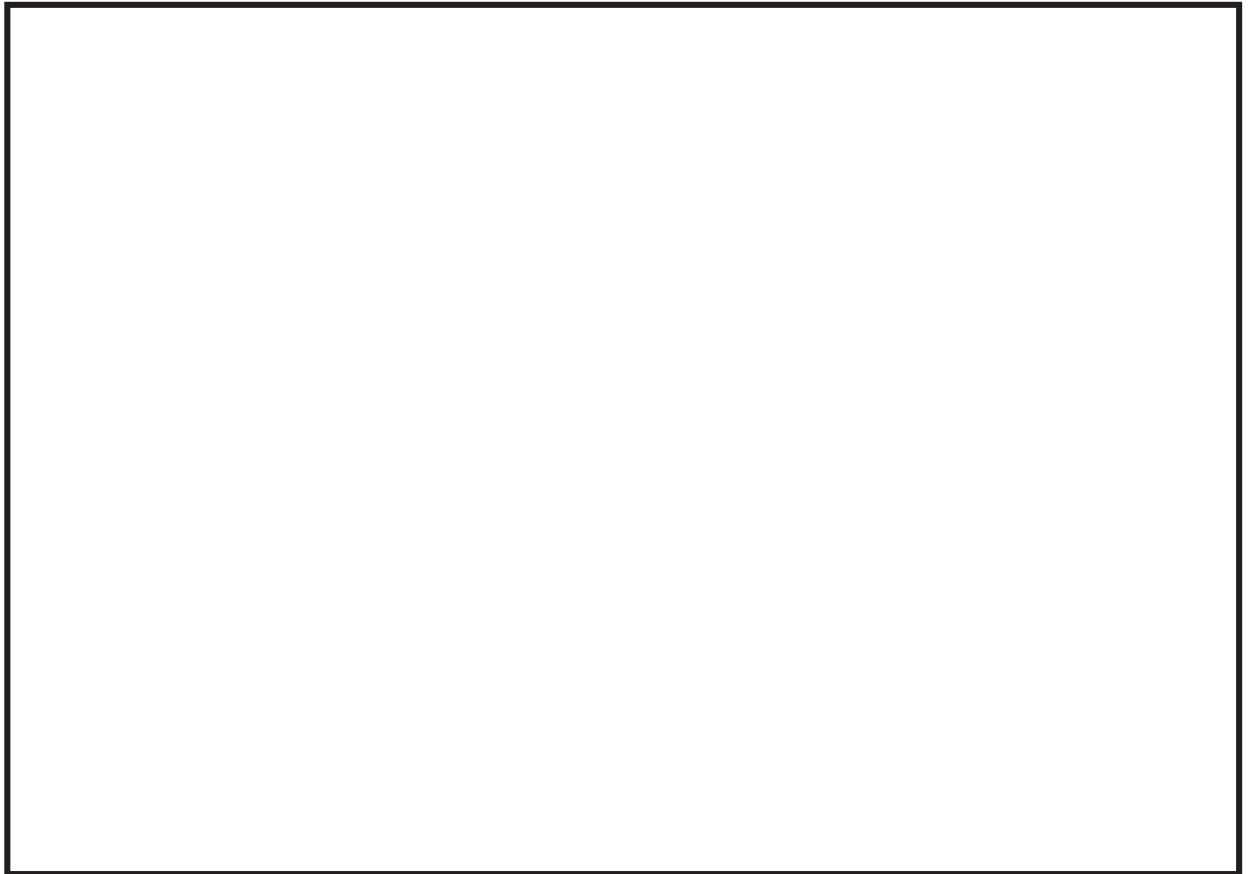


図 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地下 1 階，タービン建屋地下 1 階及び制御建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

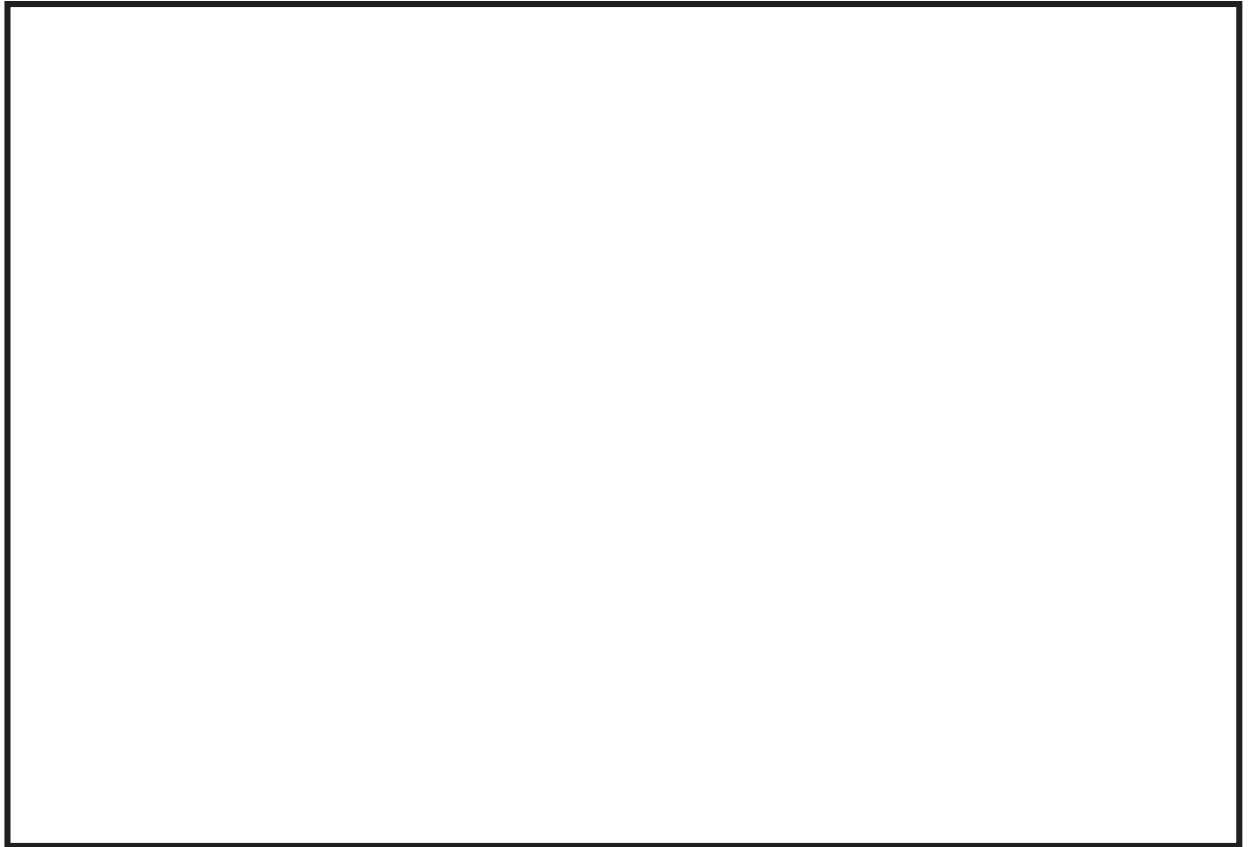


図 6-12 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 3 階及び制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

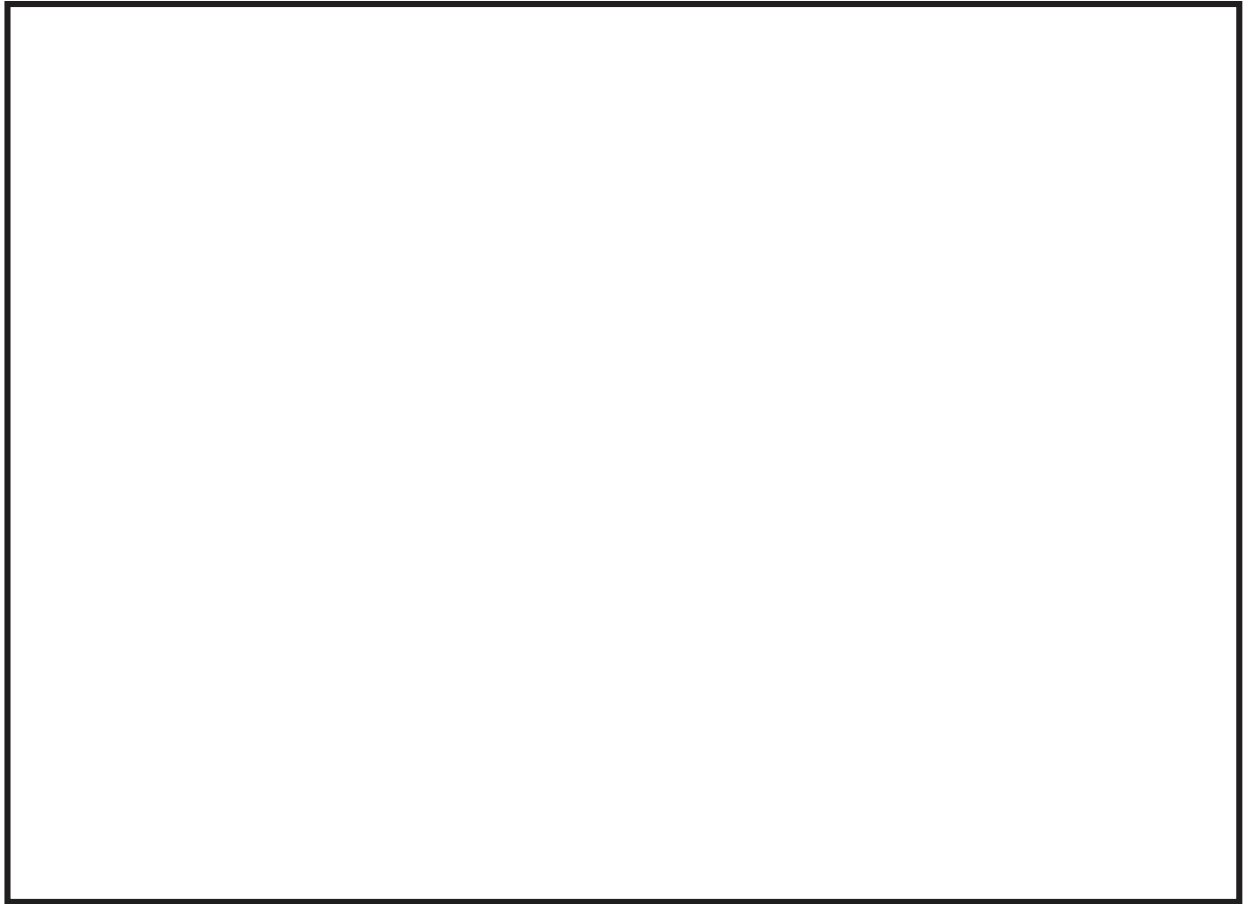


図 6-13 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 2 階，タービン建屋地上 2 階及び制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

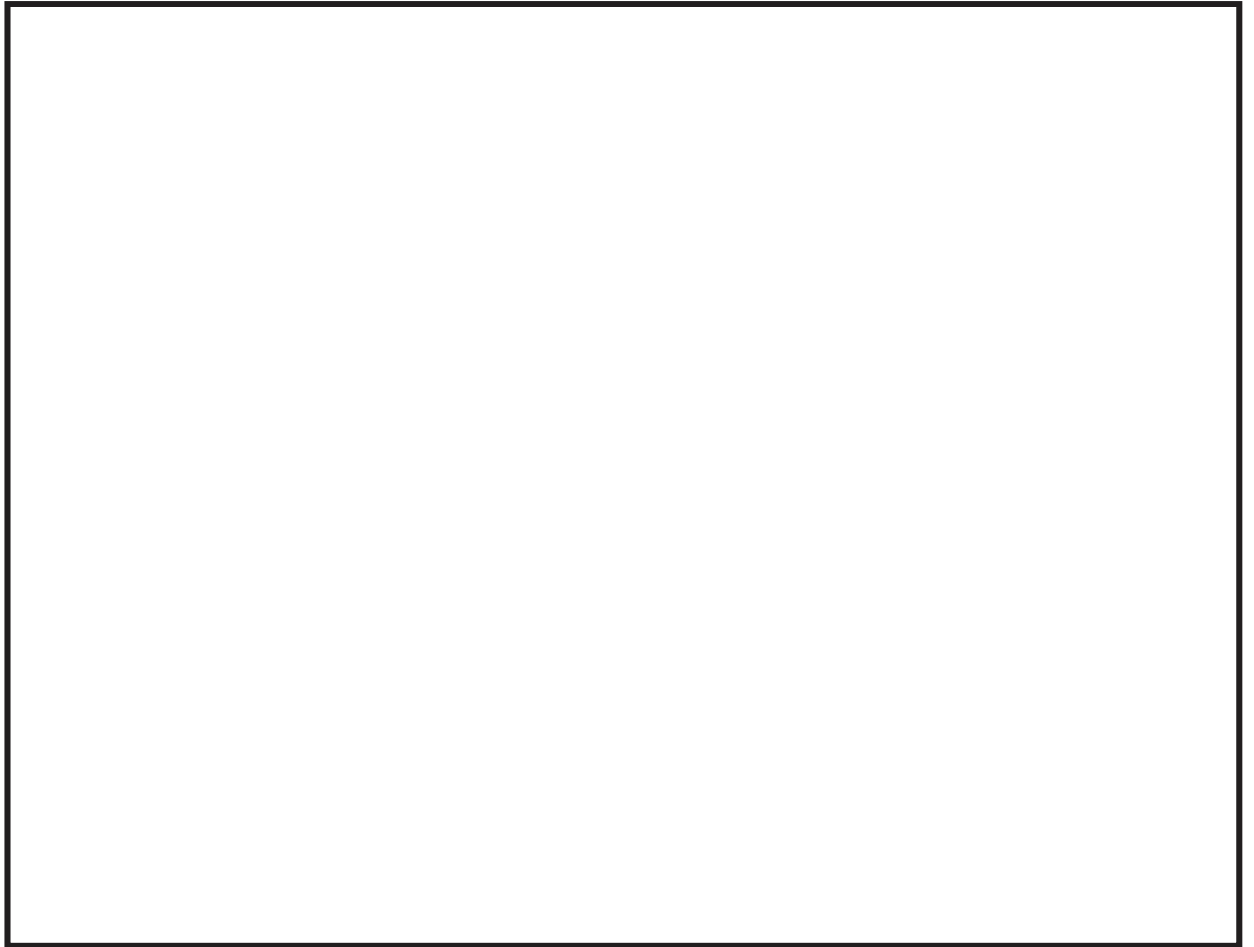


図 6-14 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上1階，タービン建屋地上1階及び制御建屋地上1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

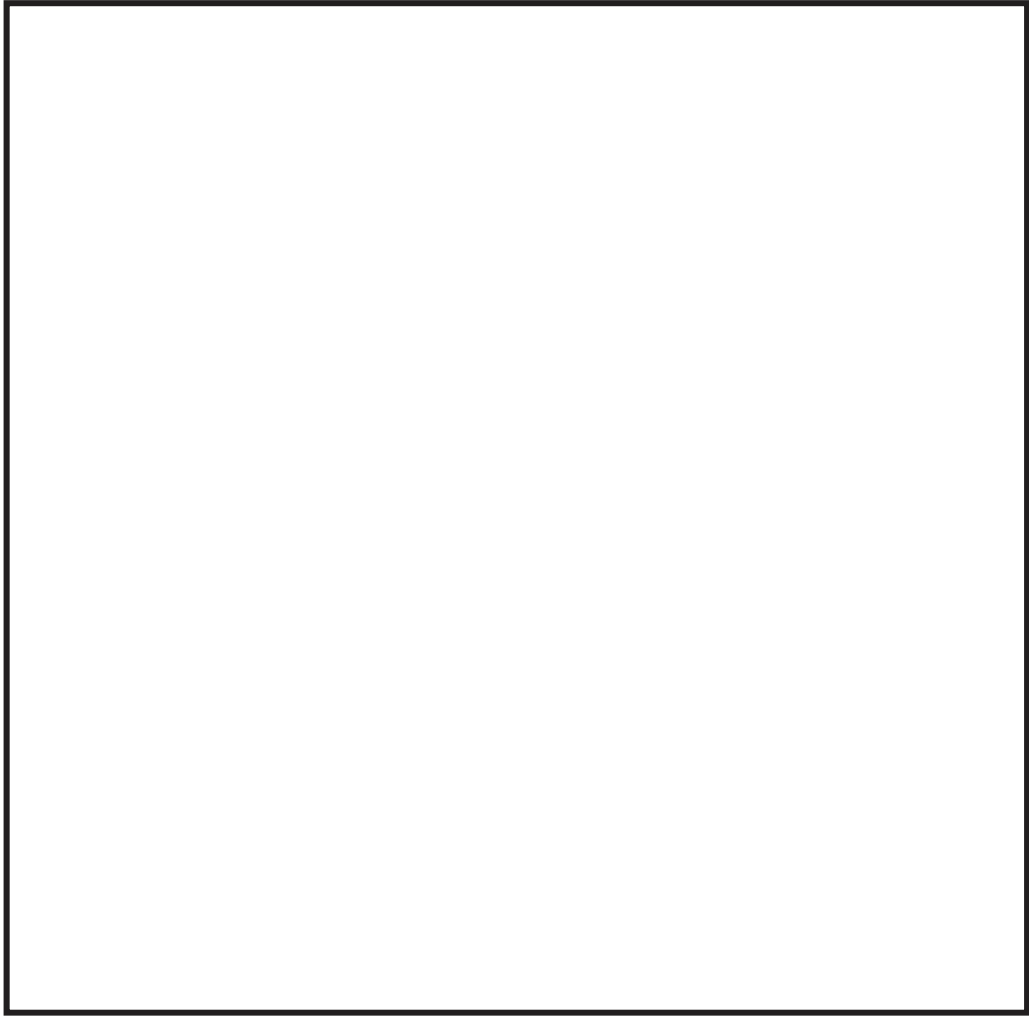
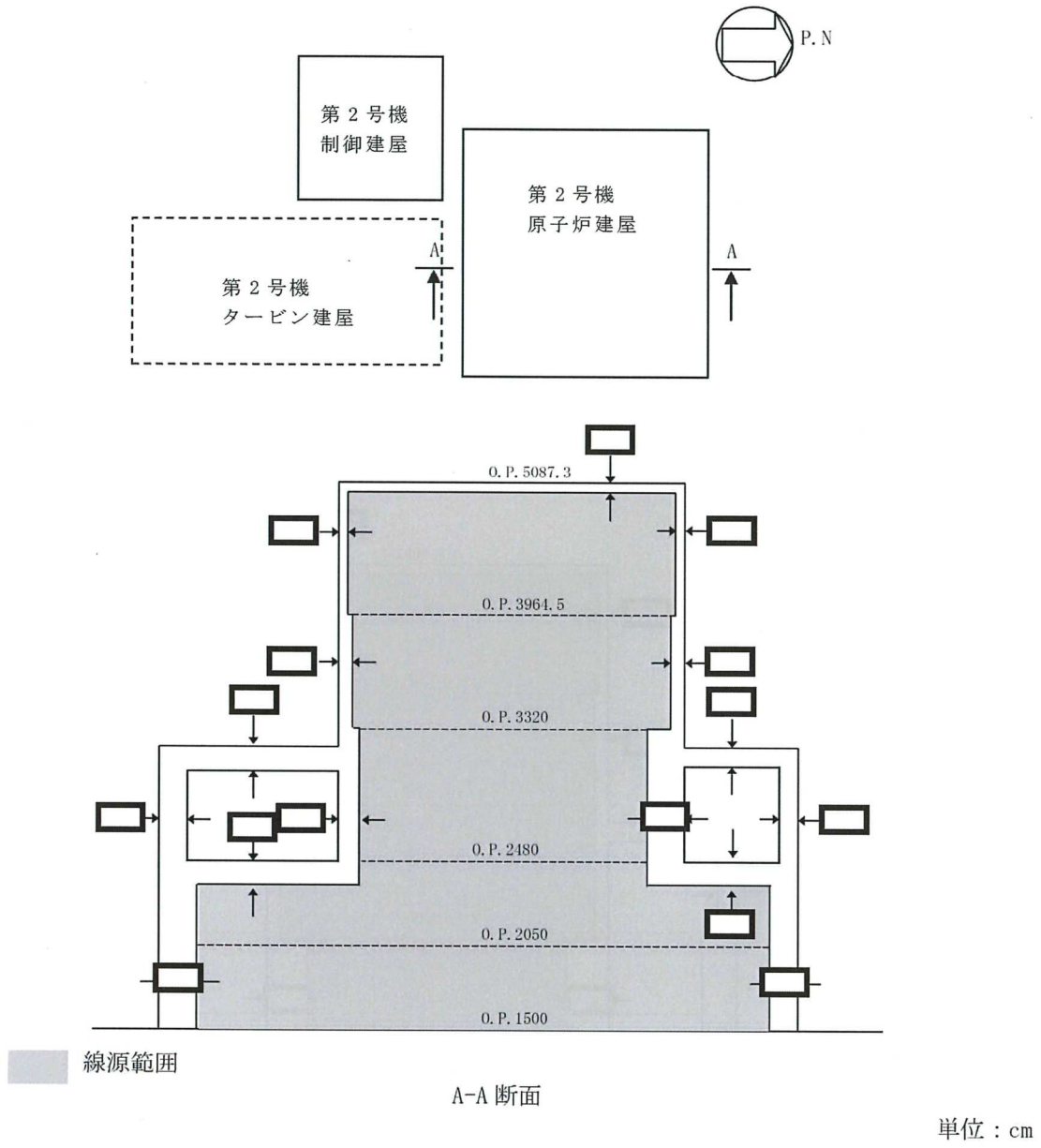


図6-15 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値から
マイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図 6-16 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

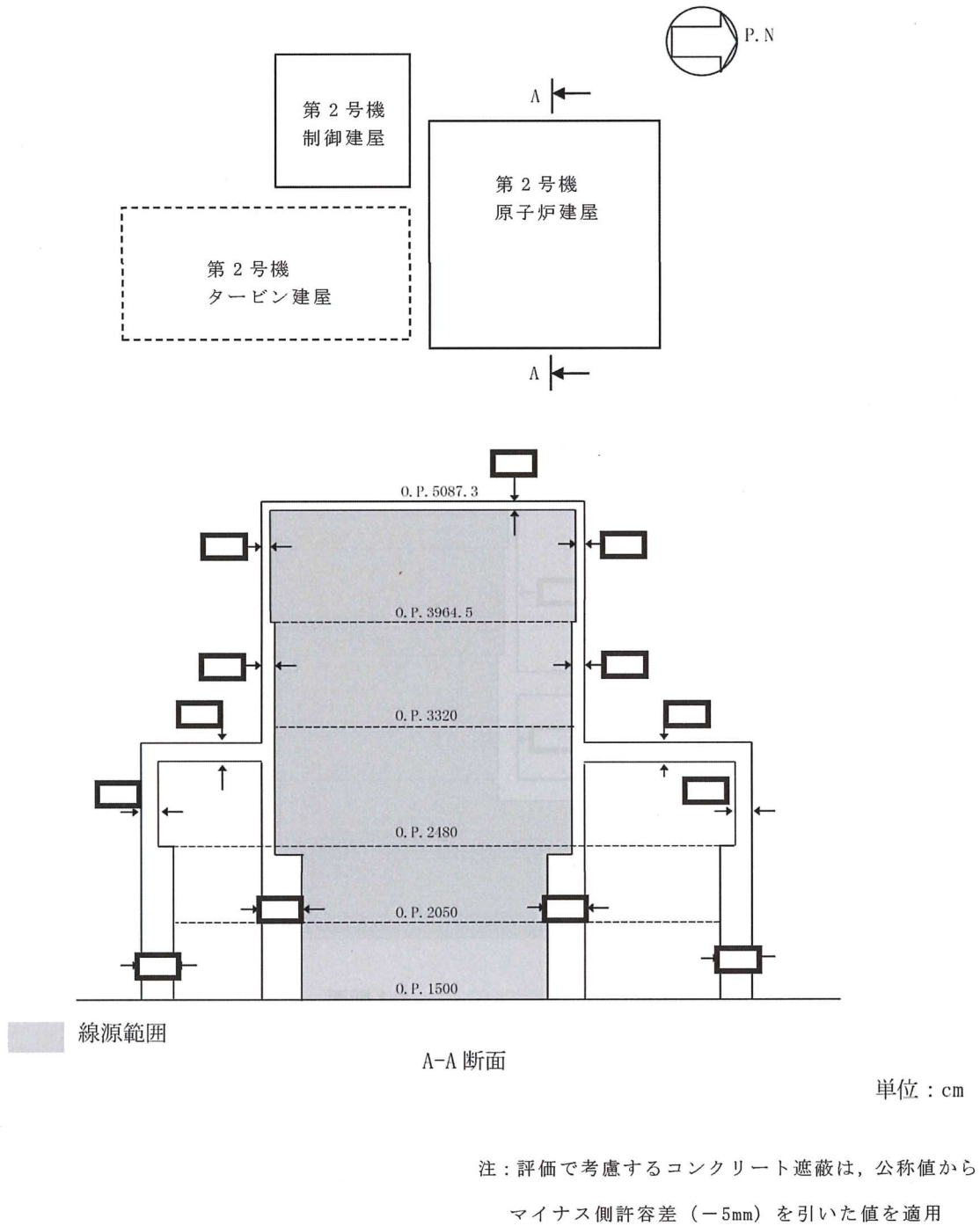


図 6-17 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル (2/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-9 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントトライン隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量
（単位：mSv/h）

被ばく経路	原子炉格納容器第二隔離弁*		
	(原子炉格納容器フィルタベント系ベントトライン隔離弁)	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.0×10^{-3}	約 2.0×10^{-3}	約 2.0×10^{-3}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 3.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}
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による被ばく	約 6.8×10^{-5}	約 6.8×10^{-5}	約 6.8×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約 6.6×10^{-4}	約 8.9×10^{-4}	約 8.9×10^{-4}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.5×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	ベント実施前の作業のため対象外		
作業線量率	約 1.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}	約 1.1×10^{-2}
作業時間及び移動時間	54分	6分	6分
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 9.1×10^{-3} mSv	約 1.1×10^{-3} mSv	約 1.1×10^{-3} mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 1.2×10^{-2} mSv		

注記 *：原子炉格納容器第二隔離弁開操作はベント実施前に行う。

表 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量

（単位：mSv/h）

被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 （サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）		
	作業時	屋内移動時 （中央制御室⇒作業場所）	屋内移動時 （作業場所⇒中央制御室）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.6×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.6×10^{-6}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.9×10^{-6}	約 1.4×10^{-10}	約 2.9×10^{-6}
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による被ばく	約 3.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-5}	約 3.3×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約 4.6×10^{-1}	約 3.1×10^{-4}	約 1.4×10^{-2}
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.9×10^{-10}	ベント実施前の作業のため対象外	約 3.9×10^{-10}
作業線量率	約 4.6×10^{-1}	約 2.3×10^{-3}	約 1.4×10^{-2}
作業時間及び移動時間	84分	6分	6分
作業員の実効線量 （作業時及び移動時）	約 6.5×10^1 mSv	約 2.3×10^{-4} mSv	約 1.4×10^1 mSv
作業員の実効線量 （合計）	約 7.8×10^1 mSv		

注記 *：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

表 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量

（単位：mSv/h）

被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 （ドライウエルベント用出口隔離弁）		
	作業時	屋内移動時 （中央制御室⇒作業場所）	屋内移動時 （作業場所⇒中央制御室）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-6}
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 1.5×10^{-6}	約 2.2×10^{-2}
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による被ばく	約 3.3×10^{-5}	約 3.0×10^{-5}	約 3.3×10^{-5}
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約 4.2×10^1	約 3.1×10^{-4}	約 1.2×10^2
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.1×10^{-7}	ベント実施前の作業のため 対象外	約 6.1×10^{-7}
作業線量率	約 4.2×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.2×10^2
作業時間及び移動時間	84分	6分	6分
作業員の実効線量 （作業時及び移動時）	約 5.9×10^1 mSv	約 2.3×10^{-4} mSv	約 1.2×10^1 mSv
作業員の実効線量 （合計）	約 7.1×10^1 mSv		

注記 *：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

引用文献

- (1) Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003
- (2) Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- (3) Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- (4) NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , 1995