

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	TK-1-483
提出年月日	平成30年5月1日

操作性・操作環境に対する説明

1. はじめに

重大事故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で示された各作業のうち、現場での作業の成立性を抜粋し、「表 重大事故等対策（現場作業）の成立性確認」に示す。

2. 操作性・操作環境

(1) 操作・作業時間

各現場作業・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、その他」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、湿度が 100%程度となる作業（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

放射線環境については、「西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作」が最も実行線量の高くなる作業だが、その実行線量は約 61mSv（添付3）であり、緊急作業時の線量限度である 100 mSv を超えることはない。

(c) 照明

蓄電池内臓照明の配置、ヘッドライトやLEDライトの携行及び車両の作業用照明があることから、問題はない。

(d) その他（アクセスルート等）

アクセスルート上に支障となる設備はないことから、問題はない。

(3) 連絡手段

携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備、送受話器等のうち、使用可能な設備により、中央制御室や災害対策本部との連絡が可能であることから、問題はない。

(4) 操作性

複雑な作業は無く、通常運転時等に行う作業等の容易に操作可能である。また、操作作業の訓練は操作作業の想定時間内で行うことができているため、問題はない。

以上のことから各現場作業・操作について、作業の想定時間、作業環境、連絡手段及び操作性を確認した結果、問題なく各現場作業・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」抜粋
「添付資料1.3.4 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」抜粋
「添付資料 2.7.2 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等について」
- 添付 3 : 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」抜粋
「添付資料 1.13.4 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について」
- 添付 4 : 「非常用母線接続作業時の被ばく評価について」
- 添付 5 : 「3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50 条】」抜粋
「別紙 17 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価」

表 重大事故等対策（現場作業）の成立性確認（1/4）

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アークマーク等)			
常設代替高 圧電源装置 からの受電 操作	常設代替高圧電源装置による 非常用母線の受電準備操作 ●非常用母線の受電準備操作 (現場)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全 交流動力電 源喪失 (T BD, TB U) の場合 :185分 上記以外 の場合 :75分	2.3.2 全 交流動力電 源喪失 (T BD, TB U) の場合 :152分 上記以外 の場合 :72分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程 度。	【炉心損傷がない場 合】 炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。 【炉心損傷がある場 合】 44mSv/h以下※1	蓄電池内蔵型照明を 作業エリアに配備し ているため、建屋内 非常用照明消灯時 における作業性を確 保している。また、 ヘッドライトやLED ライトを携帯してい るため、蓄電池内蔵 型照明が使用できな い場合においても、 操作に影響はない。	アクセスルート上に 支障となる設備はな い。	携行型有線通話装 置、電力保安通信 電話設備（固定電話 機、PHS端末）、送 受話器のうち、使用 可能な設備により、 中央制御室との連絡 が可能である。	通常運転時等に行 うNFB操作と同様 であり、容易に操作 できる。	1.14
	所内常設直流電源設備による非 常用所内電気設備への給電操作 (不要負荷の切離操作) ●不要負荷の切離操作(現場)	2.3.1 2.3.3 2.8	50分	42分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	蓄電池内蔵型照明を 作業エリアに配備し ているため、建屋内 非常用照明消灯時 における作業性を確 保している。また、 ヘッドライトやLED ライトを携帯してい るため、蓄電池内蔵 型照明が使用できな い場合においても、 操作に影響はない。	アクセスルート上に 支障となる設備はな い。	携行型有線通話装 置、電力保安通信 電話設備（固定電話 機、PHS端末）、送 受話器のうち、使用 可能な設備により、 中央制御室との連絡 が可能である。	通常運転時等に行 う遮断器操作と同 じであり、容易に 操作できる。	

※1:添付4「非常用母線接続作業の被ばく評価条件について」

表 重大事故等対策（現場作業）の成立性確認（2/4）

作業項目	作業・操作の内容	事故シーケンスNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他（アクセスルート等）			
各機器への給油操作	タンクローリによる燃料給油操作 ●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.2 2.6 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2	90分	80分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 6mSv/h以下 ^{※2}	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	1.14
	タンクローリによる燃料給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.2 2.6 2.8 3.1.3 4.1 4.2	適宜実施 3.5時間に1 回給油 ^{※1}	18分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 6mSv/h以下 ^{※2}	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	
	タンクローリによる燃料給油操作 ●可搬型窒素供給装置への給油操作	3.1.2 3.2	適宜実施 2.2時間に1 回給油 ^{※1}	28分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	15mSv/h以下 ^{※2}	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	
水源補給操作	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	180分	164分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 15mSv/h以下 ^{※2}	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、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。	1.13

※1:燃料が枯渇しないために必要な給油時間の間隔（許容時間）

※2:添付3「水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について」

表 重大事故等対策（現場作業）の成立性確認（3/4）

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケンスNo.	操作作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセス等)			
格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 ●第二弁現場操作場所への移動	3.1.3	45分	41分	重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	14mSv/h以下*	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	1.5 1.7
低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉注水操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	170分	154分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、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。	1.4 1.6 1.13
	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	125分	115分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	
	可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイの系統構成操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	175分	124分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	

※：添付5「ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価」

表 重大事故等対策（現場作業）の成立性確認（4/4）

作業項目	作業・操作の内容	事故シーケンスNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他（アクセス等）			
残留熱除去系の破断箇所隔離	現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●保護具装備/装備補助 ●残留熱除去系の注入弁閉止操作のための現場移動 ●残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作	2.7	115分	108分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	操作現場の温度は40℃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。	操作現場の放射線線量率は最も高い地点で約15.2mSv/h ^{※1} であり、作業時間は60分 ^{※2} であるため、約15.2mSvの被ばくとなる。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	1.3
使用済燃料プールへの注水操作	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	4.1 4.2	170分	154分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、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 1.13
待機中の残留熱除去系（停止時冷却系）を用いた原子炉停止時冷却系による原子炉除熱操作	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作 ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成操作（現場）	5.1	45分	40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手动操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4 1.5
原子炉保護系母線の復旧	原子炉保護系母線の受電操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作（現場）	5.1 5.2	105分	94分	運転員 (現場)	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い。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4

※1: 添付2「ISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内線量率評価及び非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価」

※2: 原子炉建屋原子炉棟内での作業時間にて被ばく評価を実施

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 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：各作業の操作内容の概要を記載
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（重大事故発生時における放射線防護具着用時間含む、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 など
 - (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：対応する技術的能力条文番号を記載

表 重大事故等対策の成立性確認 (1/19)

作業項目	作業・操作の内容	シナリオNo.	事故の発生	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アーク等)			
機能喪失の確認	高圧注水機能喪失の確認 ●高圧炉心スプレレイ系及び原子炉隔離時冷却系の手動起動操作(失敗)	2.1 2.2 2.6	運転員 (中央制御室)	2分	2分	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い。	炉心損傷がないため高線量とはならない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—	
	高圧注水機能喪失の確認 ●原子炉隔離時冷却系の手動起動操作(失敗)	3.2	運転員 (中央制御室)	2分	2分	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い。	約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—	
	低圧注水機能喪失の確認 ●低圧炉心スプレレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の手動起動操作(失敗)	2.1 2.6	運転員 (中央制御室)	3分	4分	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とはならない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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。	—	
	早期の電源回復不能の確認 ●高圧炉心スプレレイ系ダイゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2.3.1 2.3.3 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	運転員 (中央制御室)	1分	1分	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い。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とはならない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、直流非常灯が使用できない場合は、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—	
	早期の電源回復不能の確認 ●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2.3.1 2.3.3 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	運転員 (中央制御室)	2分	2分	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い。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とはならない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、直流非常灯が使用できない場合は、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—	

表 重大事故等対策の成立性確認 (2/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アーク等)			
機能喪失の確認	取水機能喪失の確認 ●残留熱除去系海水系の手動起動操作(失敗)	2.4.1	4分	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い。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—
	崩壊除去機能喪失の確認 ●残留熱除去系(サブプレッション・プール格納系)によるサブプレッション・プールの除熱操作(失敗)	2.4.2	10分	5分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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。	—
	原子炉停止機能喪失の確認及び状況判断 ●原子炉自動スクラム失敗の確認 ●手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムの確認 ●原子炉モード・スイッチ「停止」位置への切替操作 ●代替制御棒挿入機能による制御棒挿入操作 ●再循環系ポンプトリップの確認	2.5	3分	2分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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。	1.1
	炉心損傷の確認 ●炉心損傷の確認	3.2	2分	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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—
	原子炉圧力容器破損の判断 ●原子炉圧力容器破損の判断 ●溶融炉心の堆積量の確認	3.2	5分	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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	—

表 重大事故等対策の成立性確認 (3/19)

作業項目	作業・操作の内容	シナリオNo.	事故の発生	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アークアウト等)			
常設代替高圧電源装置の受電準備操作	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作 ●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電準備操作	2.1	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8 3.1.1 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2 5.1 5.2	4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	—	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。	1.14	
		2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :21分 上記以外の場合 :24分		2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :30分 上記以外の場合 :35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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	—	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。			
		2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :185分 上記以外の場合 :75分		2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :182分 上記以外の場合 :72分	運転員 重大事故等対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがない。 【炉心損傷がある場合】 44mSv/h以下	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消滅時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合に影響はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。			

表 重大事故等対策の成立性確認 (4/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオ No.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番号 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アークアウト等)			
常設代替用高圧電源装置からの操作	常設代替用高圧電源装置による非常用母線の受電操作 ●常設代替用高圧電源装置3台の追加起動操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	8分	7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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより、必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	1.14
	常設代替用高圧電源装置による非常用母線の受電操作 ●非常用母線の受電操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD、 TBU)の 場合 :7分 上記以外 の場合 :4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより、必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電操作(不要負荷の切離操作) ●不要負荷の切離操作(中央制御室)	2.3.1 2.3.3 2.8	6分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより、必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電操作(不要負荷の切離操作) ●不要負荷の切離操作(現場)	2.3.1 2.3.3 2.8	50分	42分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合に、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う遮断器操作と同様であり、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (5/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオ No.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アーク等)			
高圧代替による原子炉注水作業	中央制御室からの高圧代替注水系起動操作 ●高圧代替注水系による原子炉注水に必要な負荷の電源切替操作	2.3.2	4分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	炉心損傷がないため高線量とならない。	中央制御室内に配置している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での運転操作は、通常実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.2
	中央制御室からの高圧代替注水系起動操作 ●高圧代替注水系による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作		6分	4分								
常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)の起動操作	●常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)による原子炉注水に必要な負荷の電源切替操作	5.2	4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配置している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	通常運転時等に行うNFB操作と同様に操作できる。	
	●原子炉冷却浄化系吸込弁の閉止操作		2分	1分								
冷却系(常設)による格納容器冷却操作	常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)の起動操作 ●原子炉冷却浄化系吸込弁の閉止操作	2.6	2分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配置している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での運転操作は、通常実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4
	常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)の起動操作 ●常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水(常設)による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作		3分	3分								

表 重大事故等対策の成立性確認 (6/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオ No.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アフェクト等)			
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイによる必要な負荷の電源切替操作	3.1.2 3.1.3 3.2	4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	通常運転時等に行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。	
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(常設)による原子炉浄化系吸込弁の閉止操作	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作	3.1.2 3.1.3	2分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での運転操作は、通常の実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.8
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(常設)による原子炉浄化系吸込弁の閉止操作	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(常設)による原子炉浄化系吸込弁の閉止操作	3.1.2 3.1.3 3.2	3分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での運転操作は、通常の実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉注水(常設)による原子炉浄化系吸込弁の閉止操作	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉注水(常設)による原子炉浄化系吸込弁の閉止操作	3.1.2 3.1.3	6分	6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での運転操作は、通常の実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (7/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオ No.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番 No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アケルト等)			
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ操作及び低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水ポンプによる原子炉注水の流量調整操作	3.1.3	6分	5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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の実施操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.8	
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器破損後、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器破損後)	3.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の実施操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.8	
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水(常設)によるベドスタル注水操作	3.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の実施操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.8	
逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作	2.3.2	4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがはない。 【炉合】 炉合による高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の実施操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.3	
逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の実施操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.3	

表 重大事故等対策の成立性確認 (8/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(7ヶ所等)			
逃がし安全弁(自動減圧機)の操作による原子炉減圧操作	逃がし安全弁(自動減圧機)の操作	2.3.3	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調に停止により稼働に上乗せする可能性はあるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とならない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	1.3
	●逃がし安全弁(自動減圧機能)6個の自動開放操作	3.2	1分	1分								
	●逃がし安全弁(自動減圧機能)2個の自動開放操作	5.1 5.2	1分	1分								
タンクローリによる燃料給油操作	タンクローリによる燃料給油操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.2 2.6 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2	90分	80分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とならない。 【炉心損傷がある場合】 6mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDフライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルーター上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、P H S端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	
	●可搬型設備用軽油タンクからタタローリへの給油操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.2 2.6 2.8 3.1.3 4.1 4.2	3.5時間 1回給油 ^{*1}	18分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とならない。 【炉心損傷がある場合】 6mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDフライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルーター上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、P H S端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	1.14
	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	3.1.2 3.2	適宜実施 2.2時間 1回給油 ^{*1}	28分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	15mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDフライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルーター上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、P H S端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	

*1:燃料が枯渇しないために必要な給油時間の間隔(許容時間)

表 重大事故等対策の成立性確認 (9/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番号No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセキ等)			
水源補給 操作	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	180分	164分	重大事故等 対応要員 (現場)	温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセキ等)	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安用電話設備(固定型、携帯型)、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、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。	1.13
						屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 15mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセサリート上に支障となる設備はない。			
循環系原子炉注水及び格納容器減圧及び除熱操作	代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作 ●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作	3.1.2	6分	4分	運転員 (中央制御室)	温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセキ等)	—	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、容易に操作できる。	
						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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。			
循環系原子炉注水及び格納容器減圧及び除熱操作	代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作 ●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱の系統構成操作及び起動操作	3.2	35分	27分	運転員 (中央制御室)	温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセキ等)	—	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。	1.6 1.7 1.8
						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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。			
循環系原子炉注水及び格納容器減圧及び除熱操作	代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作 ●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作	3.2	6分	4分	運転員 (中央制御室)	温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセキ等)	—	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。	
						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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。			
循環系原子炉注水及び格納容器減圧及び除熱操作	代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作 ●代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作	3.2	35分	27分	運転員 (中央制御室)	温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセキ等)	—	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。	
						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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。			

表 重大事故等対策の成立性確認 (10/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準番号No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アークアウト等)			
緊急用海水系による海水通水操作	緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作 ●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作	3.1.2 3.2	4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	1.7
	緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	3.1.2 3.2	20分	16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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	
緊急用海水系による海水通水操作	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブレーション・プールの冷却系)による格納容器除熱操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	2.4.1 2.8	20分	16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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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 1.5
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブレーション・プールの冷却系)による格納容器除熱操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	2.4.1 2.8	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (11/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実練時間	状況	温度・湿度	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
							放射線環境	照明	その他(77Vカール等)				
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作(中央制御室での第一弁操作)	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	5分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とないことにはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することに影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	1.5 1.7	
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 ●第二弁現場場所への移動	3.1.3	45分	41分	重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	14mSv/h以下	ヘッドライトやLEDフライトを携帯しているため、建屋内外非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセラレーター上に支障となる設備はない。	通常運転時等に行う弁の自動操作と同様であり、容易に操作できる。			
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブレーション・チェンバ側) ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(中央制御室での第二弁操作)	2.1 2.4.2 2.6	格納容器 ベント実 施後、適 宜状態監 視	4分	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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量とないことにはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することに影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。		
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブレーション・チェンバ側) ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器による格納容器スプレイの停止操作	3.1.3	3分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することに影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。		

表 重大事故等対策の成り立ち確認 (12/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番号No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アケサルト等)			
残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水格納容器並びに残留熱除去系(格納容器スプレッド冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・ブロー冷却系)による格納容器熱操作	●残留熱除去系海水系の起動操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3	4分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	—	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 1.5	
残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水格納容器並びに残留熱除去系(格納容器スプレッド冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・ブロー冷却系)による格納容器熱操作	●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	—	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 1.5	
低圧代替注水(可搬型)を用いた原子炉注水操作	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	170分	154分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	炉心損傷がないため高線量とならない。	車両の作業用照明・ヘッドライトにより、LEDライトによる作業可能である。夜間においても、操作に影響はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、P H S端末、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用することで容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、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。	1.4 1.6 1.13	
炉注水格納容器スプレッド冷却系(可搬型)による格納容器熱操作	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の系統構成操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	125分	115分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定型通話機、P H S端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.13	
格納容器スプレッド冷却系(可搬型)による格納容器熱操作	可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレッド冷却系(可搬型)による格納容器スプレッド冷却系(可搬型)による格納容器熱操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレッド冷却系(可搬型)による格納容器熱操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	175分	124分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定型通話機、P H S端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.13	

表 重大事故等対策の成立性確認 (13/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アークアウト等)			
自動減圧阻止操作	自動減圧系等の起動阻止操作 ●自動減圧系の起動阻止スイッチを用いた自動減圧機能の自動起動阻止操作	2.5	1分	1分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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。	1.1
ほう酸水注入系起動操作	ほう酸水注入系の起動操作 ●ほう酸水注入系の起動操作	2.5	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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。	1.1
低圧炉心スプレイス系の起動	低圧炉心スプレイス系の起動操作 ●低圧炉心スプレイス系の起動操作	2.7	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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
残留熱除去系の破断箇離	中央制御室における残留熱除去系の閉止操作 ●残留熱除去系の注入弁の閉止操作(失敗) ●残留熱除去系のレグシールポンプの停止操作 現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●保護具装備/装備補助 ●残留熱除去系の注入弁閉止操作のための現場移動 ●残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作	2.7	115分	2分	運転員 (中央制御室)	操作現場の温度は40℃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。	操作現場の放射線線量率は最も高い地点で約15.2mSv/hであり、作業時間は60分*1であるため、約15.2mSvの被ばくとなる。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上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、容易に操作できる。 通常運転時等に行う電動弁の自動操作と同様であり、容易に操作できる。	1.3

※1：原子炉建屋原炉棟内での作業時間にて被ばく評価を実施。

表 重大事故等対策の成立性確認 (14/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番号No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アホカート等)			
残留熱除去系(サブプレッショ ン・ブール冷却系)によるサ ブプレッショ ン・ブール冷却操作	残留熱除去系(サブプレッショ ン・ブール冷却系)によるサ ブプレッショ ン・ブール冷却操作 ●残留熱除去系(サブプレッ ション・ブール冷却系)によ るサブプレッショ ン・ブール冷却操作	2.7	6分	6分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量とな ることはない。	非常用照明が点灯 することにより操 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 と同様であること から、容易に操作で きる。	1.5 1.6
	残留熱除去系(サブプレッショ ン・ブール冷却系)によるサ ブプレッショ ン・ブール冷却操作 ●残留熱除去系(低圧注水 プレッショ ン・ブール冷却 系)からの残留熱除去系(サ ブプレッショ ン・ブール冷却 系)への切替操作(1系列)	2.2	4分	4分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量とな ることはない。	非常用照明が点灯 することにより操 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 と同様であること から、容易に操作で きる。	1.5 1.6
	残留熱除去系(サブプレッショ ン・ブール冷却系)によるサ ブプレッショ ン・ブール冷却操作 ●残留熱除去系(低圧注水 プレッショ ン・ブール冷却 系)からの残留熱除去系(サ ブプレッショ ン・ブール冷却 系)への切替操作(2系列)	2.5	6分	6分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量とな ることはない。	非常用照明が点灯 することにより操 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 と同様であること から、容易に操作で きる。	1.5 1.6
格納容器 内水素濃 度及び格納 容器内酸 素濃度(S A)による 格納容器 内の水素 濃度及び 酸素濃 度監視	水素濃度及び酸素濃度監視 設備の起動操作 ●水素濃度及び酸素濃度監 視設備の起動操作	3.1.2 3.1.3 3.2	8分	8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 はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。必 要に応じて中央制 御室内に配備して いる可搬型照明に より、照度を確保す る。	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 と同様であること から、容易に操作で きる。	1.9

表 重大事故等対策の成り立性確認 (15/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(フェール等)			
可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作 ●可搬型窒素供給装置の移動、接続操作及び起動操作 性化	3.1.2 3.2	運転員 (中央制御室)	180分	176分	運転員 (中央制御室)	屋外での作業。	15mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライトにより、夜間においても、操作において影響はない。	アクセスルーター上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(端末)、送受話器のうち、使用可能な設備との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用することで容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、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。	1.9
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料ブール注水 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	4.1 4.2	重大事故等 対応要員 (現場)	170分	154分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライトにより、夜間においても、操作において影響はない。	アクセスルーター上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用することで容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、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 1.13
代替注水中型ポンプによる代替燃料ブール注水 ●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料ブール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料ブール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料ブール注水の系統構成操作(電動弁の開操作)	4.1 4.2	運転員 (中央制御室)	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温停止により緩慢があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	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、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成立性確認 (16/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境					連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アークアウト等)				
待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作	●残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作	5.1 5.3	5分	4分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常運転時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(低圧注水系)による原子炉注水の停止操作	5.1	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常運転時と同様であることから、容易に操作できる。		
待機中の残留熱除去系(停止時冷却系)を用いた原子炉注水の停止による原子炉熱操作	●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の系統構成操作(中央制御室)	5.1	30分	18分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常運転時と同様であることから、容易に操作できる。	1.4 1.5	
	●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉熱操作(現場)	5.1	45分	40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルートを支障となる設備はない。	携行型有線電話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。		
●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉熱操作	5.1	1分	1分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量とならない。	直流非常灯が点灯することにより、操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常運転時と同様であることから、容易に操作できる。			

表 重大事故等対策の成立性確認 (17/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度、湿度	放射線環境	照明	その他(アークアウト等)			
中の除熱用原子炉停止時に、原子炉冷却系による除熱機能を回復させるための緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の復旧後の原子炉除熱操作	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の復旧後の原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動準備操作	5.2	6分	5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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に同行する手動操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4 1.5	
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の復旧後の原子炉除熱操作 ●残留熱除去系海水系の手動起動操作(失敗)	5.2	4分	2分	運転員(中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に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い。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に同行する手動操作と同様であり、容易に操作できる。		
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の復旧後の原子炉除熱操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	5.2	20分	16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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に同行する手動操作と同様であり、容易に操作できる。		
原子炉保護系母線の復旧	原子炉保護系母線の受電線操作 ●原子炉保護系母線の復旧準備操作	5.1 5.2	10分	9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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	—	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	
	原子炉保護系母線の復旧操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作(中央制御室)	5.1 5.2	40分	28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、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となるところはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	—	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。		

表 重大事故等対策の成り立性確認 (18/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の理想時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(7ヶ所等)			
原子炉保護系母線の復旧	原子炉保護系母線の受電操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作(現場)	5.1 5.2	105分	94分	運転員(現場)	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い。	炉心損傷がないため高線量とならない。	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話機、PHS端末)のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4
						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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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と同様であることから、容易に操作できる。	
居住性の確保	原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作 ●原子炉建屋ガス処理系の起動操作 ●中央制御室換気系の起動操作	3.1.2 3.1.3 3.2	5分 6分	3分 5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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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と同様であることから、容易に操作できる。	1.16
						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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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と同様であることから、容易に操作できる。	

表 重大事故等対策の成り立性確認 (19/19)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(フェール等)			
居住性の確保	中央制御室待避室の準備操作 ●データ表示装置(待避室)の起動操作	3.1.3	15分	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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	1.16
	中央制御室待避室の準備操作 ●衛星電話設備(可搬型)(待避室)の設置	3.1.3	5分	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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバール)	3.1.3	5分	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い。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	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。	

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等について

1. 評価対象系統について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」（以下「I S L O C A」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第 1 図に示す。

I S L O C A の評価対象となる系統は、第 1 表に示すとおり以下の条件を基に選定している。

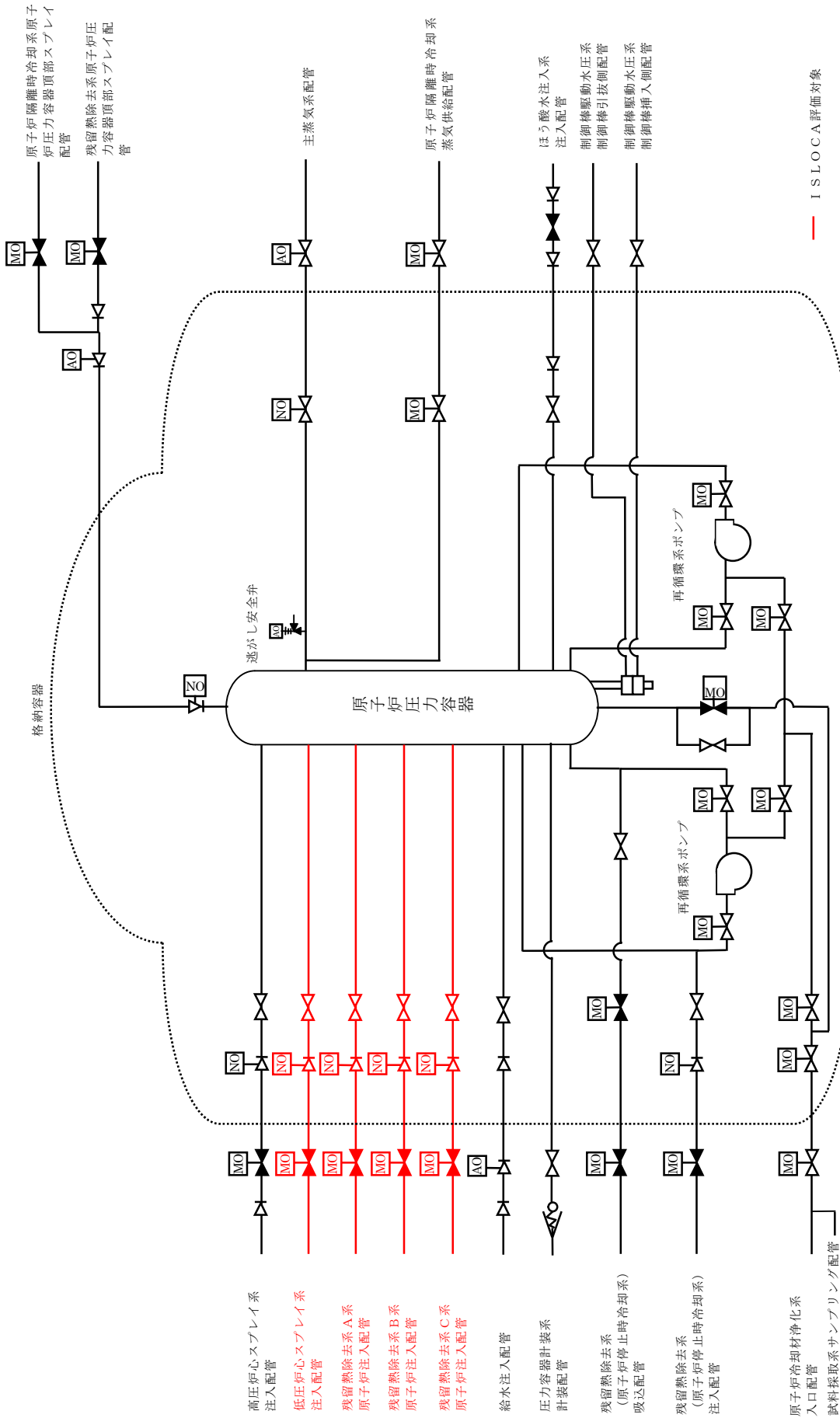
- ①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることで I S L O C A 発生の可能性のある系統
- ②出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁の開閉試験を実施する系統
- ③出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が 2 個以下であり、開閉試験時に隔離弁 1 個にて隔離機能を維持する系統

以上により、I S L O C A の評価対象としては、以下が選定された。

- ・ 低圧炉心スプレイ系注入配管
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）A系原子炉注入配管
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）B系原子炉注入配管
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）C系原子炉注入配管

これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し，この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。

なお，出力運転中に隔離弁の開閉試験を実施する系統としては，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系も該当するが，開閉試験時に隔離弁 1 個にて隔離機能を維持する範囲は高圧設計となっている。これらの系統にて低圧設計部の圧力上昇が確認された場合には，運転手順に従い注入弁の隔離状態を確認する等，圧力上昇時の対応操作を実施する。



第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 I S L O C A の評価対象の選定結果

系統名	原子炉冷却材圧力バウンダリ に接続されている配管	選定結果			
		結論	①隔離弁 閉止	②開閉 試験	③隔離弁 2個以下
給水系	給水系注入配管	対象外	×	—	—
高圧炉心スプレ イ系	高圧炉心スプレイ系注入配管	対象外	○	○	×
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系原子炉圧力 容器頂部スプレイ配管	対象外	○	○	×
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配 管	対象外	×	—	—
低圧炉心スプレ イ系	低圧炉心スプレイ系注入配管	評価対象	○	○	○
残留熱除去系 (低圧注水系)	残留熱除去系原子炉注入配管	評価対象	○	○	○
残留熱除去系 (原子炉停止 時冷却系)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却 系)吸込配管	対象外	○	×	—
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却 系)原子炉圧力容器戻り配管	対象外	○	×	—
残留熱除去系	残留熱除去系原子炉圧力容器頂 部スプレイ配管	対象外	○	×	—
制御棒駆動水 圧系	制御棒駆動水圧系制御棒挿入側 配管	対象外	×	—	—
	制御棒駆動水圧系制御棒引抜側 配管	対象外	×	—	—
ほう酸水注入 系	ほう酸水注入系注入配管	対象外	○	×	—
原子炉冷却材 浄化系	原子炉冷却材浄化系入口配管	対象外	×	—	—
主蒸気系	主蒸気系配管	対象外	×	—	—
原子炉圧力容 器計装系	原子炉圧力容器計装系配管	対象外	×	—	—
試料採取系	試料採取系サンプリング配管	対象外	×	—	—

2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系 A 系に対する構造健全性評価の内容について示す。

残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェック弁））及び外側隔離弁（電動弁）の 2 個により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する可能性があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原

子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低圧側の系統が加圧される。

電動弁は、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激な開動作（以下「急開」という。）とはなり難い。また、電動での開放時間は約 10.6 秒であり、電氣的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。

文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開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（T）が圧力波の管路内往復時間（ μ ）より短い場合であるとされている。

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

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

T：弁の開放時間（s）

μ ：圧力波の管路内往復時間（s）

L：配管長（m）

α ：圧力波の伝搬速度（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、保守的に圧力波の管路内往復時間が長くなるように水の音速（ α ）を $1,400\text{m/s}^{*2}$ とし、実機の残留熱除去系（低圧注水系）の注水配管

の配管長を基に配管長（L）を保守的に 130m とすると、圧力波の管路内往復時間（ μ ）は約 0.19 秒となる。残留熱除去系の外側隔離弁（電動弁）の開放時間（T）は約 10.6 秒であることから、水撃作用による大きな圧力変化が生じることはなく、低圧設計部に負荷される圧力は原子炉圧力を大きく上回ることはないと考えられる。

※1 水撃作用と圧力脈動[改定版]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)

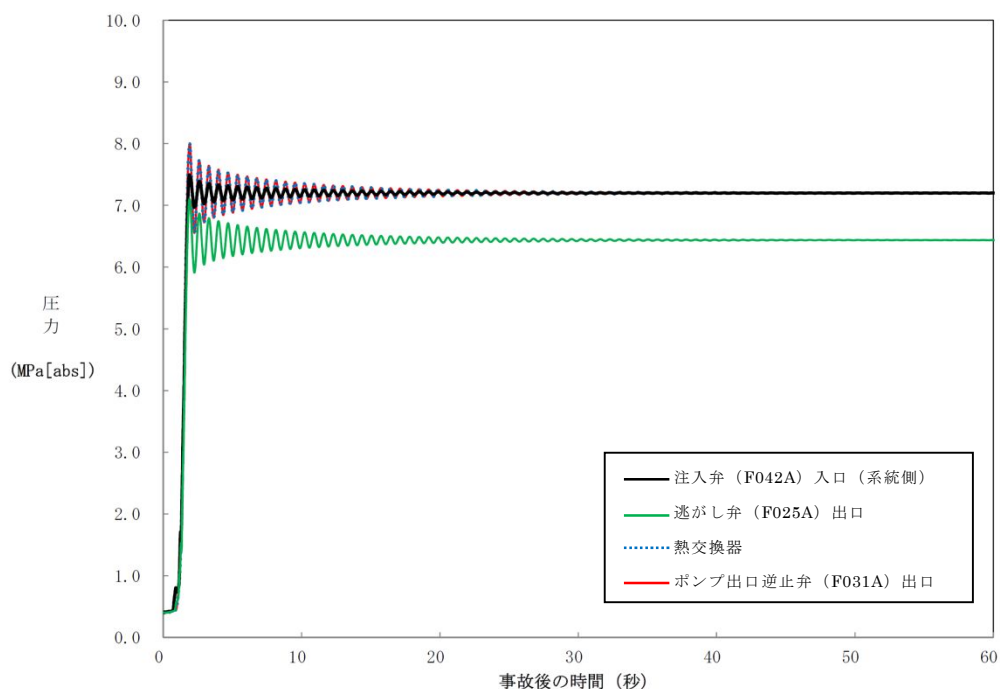
※2 圧力 0.01MPa[abs]，水温 0°C の場合，水の音速は約 1,412.3m/s となる。
 なお，液体の音速の圧力及び温度の依存性は小さいが，圧力については小さいほど，温度については約 70°C までは小さいほど音速は小さくなる傾向がある。

以上より，残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても，原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが，残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が 10.6 秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移を TRACG コードにより評価した。

残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第 2 表に，圧力推移図を第 2 図に示す。

第 2 表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値

位 置	圧力最大値 (MPa[abs])
注入弁 (F042A) 入口 (系統側)	約 7.50
逃がし弁 (F025A) 入口	約 7.10
熱交換器	約 8.00
ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口	約 8.01



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉压力容器側）の圧力(7.2MPa[abs])に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力(約 8.01MPa[abs])まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧 (0.24MPa) を加えた約 8.25MPa[abs]を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa[gage]が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

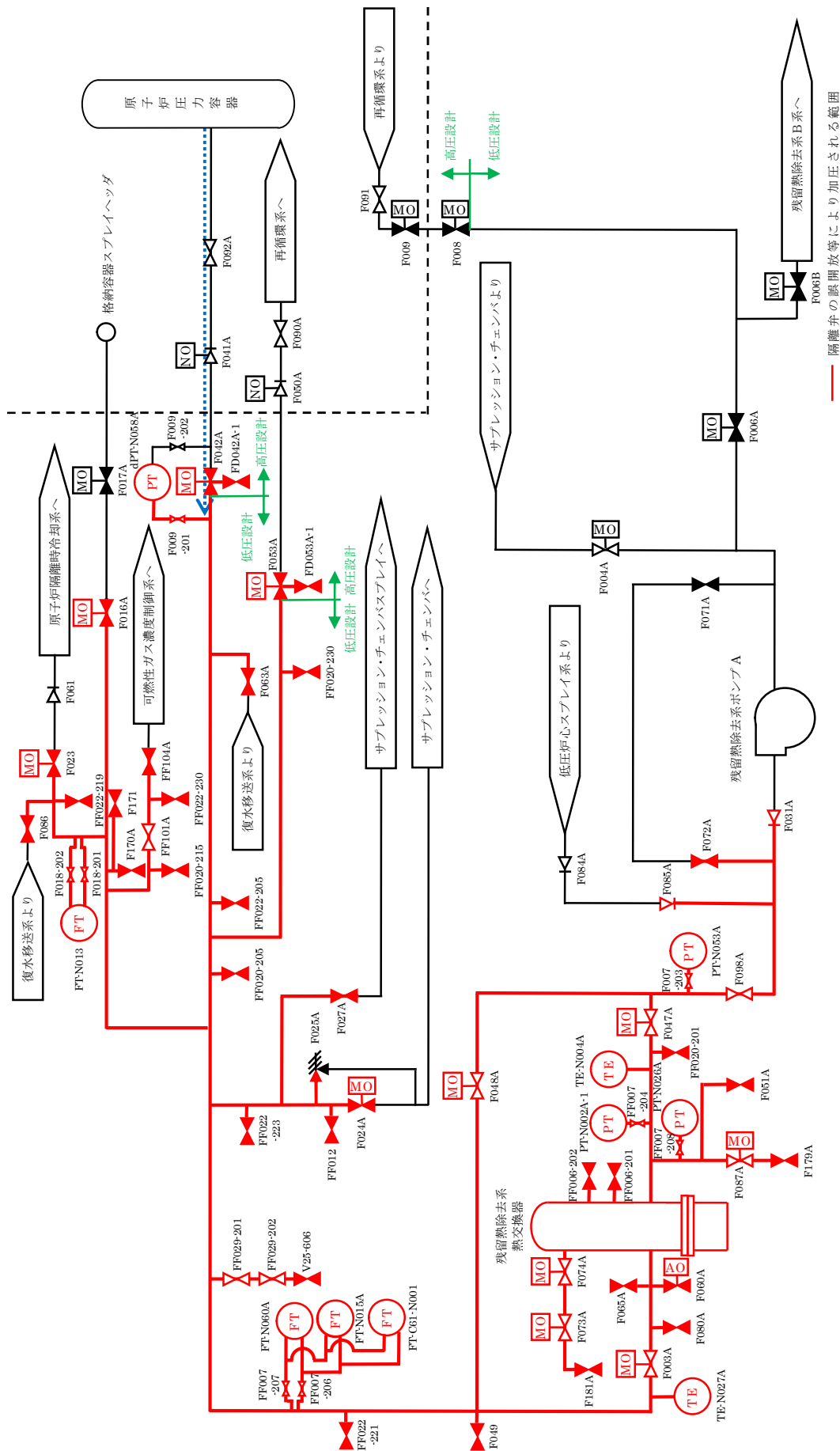
3. 構造健全性評価

3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について

残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して 2. で評価した圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。

- ① 熱交換器
- ② 逃がし弁
- ③ 弁
- ④ 計器
- ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を第 3 図及び第 3 表に示す。



第3図 残留熱除去系A系の評価対象範囲

第3表 評価対象範囲に設置された機器

機 器		弁番号, 個数等	
① 熱交換器		1 個	
② 逃がし弁		1 個 F025A	
③ 弁	プロセス弁	20 個 F003A, F016A, F023, F024A, F027A, F031A, F047A, F048A, F049, F051A, F053A, F063A, F085A, F086, F087A, F098A, F170A, FF012, FF101A, FF104A	
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁	17 個 F065A, F072A, F073A, F074A, F080A, F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230
		計器 隔離弁	10 個 FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF009-201, FF018-201, FF018-202
		サンプル弁	4 個 F060A, FF029-201, FF029-202, V25-606
④ 計 器		10 個 TE-N004A, TE-N027A, PT-N002A-1, PT-N026A, PT-N053A, dPT-N058A, FT-N013, FT-N015A, FT-N060A, FT-C61-N001	
⑤ 配 管		1 式	

3.2 構造健全性評価の結果

(1) 熱交換器（別紙 3）

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「東海第二発電所 工事計画認可申請書」（以下「既工認」という。）を基に設計上の裕度を確認し、裕度が評価上の想定圧力（8.2MPa[gage]）と系統の最高使用圧力（3.45MPa[gage]）との比である2.4より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

a. 胴側胴板（厚肉部、薄肉部）

「発電用原子力設備規格 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。）「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し、胴板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、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。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t_s] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定* ($t_s \geq t$)
厚肉部	SB410	53.32	35.71	○
薄肉部	SB410	37.05	35.71	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 胴側鏡板

設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用し、胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、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。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t_s] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定* ($t_s \geq t$)
胴側鏡板	SB410	56.95	35.08	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

c. 胴側入口・出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、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。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t _s](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判 定* (t _s ≥ t)
胴側入口・ 出口管台	SF490A	14.55	8.62	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、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。

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm ²)	ボルトの 必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定*
フランジ部	106,961	74,184	239	262	○

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

(2) 逃がし弁 (別紙 4)

a. 弁 座

設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、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。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定*
弁 座	2.8	0.7	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁 体

弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判 定 [※]
弁 体	81	88	○

※ 発生せん断応力が許容せん断応力以下であること

c. 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」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判 定 [※]
弁本体の耐圧部	9.0	1.2	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm ²)	ボルトの 必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定 [※]
弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142	—

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、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算出した。その結果、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がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、ボンネットナット締付部の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
弁耐圧部の接合部	67	152	○

※ 発生応力が許容応力以下であること

(3) 弁 (別紙 5)

a. 弁 本 体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

弁番号	材 料	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定* ($t_s \geq t$)
F003A	SCPH2	22.0	10.6	○
F016A	SCPL1	20.0	9.5	○
F024A	SCPL1	24.0	10.9	○
F027A	SCPH2	10.0	3.2	○
F031A	SCPH2	22.5	9.8	○
F047A	SCPH2	22.0	10.6	○
F048A	SCPH2	31.0	14.6	○
F049	SCPH2	7.0	4.1	○
F063A	SCPH2	11.0	4.1	○
F086	SCPH2	8.0	2.0	○
F098A	SCPH2	23.0	11.1	○
F170A	SCPL1	16.0	6.4	○
F065A	SCPH2	8.0	3.1	○
F072A	SCPH2	11.0	4.1	○
F080A	SCPH2	9.0	2.3	○
F060A	SCPH2	6.5	1.2	○
FF029-201	SUS304	12.5	1.5	○
FF029-202	SUS304	12.5	1.5	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応

力を算出した。その結果、F086, F080A, F060A, FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり、かつ発生応力が許容圧力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

弁番号	ボルトの実機の断面積 (mm ²)	ボルトの必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
F003A	13,672	18,675	261	177	—
F016A	11,033	14,288	246	168	—
F024A	16,406	15,451	213	168	—
F027A	1,758	2,919	206	177	—
F031A	13,400	11,610	305	177	—
F047A	13,672	18,675	261	177	—
F048A	11,033	24,157	171	177	—
F049	2,770	3,818	189	177	—
F063A	1,803	2,061	206	177	—
F086	901	694	117	177	○
F098A	11,241	13,372	317	177	—
F170A	5,411	6,259	163	168	—
F065A	1,203	1,192	210	165	—
F072A	1,803	2,061	206	177	—
F080A	901	833	116	177	○
F060A	321	190	98	165	○
FF029-201	601	318	73	165	○
FF029-202	601	318	73	165	○

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

また、上記の条件を満たさない弁については、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算出した。その結果、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がプラスである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、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、ボンネットナット締付部の発生応力が材料の許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

弁番号	伸び量 (mm)	ガスケット 復元量 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
F003A	0.008	0.1	—	—	○
F016A	0.004	0.1	—	—	○
F024A	-0.023	—	ボンネットナット座面：128	ボンネットナット座面：427	○
F027A	0.015	0.1	—	—	○
F031A	-0.029	—	ボンネットナット座面：95	ボンネットナット座面：596	○
F047A	0.008	0.1	—	—	○
F048A	0.063	0.1	—	—	○
F049	0.001	0.1	—	—	○
F063A	0.011	0.2	—	—	○
F098A	0.032	0.2	—	—	○
F170A	0.016	0.2	—	—	○
F065A	-0.016	—	ボンネットナット座面：202 ボンネットフランジと弁箱 フランジの合わせ面：134	ボンネットナット座面：360 ボンネットフランジと弁箱 フランジの合わせ面：194	○
F072A	0.011	0.2	—	—	○

※ 伸び量がプラスの場合は、伸び量がガスケット復元量以下であること。伸び量がマイナスの場合は、発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、
破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	F023, F051A	8.62MPa	302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300℃にお
ける許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せ
ず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	弁番号	許容圧力
プロセス弁	F087A, FF104A	14.97MPa
	FF012	13.30MPa
	F053A	10.58MPa
	F085A, FF101A	9.97MPa
その他の弁	F073A, F074A	14.97MPa
	F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230	9.97MPa
	計器隔離弁 FF009-201	14.97MPa
	FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF018-201, FF018-202	9.97MPa
	サンプル弁 V25-606	25.9MPa

(4) 計 器 (別紙 6)

a. 圧力計, 差圧計

以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時

の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、破損は発生しないことを確認した。なお、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度－30～40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%）を考慮しても、計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。

計器番号	計装設備耐圧 (MPa)	判定
PT-E12-N002A-1	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
PT-E12-N026A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
PT-E12-N053A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
dPT-E12-N058A	約 13.7 (140kg/cm ²)	○
FT-E12-N013	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-E12-N015A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-E12-N060A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-C61-N001	約 14.7 (150kg/cm ²)	○

b. 温度計

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」（JSME S012-1998）を適用し、同期振動発生の回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果、換算流速 V_v が 1 より小さく、組み合わせ応力が許容値以下、かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

（同期振動発生の回避又は抑制評価）

計器番号	流速 V (m/s)	換算流速 V_v	換算係数率 C_n	判定*
TE-N004A	0.77	0.08	0.05	○ ($V_v < 1$ のため)
TE-N027A	0.76	0.08	0.05	○ ($V_v < 1$ のため)

※ 「 $V_v < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_v < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

（流体振動に対する強度評価）

計器番号	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力の許容値 (MPa)	応力振幅 (MPa)	応力振幅の設計疲労限 (MPa)	判定*
TE-N004A	14.7	184	0.43	76	○
TE-N027A	14.7	184	0.41	76	○

※ 組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること、かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること

(5) 配 管 (別紙 7)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	既工認配管 No	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定*
管	3	12.80	8.26	○
	4	12.80	8.26	○
	6	9.71	5.94	○
	9	5.25	1.91	○
	10	5.25	1.91	○
	17	5.25	1.91	○
	26	6.21	2.76	○
	31	7.17	3.61	○
	34	11.20	6.23	○
	37	4.55	1.28	○
	39	14.40	10.09	○
	40	9.01	5.32	○
	56	12.51	7.63	○
58	12.51	7.63	○	

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 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応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	伸び量 (mm) 【最小値】	ガスケットの 初期圧縮量 (mm)	ガスケットの 合計圧縮量 (mm) 【最大値】	ガスケットの 許容圧縮量 (mm)	判定*
フランジ部	-0.01	1.20	1.21	1.30	○
		2.40	2.41	2.60	○
	-0.04	2.40	2.44	2.60	○

※ 伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

4. 破断面積の設定について (別紙 8)

3. の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分

が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。

そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa[gage])及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	破断面積 (cm ²)
			+	+	-			
			△L1	△L2	△L3			
熱交換器 フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

上記評価に基づき、有効性評価では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約21cm²の漏えいが発生することを想定する。

なお、評価対象のうち残留熱除去系（低圧注水系）A系及び残留熱除去系（低圧注水系）B系以外の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）C系には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

5. 現場の環境評価

I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、残留熱除去系（低圧注水系）の注入弁を現場にて閉止する想定としている。

I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいすることで、建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは残留熱除去系B系にて発生するものとする。

なお、I S L O C Aが残留熱除去系A系にて発生することを想定した場合、破断面積（約 21 cm²）及び破断箇所（熱交換器フランジ部）はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋原子炉棟の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。

(1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系B系におけるI S L O C A発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系（常設）、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。

I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響（別紙9, 10）

東海第二発電所の原子炉建屋原子炉棟は、地下2階から5階まで耐火壁を設置することで東側区分と西側区分を物理的に分離する方針である。

I S L O C Aによる原子炉冷却材の漏えいは、残留熱除去系B系が設置されている西側区画において発生するのに対して、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A系は東側区画に位置していることから、溢水の影響はない。

低圧代替注水系（常設）は、ポンプが原子炉建屋原子炉棟から物理的に分離された区画に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁のうち原子炉建屋原子炉棟内に設置されるものは原子炉建屋原子炉棟3階以上に位置しており、事象発生から評

価上、現場隔離操作の完了時間として設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は約300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m以下であるため、溢水の影響はない。

なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に必要な設備への影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響（別紙9, 10）

東側区画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、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A系への影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の原子炉建屋原子炉棟内の電動弁は、西側区画に位置するものが2個あるが、これらはISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。さらに、逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、ISLOCA発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境において機能喪失することはない。

なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に必要な設備への影響はない。

c. 放射線による影響（別紙11）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、地上3階における吸収線量率は最大でも約15.2mGy/h程度であり、設計基準事故対象設備の設計条件である1.7kGyと比較しても十分な余裕があるため、期待している機器の機能維持を妨げることはない。

(2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系B系における I S L O C A 発生時に必要な現場操作は、残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作である。

残留熱除去系B系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを図4に示す。残留熱除去系B系における I S L O C A 発生時は、原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮して、主に漏えいが発生している西側区画とは逆の東側区画を移動することとしている。

I S L O C A 発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響（別紙9, 10）

東側区画は、I S L O C A による原子炉冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから、溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また、注入弁は西側区画の3階に設置されており、この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は約300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m以下であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響（別紙9, 10）

東側区画における温度及び湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。また、西側区画のうちアクセスルー

ト及び操作場所となる原子炉建屋原子炉棟 3 階西側において、原子炉減圧後に建屋内環境が静定する事象発生の約 2 時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している 5 時間後までの温度及び湿度は、最大で約 44℃及び約 100%である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制にて交代で実施し、1 チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約 36 分であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、放射線防護具（タイベック、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を着用する。

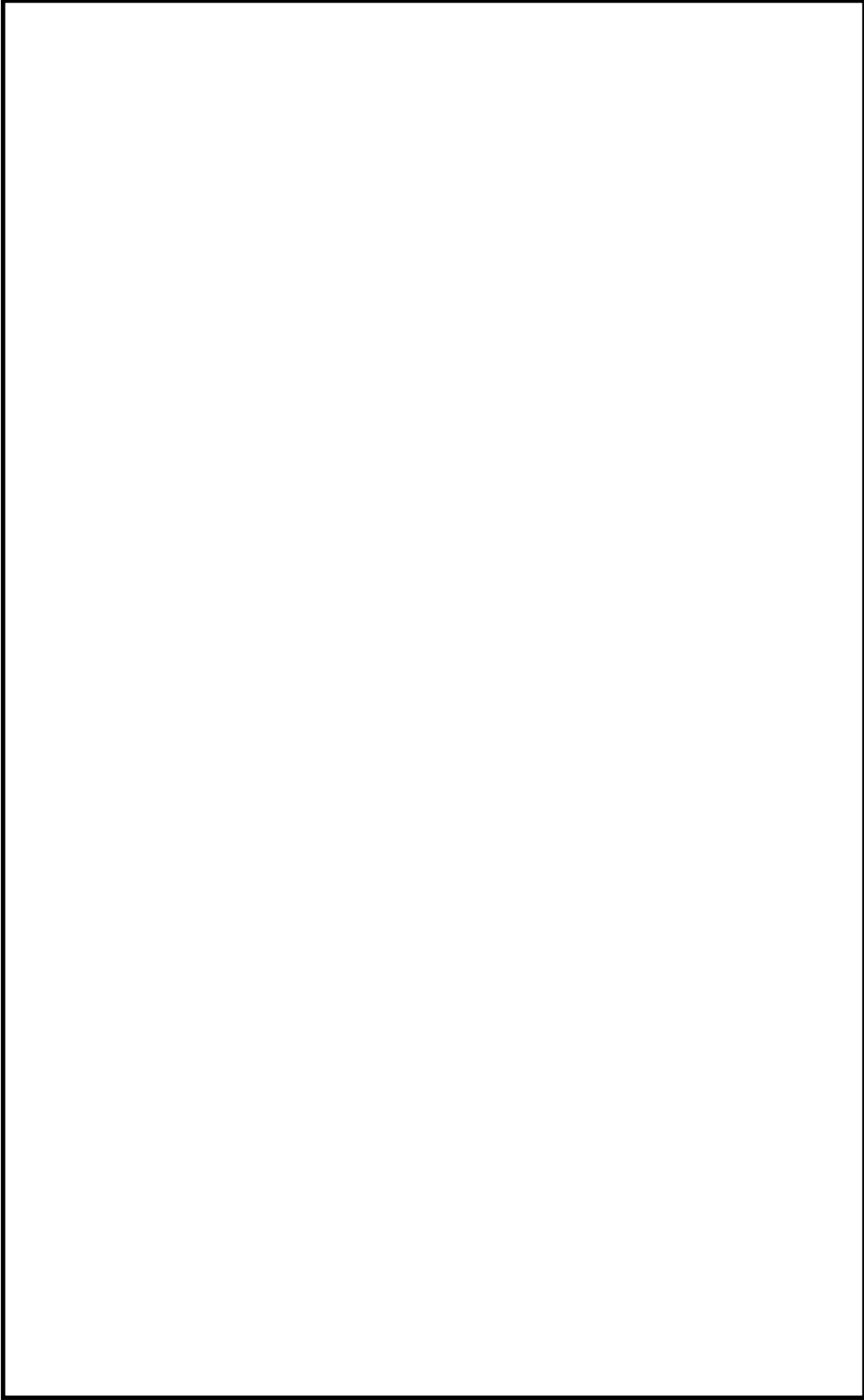
※ 想定している作業環境（最大約 44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。（出典：消費者庁 News Release（平成 25 年 2 月 27 日））

c. 放射線による影響（別紙 11）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 15.2mSv/h である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制にて交代で実施し、1 チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約 36 分であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 15.2mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 3 時間後における線量率は約 5.6mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 5.6mSv となる。

なお、事故時には原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一

部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内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。



第4図 操作場所へのアクセスルート

(3) 結 論

I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。

6. 非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について

I S L O C Aの発生後、原子炉建屋原子炉棟が加圧されブローアウトパネルが開放された場合、原子炉建屋原子炉棟内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価した。

その結果、非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 $1.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 及び約 $3.3 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり、「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ 、敷地境界：約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ ）及び事故時線量限度の 5mSv を下回ることを確認した。

I S L O C A発生時の原子炉冷却材漏えい量評価
及び原子炉建屋原子炉棟内環境評価

1. 評価条件

有効性評価の想定のとおり，残留熱除去系B系におけるI S L O C A発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋原子炉棟内の環境(雰囲気温度，湿度及び圧力)を評価した。

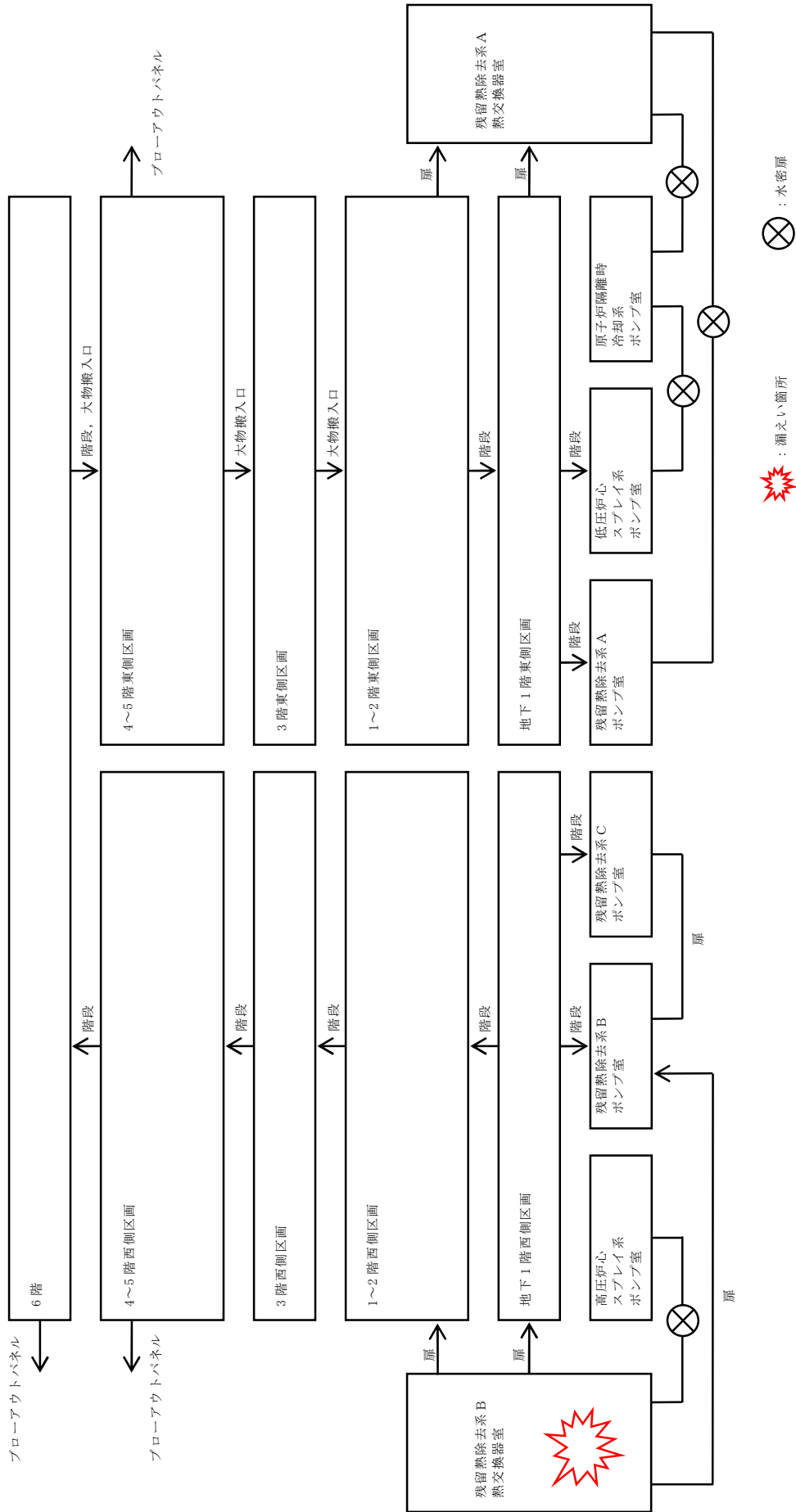
原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別第9-1表に，原子炉建屋原子炉棟のノード分割図及び原子炉建屋平面図を別第9-1図及び別第9-2図に示す。

なお，高圧炉心スプレイ系ポンプ室及び原子炉隔離時冷却系ポンプ室は他室と水密扉で区切られており，蒸気の移動がほぼないため，解析においても蒸気の移動を考慮していない。

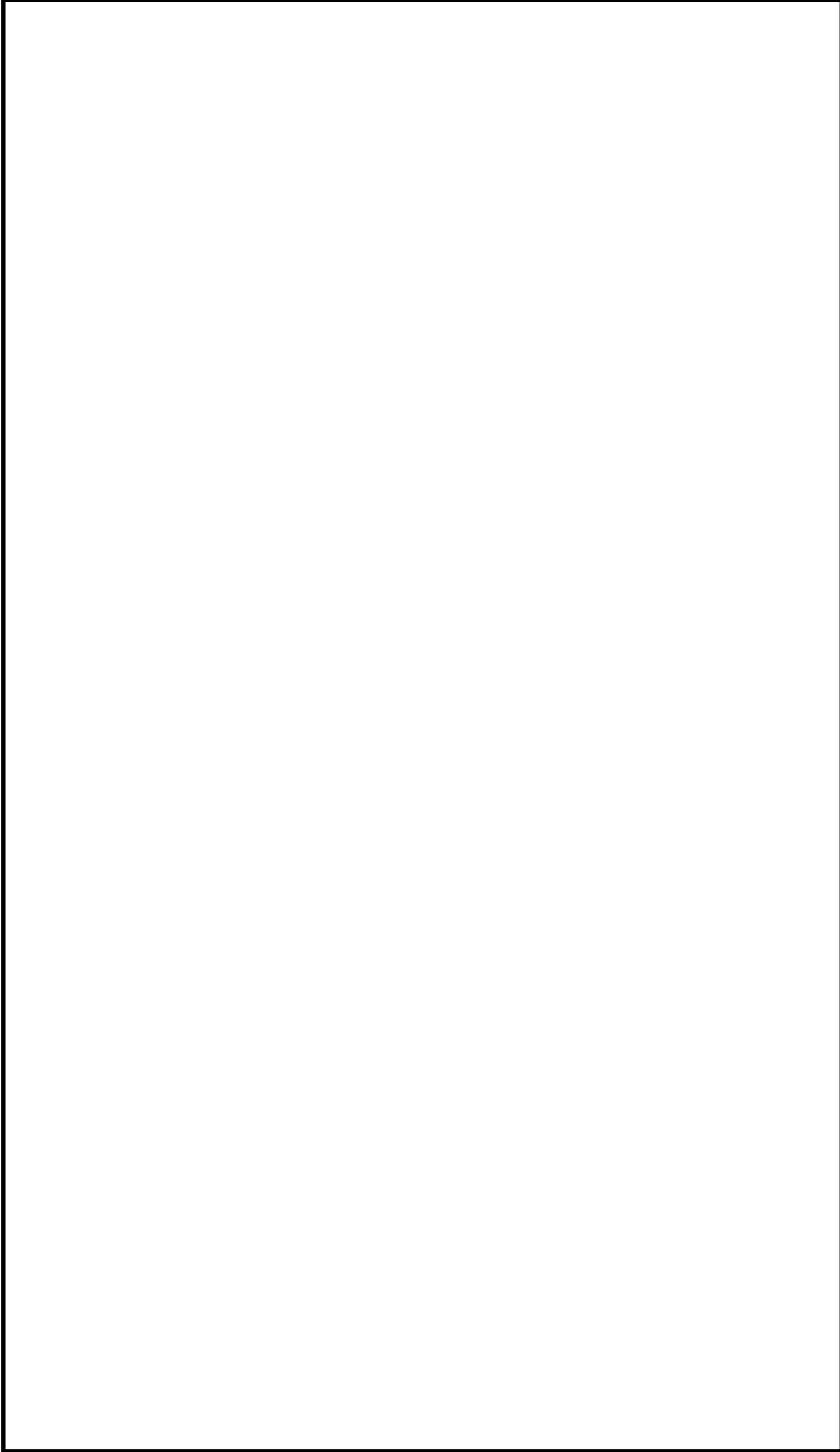
別第 9-1 表 原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP 4	格納容器及び原子炉建屋原子炉棟等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード
漏えい箇所	残留熱除去系 B 系 熱交換器室	有効性評価の解析と同様
漏えい面積	約 21cm ²	有効性評価の解析と同様
事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点到達時に、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始 ・低圧炉心スプレイ系を起動し、事象発生 15 分後に逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個による原子炉減圧 ・事象発生 17 分後に低圧代替注水系（常設）を起動 ・原子炉水位回復後、低圧炉心スプレイ系を停止し、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持 ・事象発生 25 分後、サプレッション・プール冷却開始 ・事象発生 5 時間後、残留熱除去系隔離完了 	有効性評価の解析と同様 ただし、本事故シーケンスグループは格納容器バイパス事象であることを踏まえ、有効性評価では格納容器の挙動が設計基準事故に包含されることを示していることから、サプレッション・プール冷却の開始時間は、有効性評価における作業と所要時間の想定及び「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に基づき 25 分後と設定している。
原子炉建屋モデル	別第 9-1 図参照	原子炉建屋原子炉棟東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル開放圧力※	6.9kPa[gage]	設計値を設定

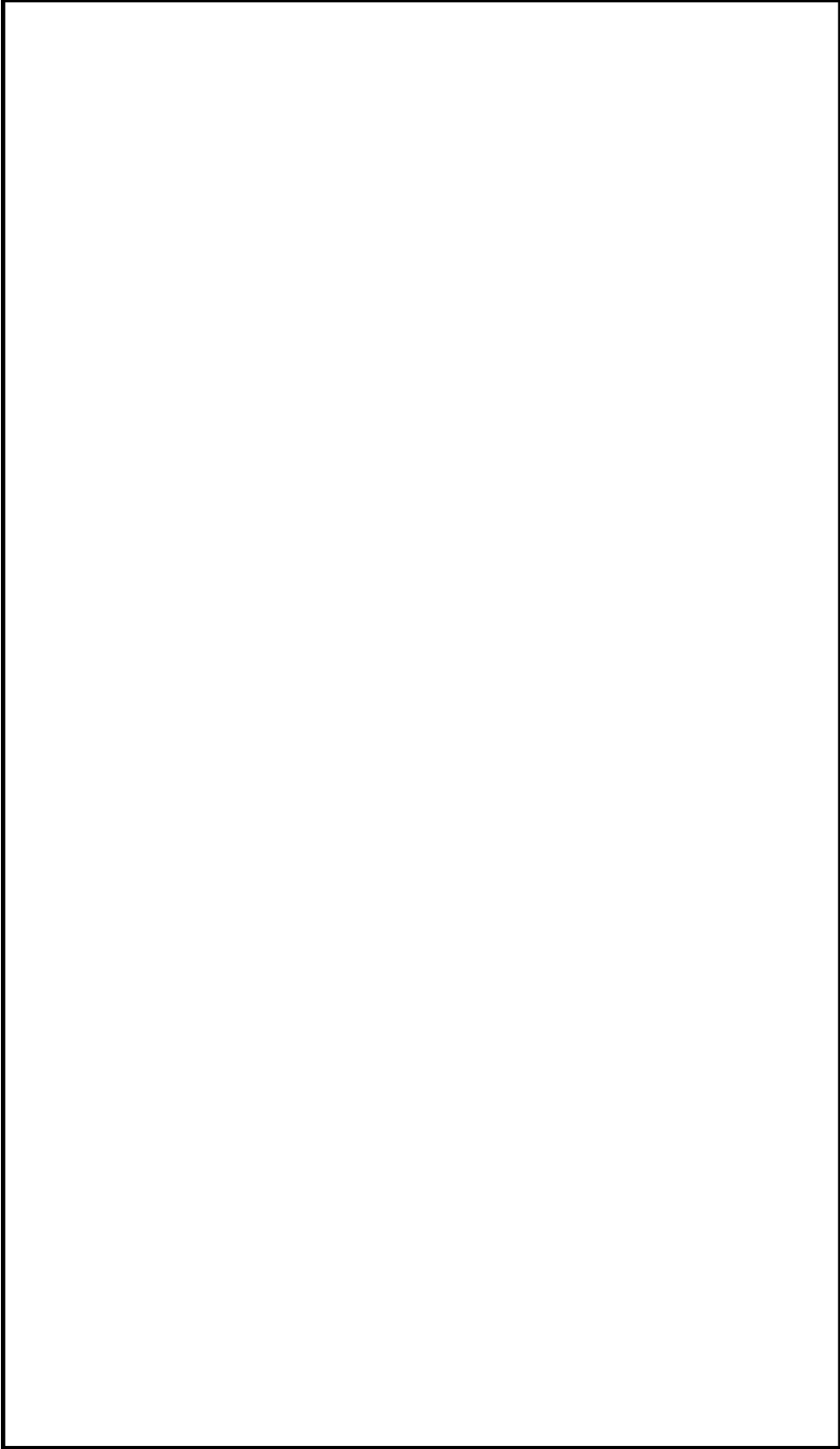
※：現在設置されているブローアウトパネル 12 枚のうち 2 枚を閉止する方針であるが、本評価では 12 枚全てに期待している。なお、全てのブローアウトパネルに期待しない場合の評価を別紙 10 に示している。



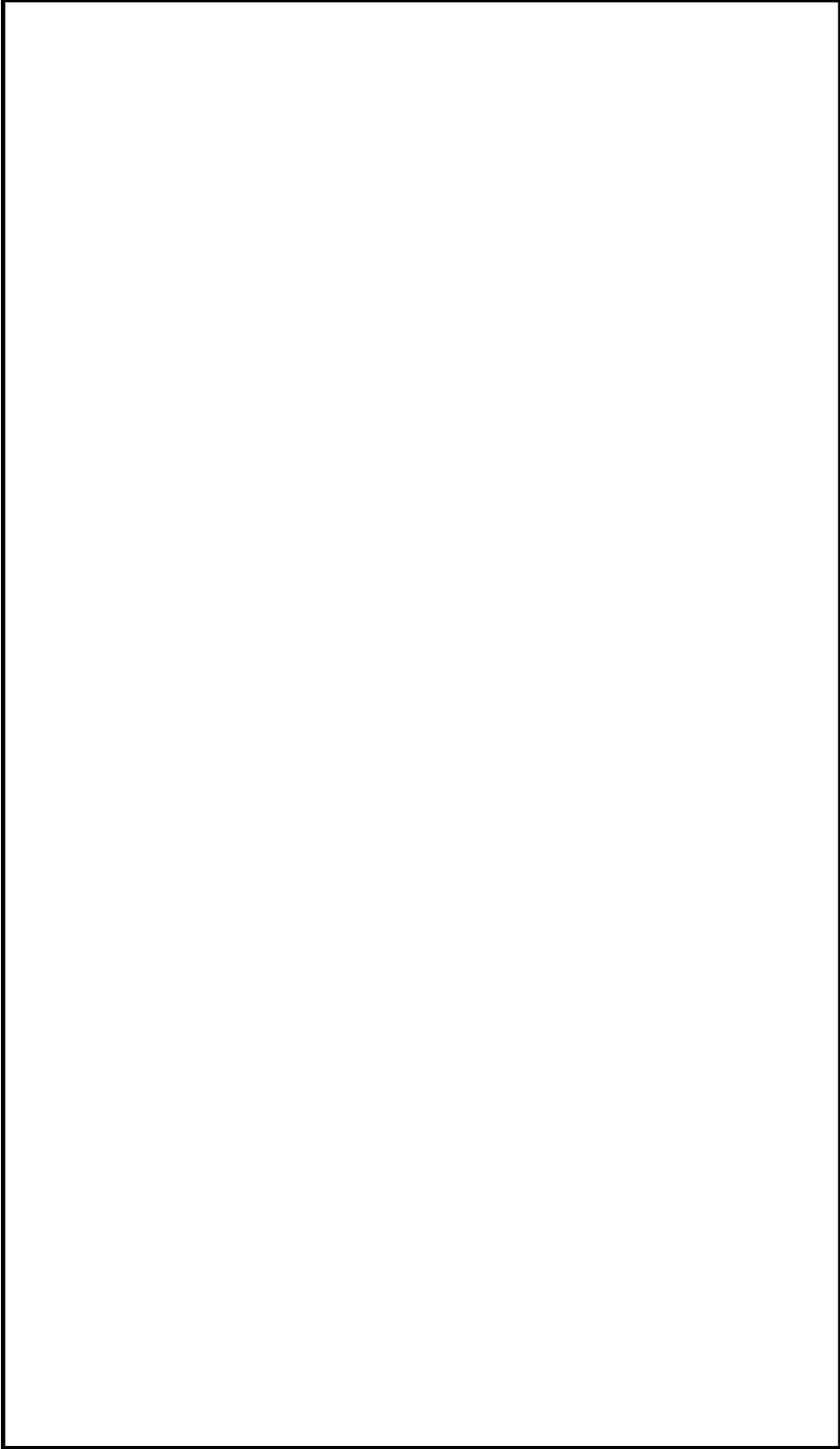
別第 9-1 図 原子炉建屋原子炉棟内ノード分割モデル



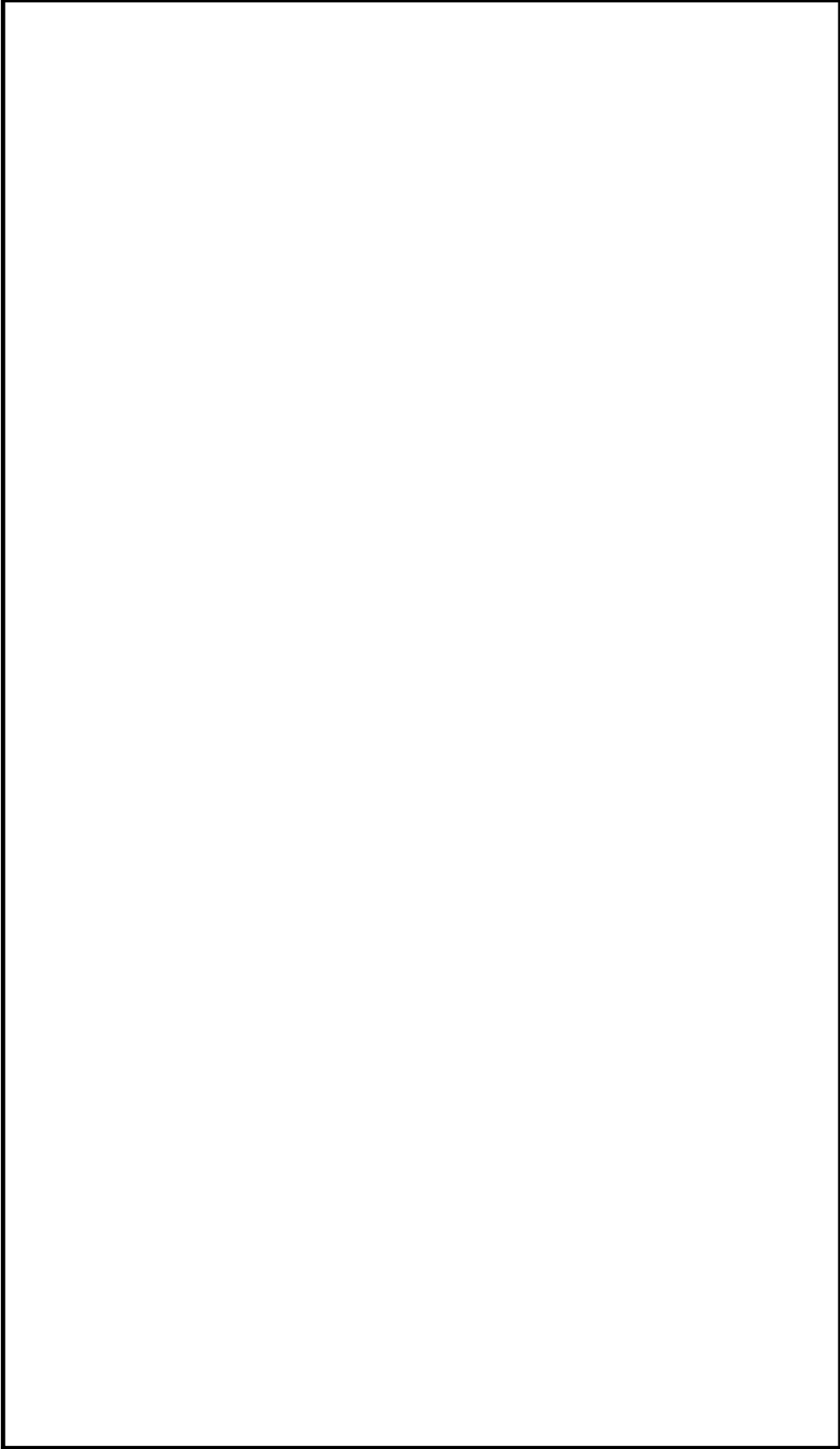
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (地下 2 階)



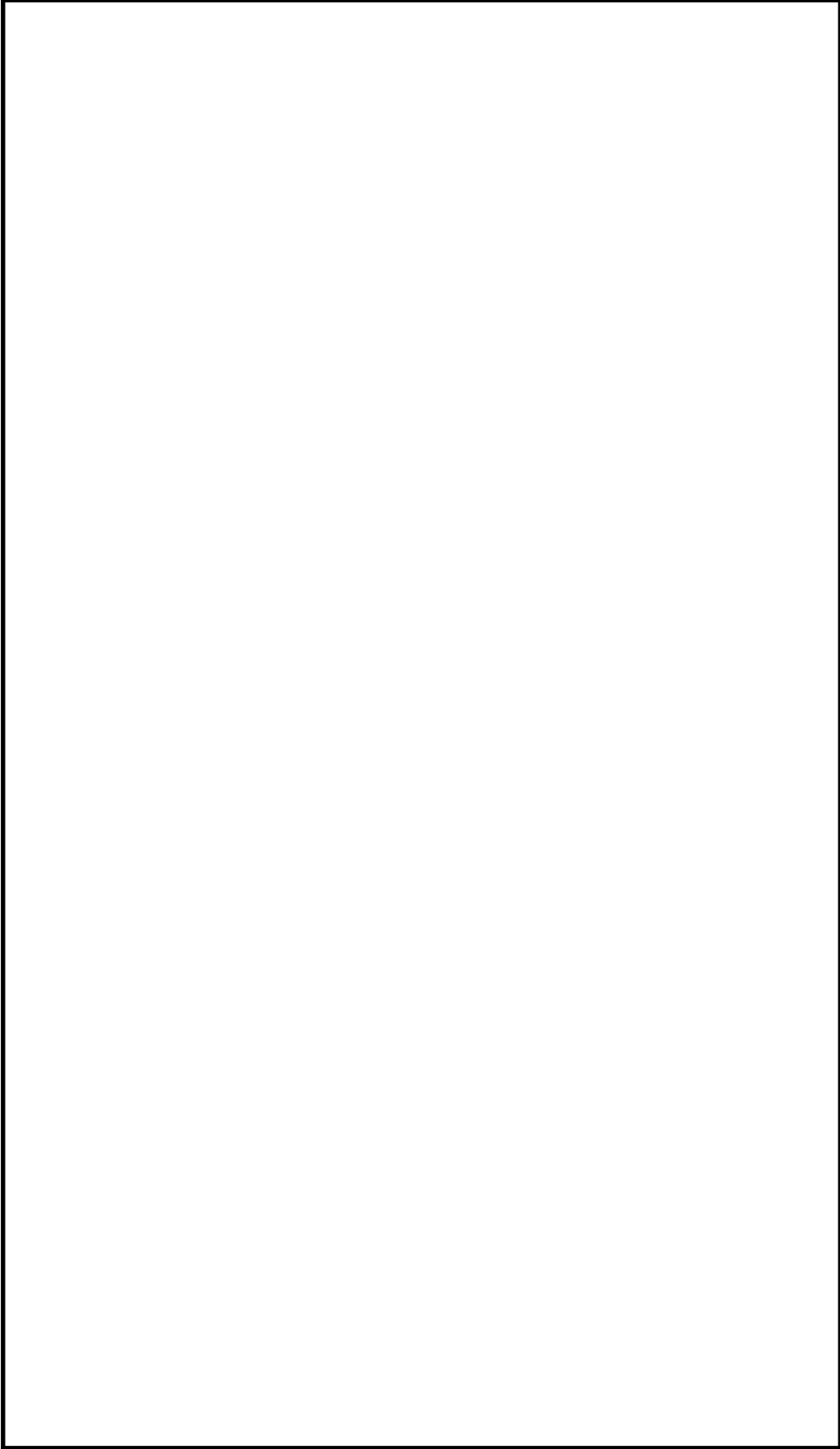
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (地下 1 階)



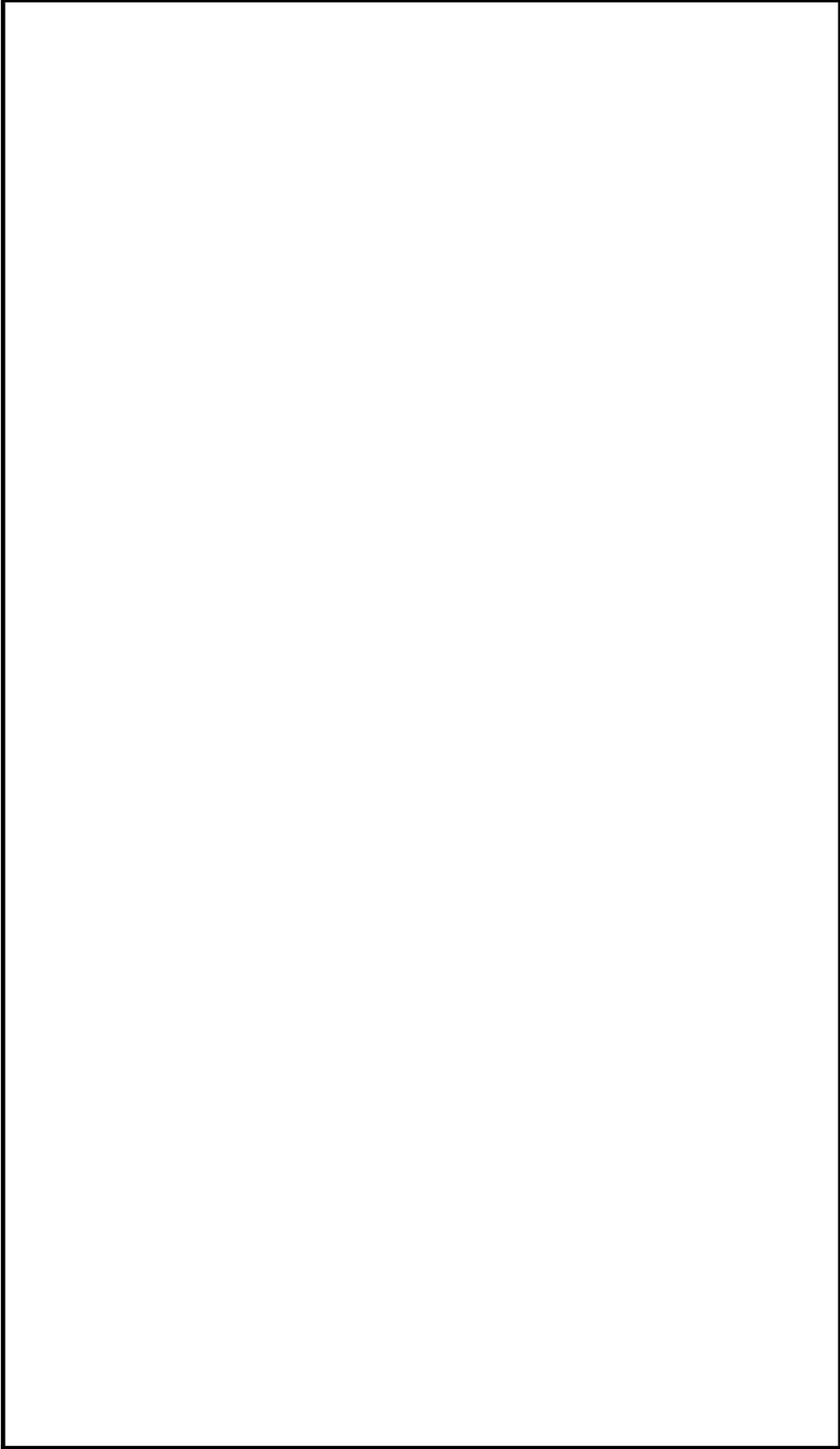
別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (1 階)



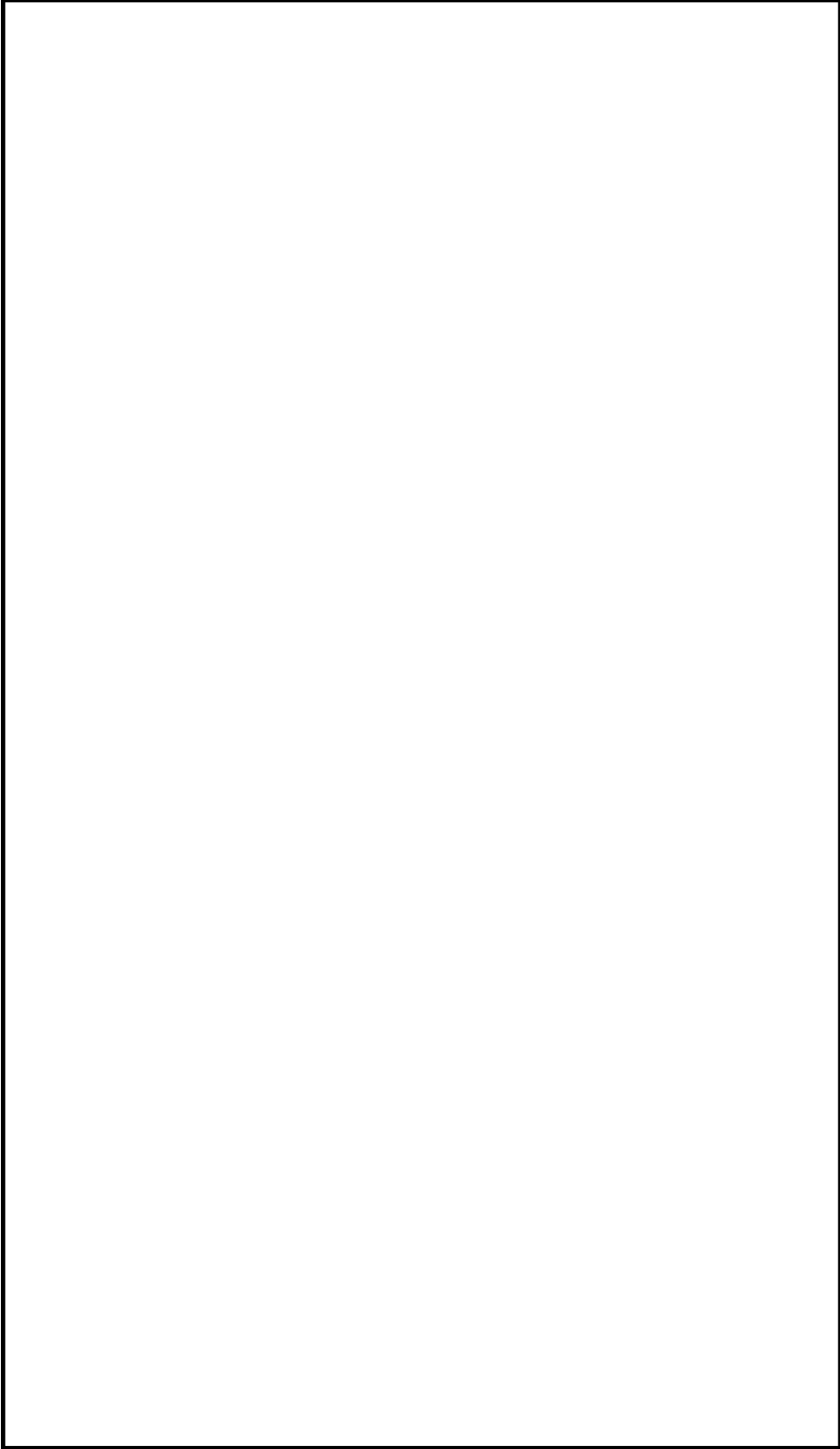
別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (2 階)



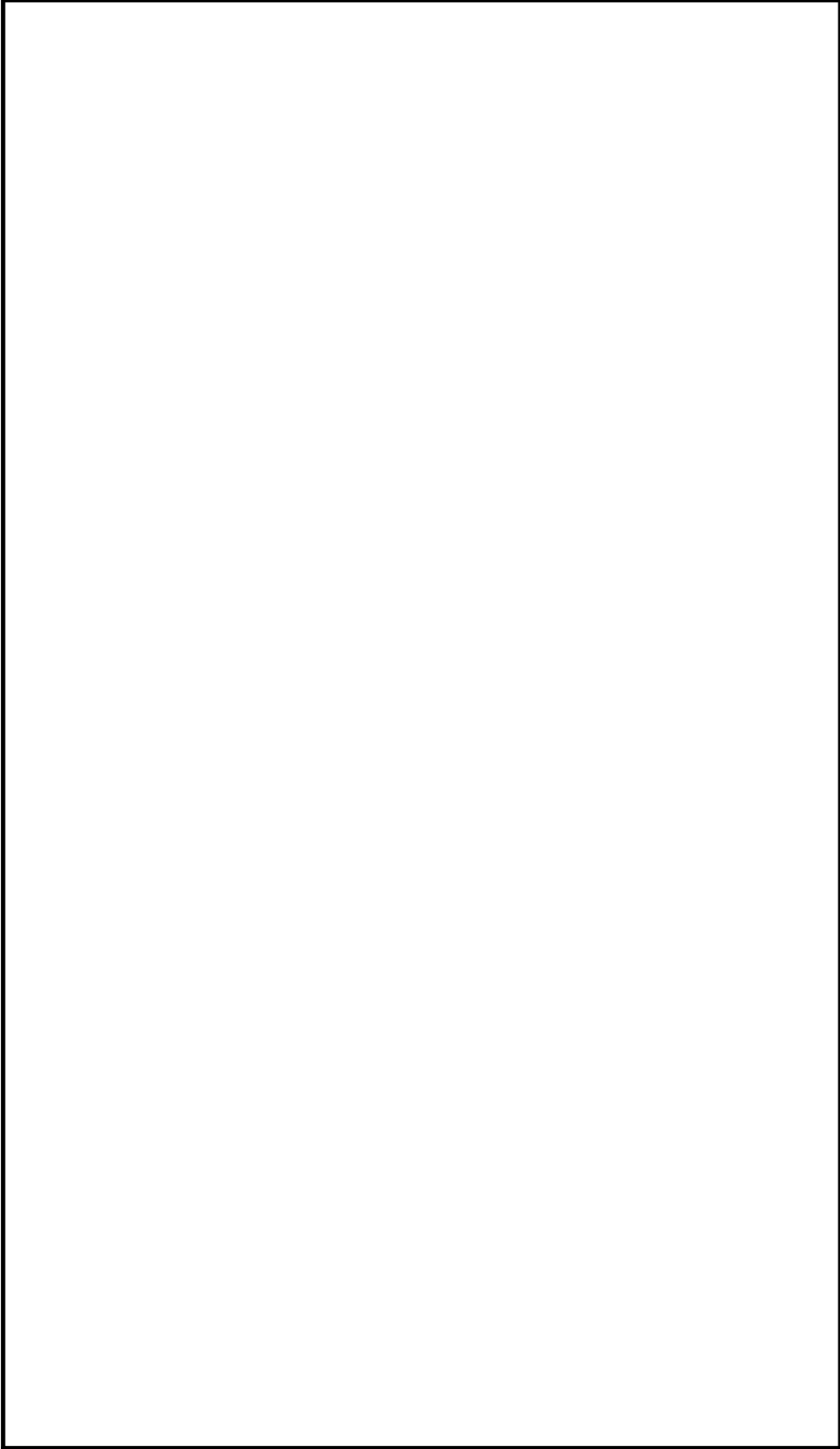
別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (3 階)



別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (4 階)



別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (5 階)



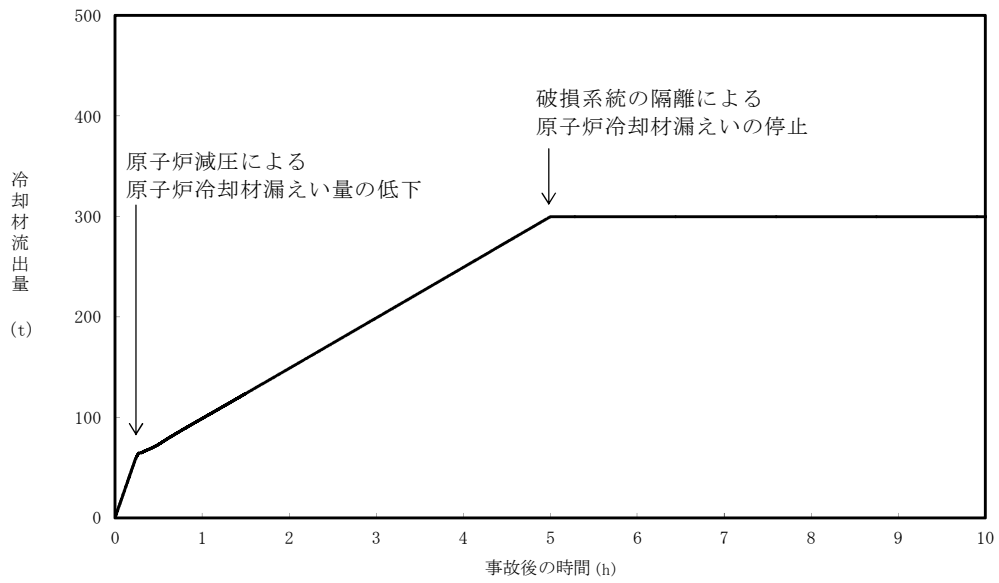
別第9-2 図 原子炉建屋平面図 (6 階)

2. 評価結果

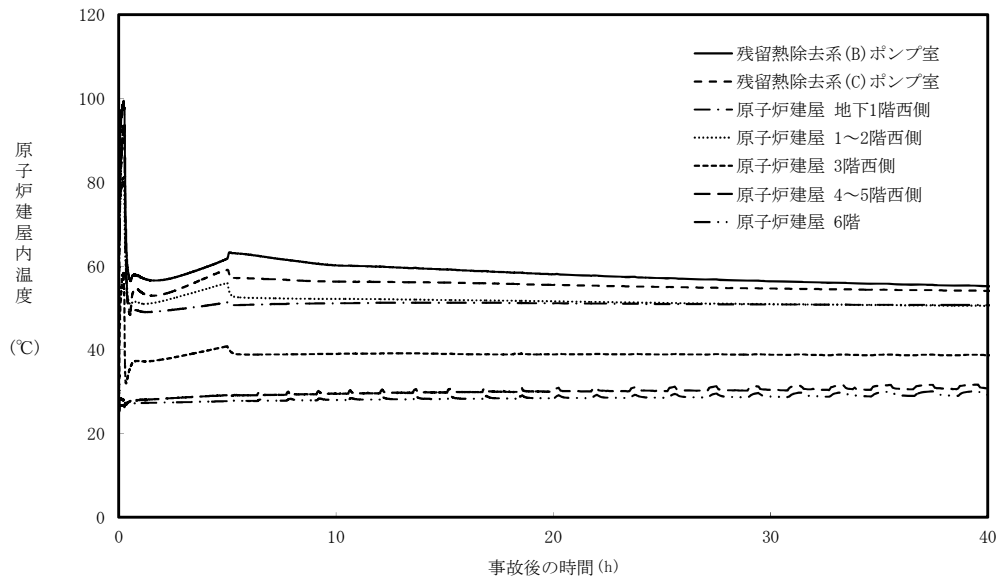
原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 9-3 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 9-4 図から別第 9-9 図に示す。

別第 9-3 図に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 300t である。また、別第 9-4 図及び別第 9-5 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 41℃である。

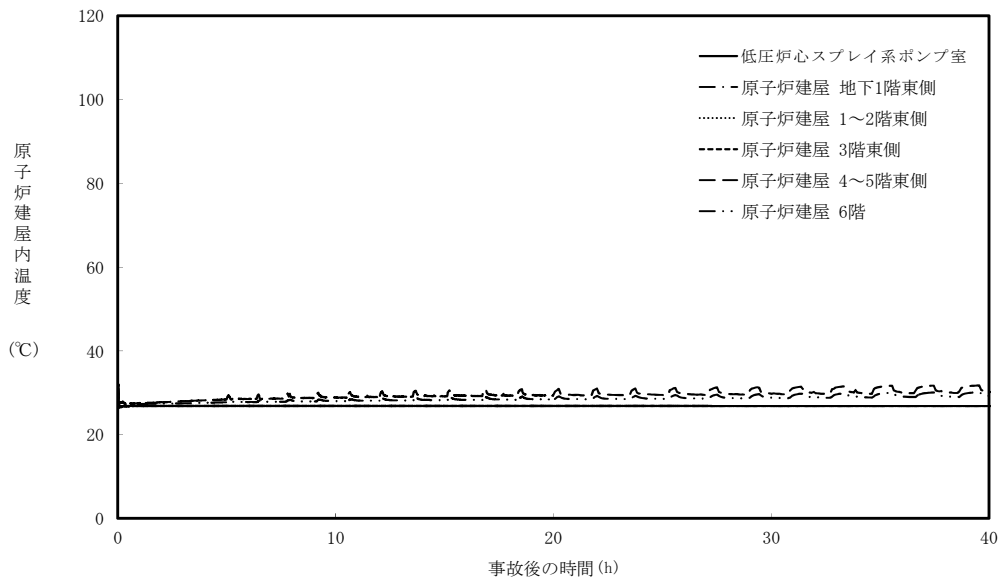
なお、ブローアウトパネルが設置されている 4～5 階西側区画、4～5 階東側区画及び 6 階全ての圧力はブローアウトパネルの設定圧力に到達し、ブローアウトパネルが開放している。



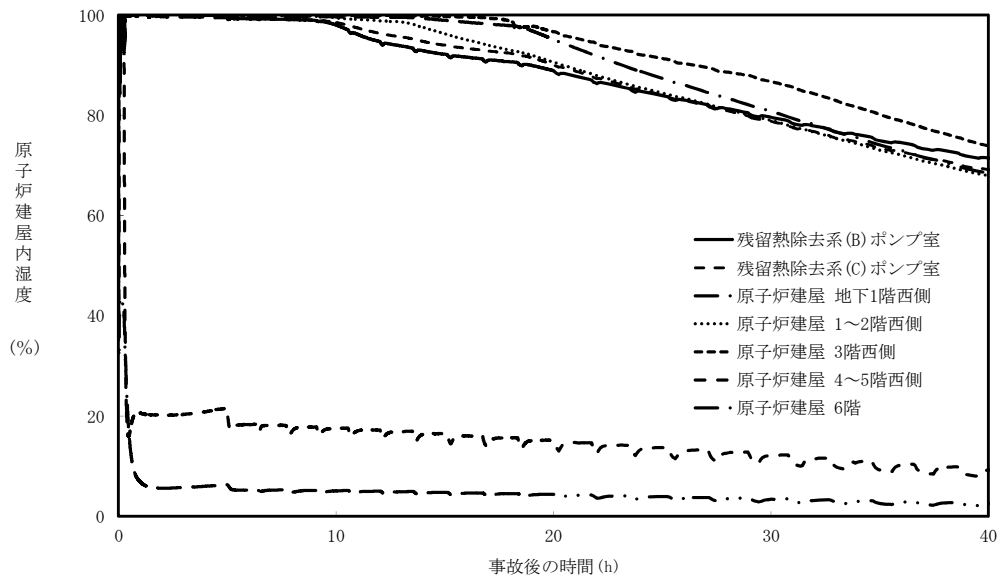
別第 9-3 図 原子炉冷却材の積算漏えい量の推移



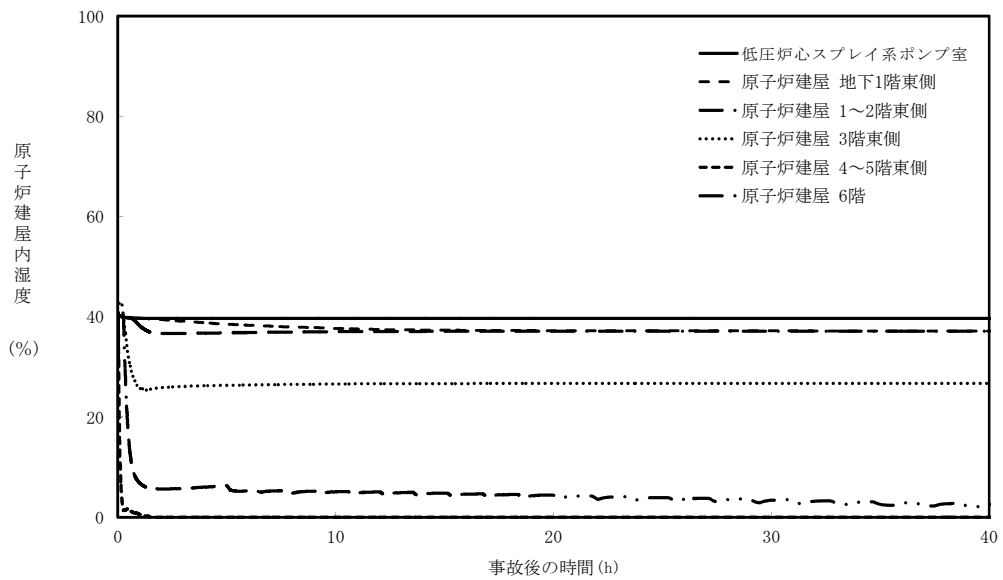
別第 9-4 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



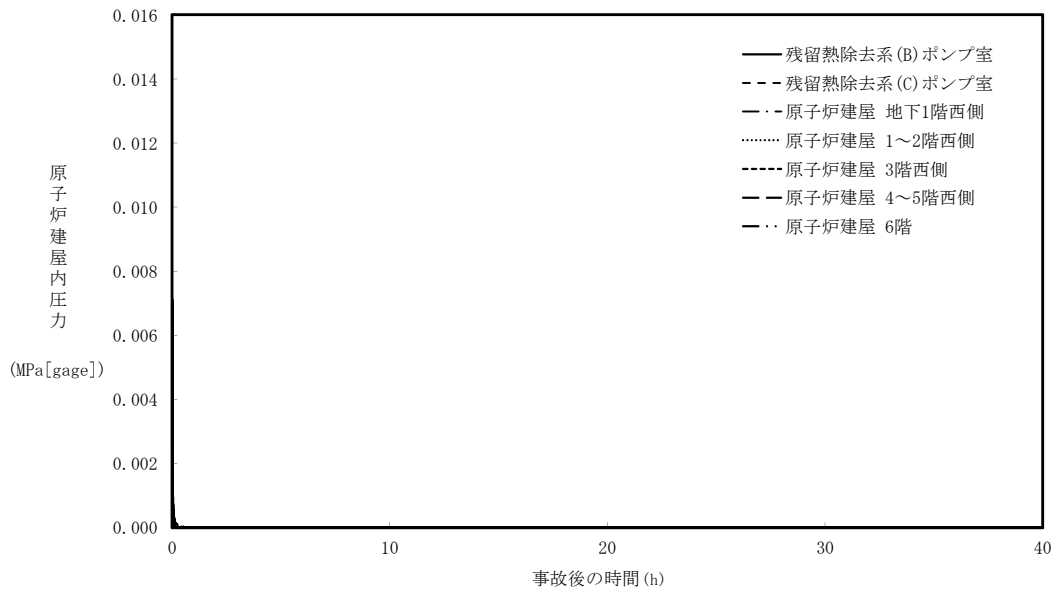
別第 9-5 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



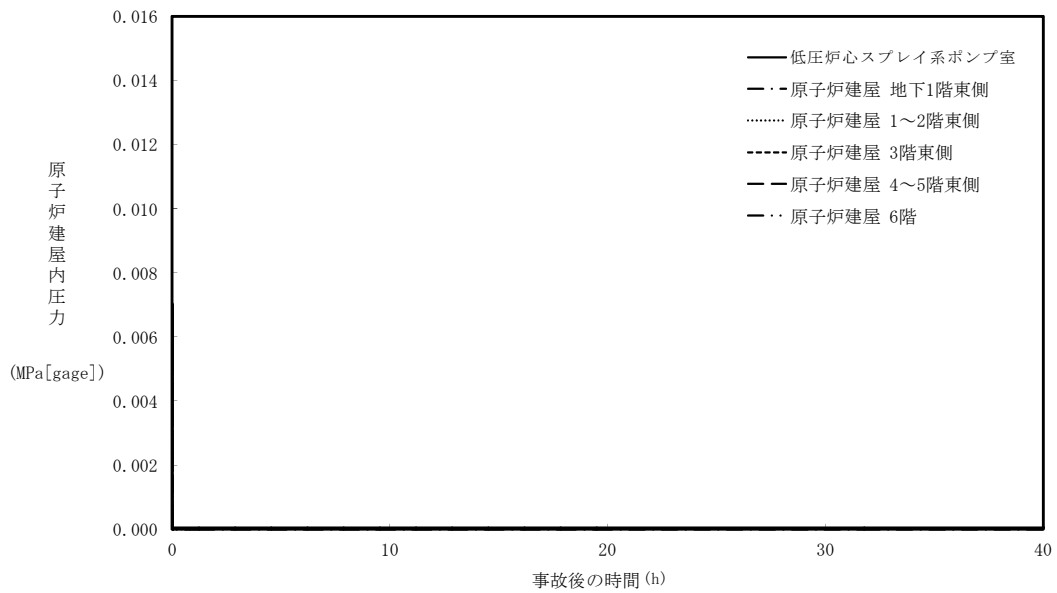
別第 9-6 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 9-7 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 9-8 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 9-9 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

ブローアウトパネルに期待しない場合の
I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価
及び原子炉建屋内環境評価

1. 評価条件

別紙 9 の評価条件のうち、ブローアウトパネルが開かない場合の条件で評価を実施した。

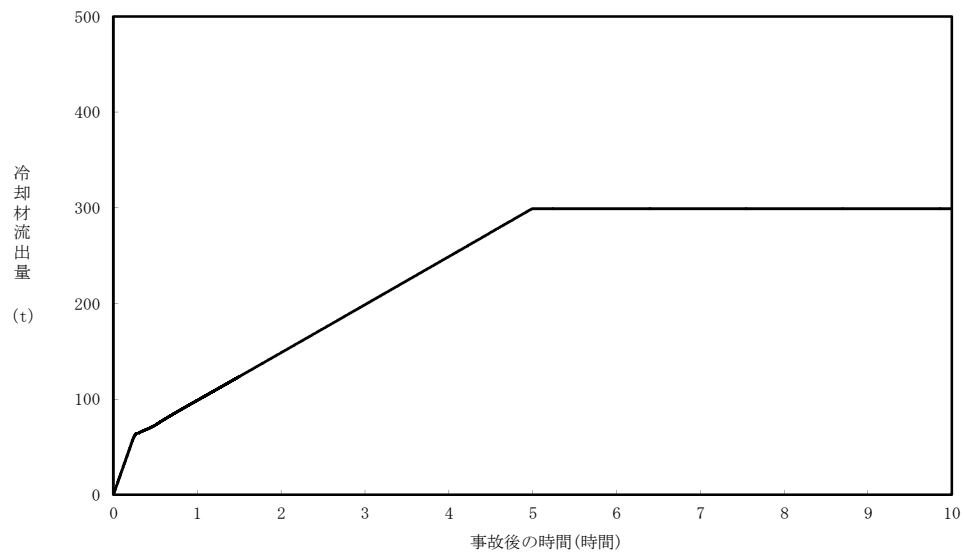
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 10-1 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 10-2 図から別第 10-7 図に示す。

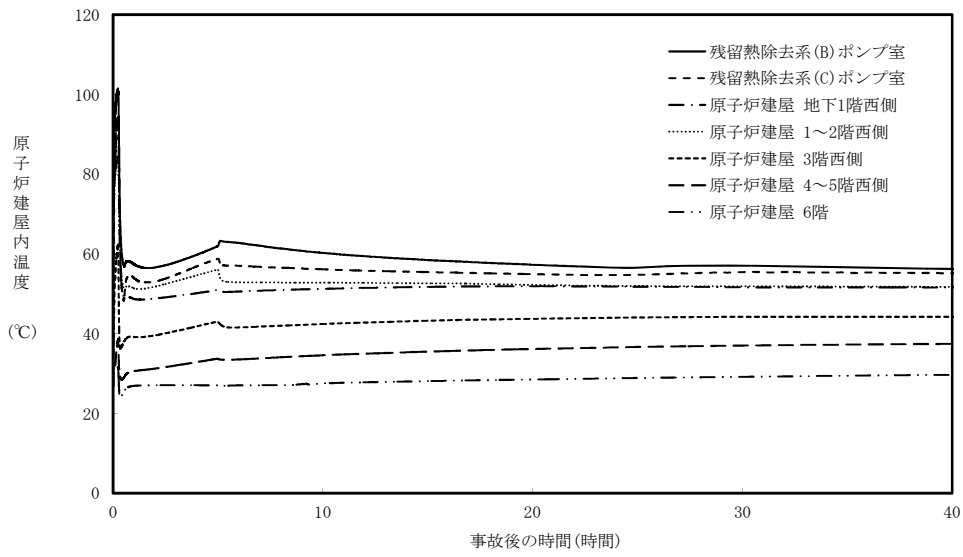
別第 10-1 図に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 300t である。また、別第 10-2 図及び別第 10-3 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 44℃である。ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の比較を第 10-1 表に示す。

第 10-1 表 ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の
評価結果の比較

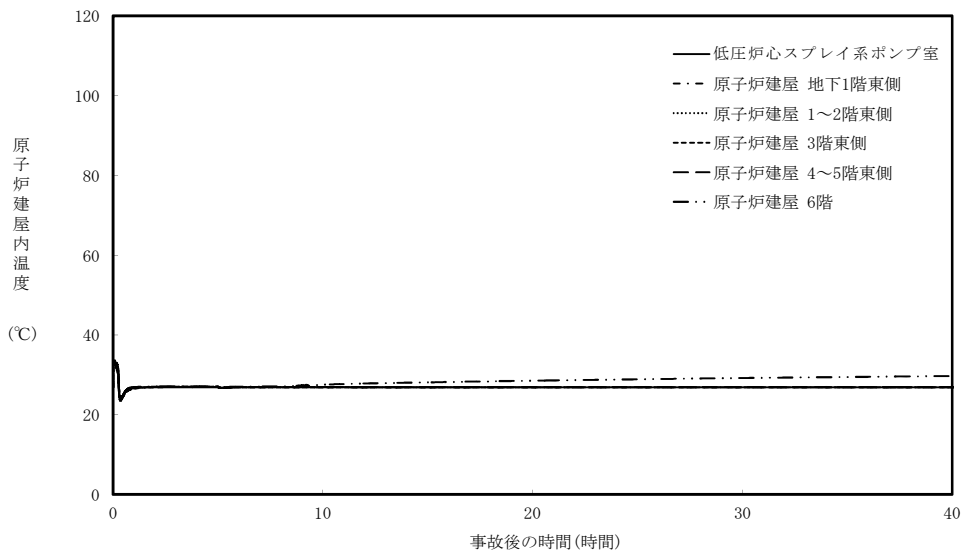
項目	期待する場合	期待しない場合
原子炉冷却材の漏えい量	300t	300t
事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値	41℃	44℃



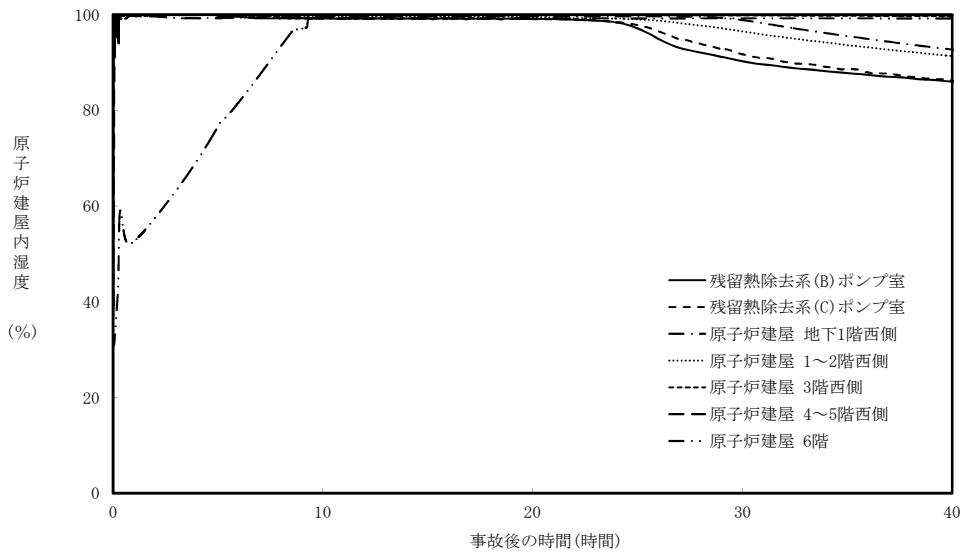
別第 10-1 図 原子炉冷却材の積算漏えい量の推移



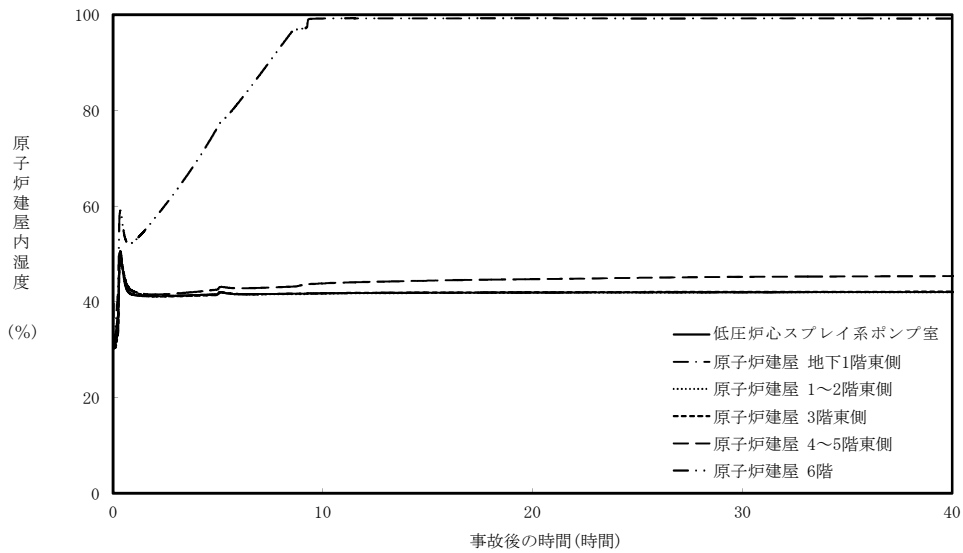
別第 10-2 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



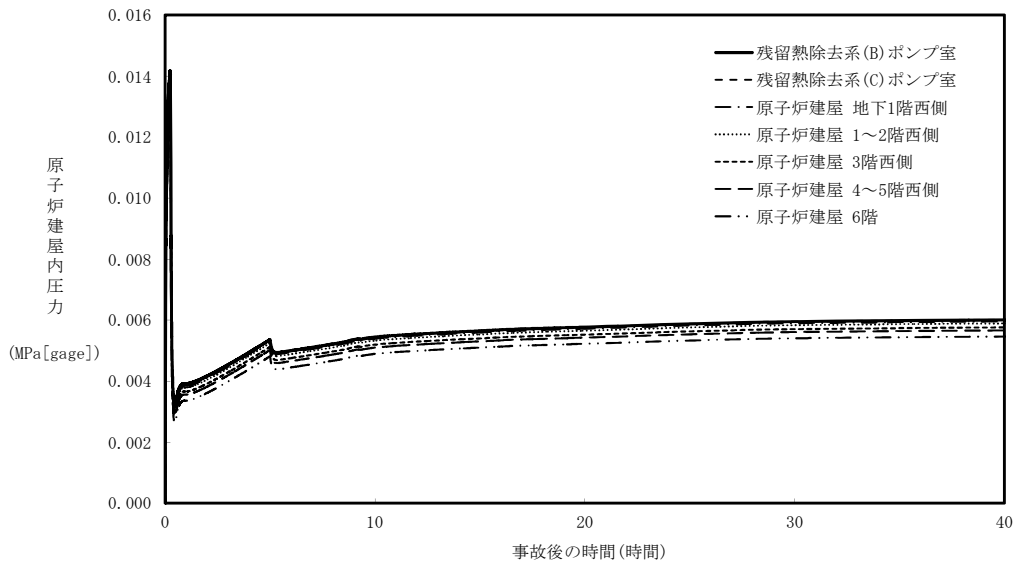
別第 10-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



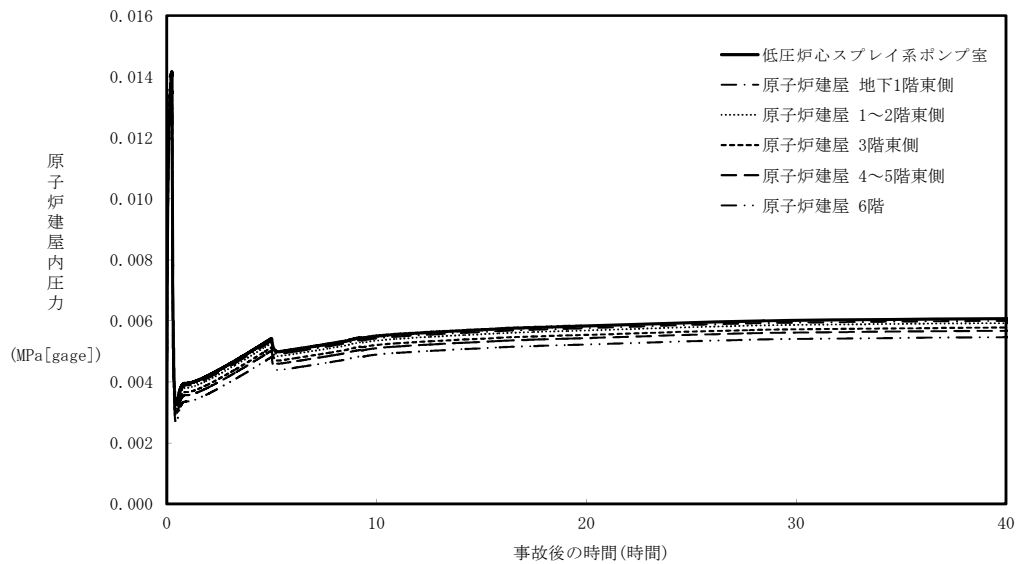
別第 10-4 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 10-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 10-6 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 10-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内線量率評価
及び非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価

1. 原子炉建屋内線量率について

(1) 評価の想定

破断口から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした原子炉冷却材中の放射性物質のうち気相に移行す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原子炉棟から環境への漏えいは考慮せずに原子炉建屋原子炉棟内に均一に分布するものとして原子炉建屋原子炉棟内の線量率を評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 41Ci (約 1.5×10^{12} Bq) [昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査)] であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci (3.7×10^{12} Bq) と設定した。

また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建屋原子炉棟内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具(自給式呼吸用保護具等)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。

別第 11-1 表 評価条件（追加放出量）

項 目	評価値	実績値（最大）
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12} (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査))
希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10^{14}	—

(2) 評価の方法

原子炉建屋原子炉棟内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別第 11-1 図に示す。

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

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉棟内放射性物質質量

(Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉建屋原子炉棟空間体積 (85,000 m^3)

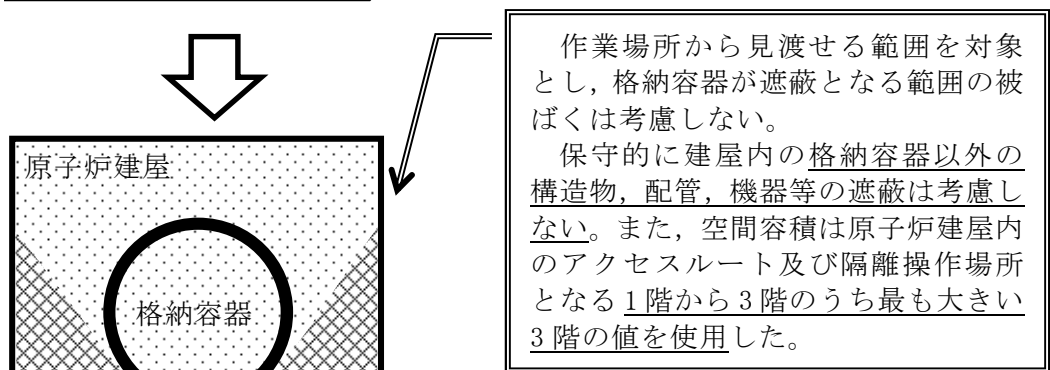
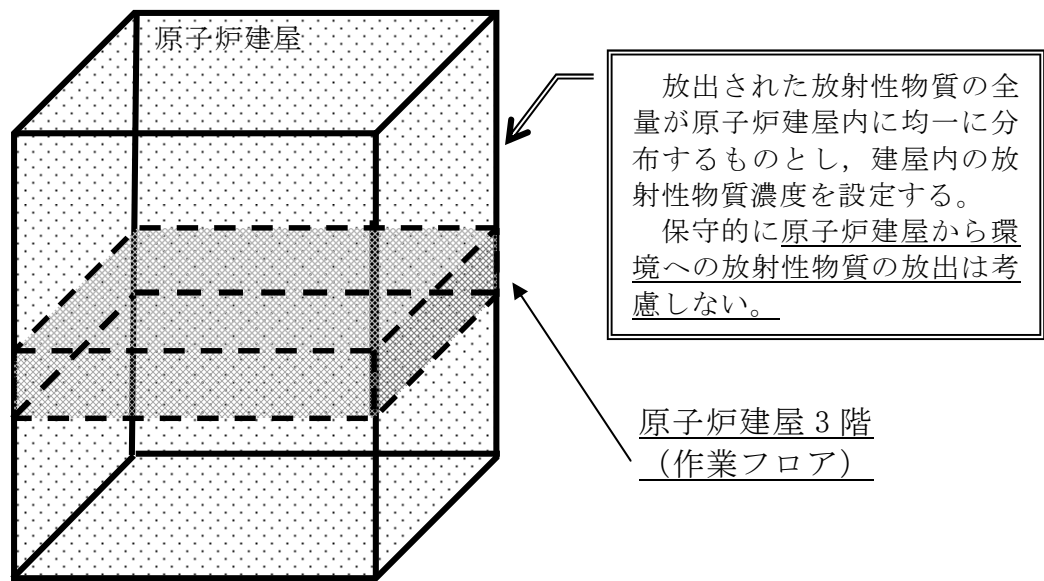
E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

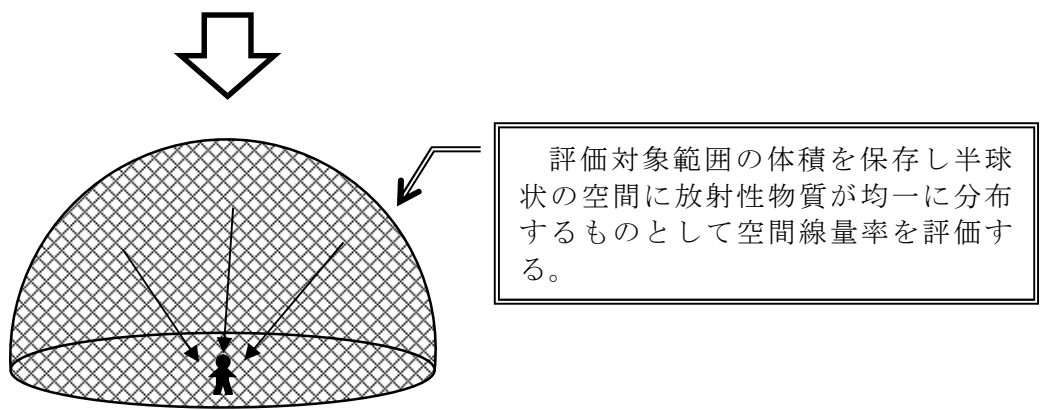
R : 評価対象エリア (原子炉建屋原子炉棟地上 3 階) の空間容積と等価な半球の半径 (m)

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

V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋原子炉棟地上 3 階) の容積 (5,000 m^3)



原子炉建屋 3 階 (平面図)

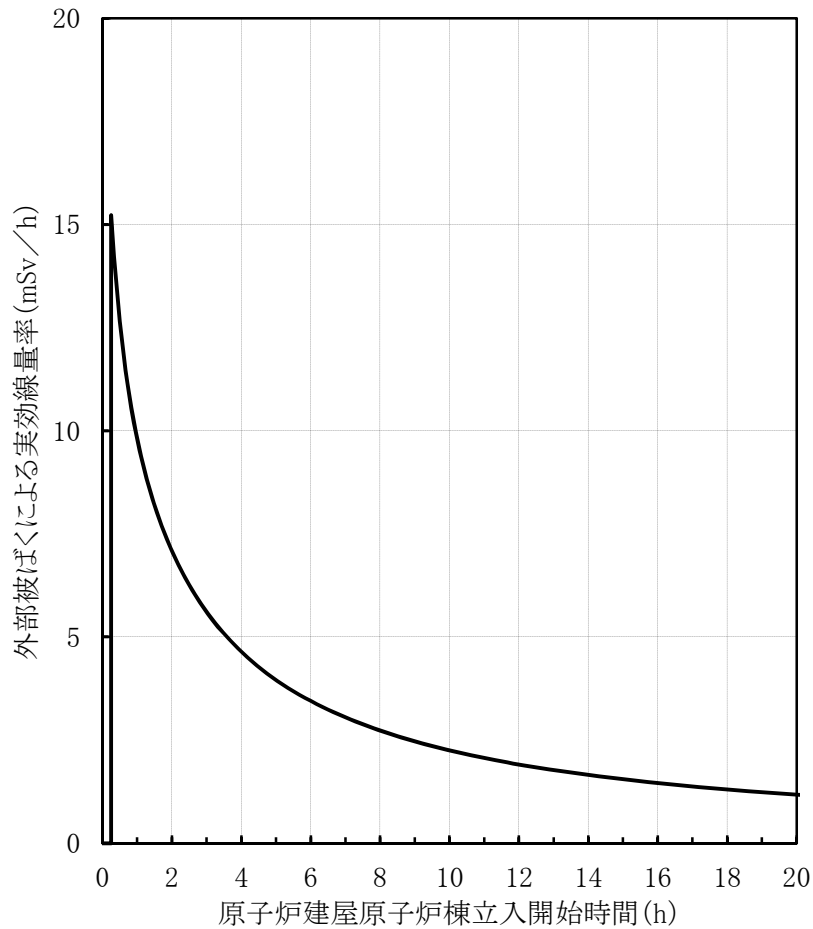


サブマージョンモデル概要図

別第 11-1 図 サブマージョンモデルの概要

(3) 評価の結果

評価結果を別第 11-2 図に示す。線量率の最大は約 15.2mSv/h 程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。



別第 11-2 図 原子炉建屋原子炉棟立入開始時間と線量率の関係

なお、事故時には原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内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。

別第 11-2 表 I S L O C A 時の放出量

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	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.4	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

2. 非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について

(1) 評価想定

非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価では、I S L O C Aにより原子炉建屋原子炉棟内に放出された核分裂生成物が大気中に放出されることを想定し、非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価した。評価条件は別第 11-1 表から別第 11-5 表に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる分が建屋内の気相部へ移行するものとし、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する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建屋原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸発量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する割合は、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、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。(別第 11-3 図及び別第 11-4 図参照)

その結果、放出量は別第 11-4 表に示すとおりとなった。

(2) 評価結果

非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 1.2×10^{-1} mSv、約 3.3×10^{-1} mSv となり、「L O C A 時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 6.2×10^{-1} mSv、敷地境界：約 6.2×10^{-1} mSv）及び事故時線量限度の 5mSv を下回った。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋原子炉棟に放出され

た放射性物質は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の原子炉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、さらに実効線量が低くなると考えられる。

別第 11-3 表 放出評価条件

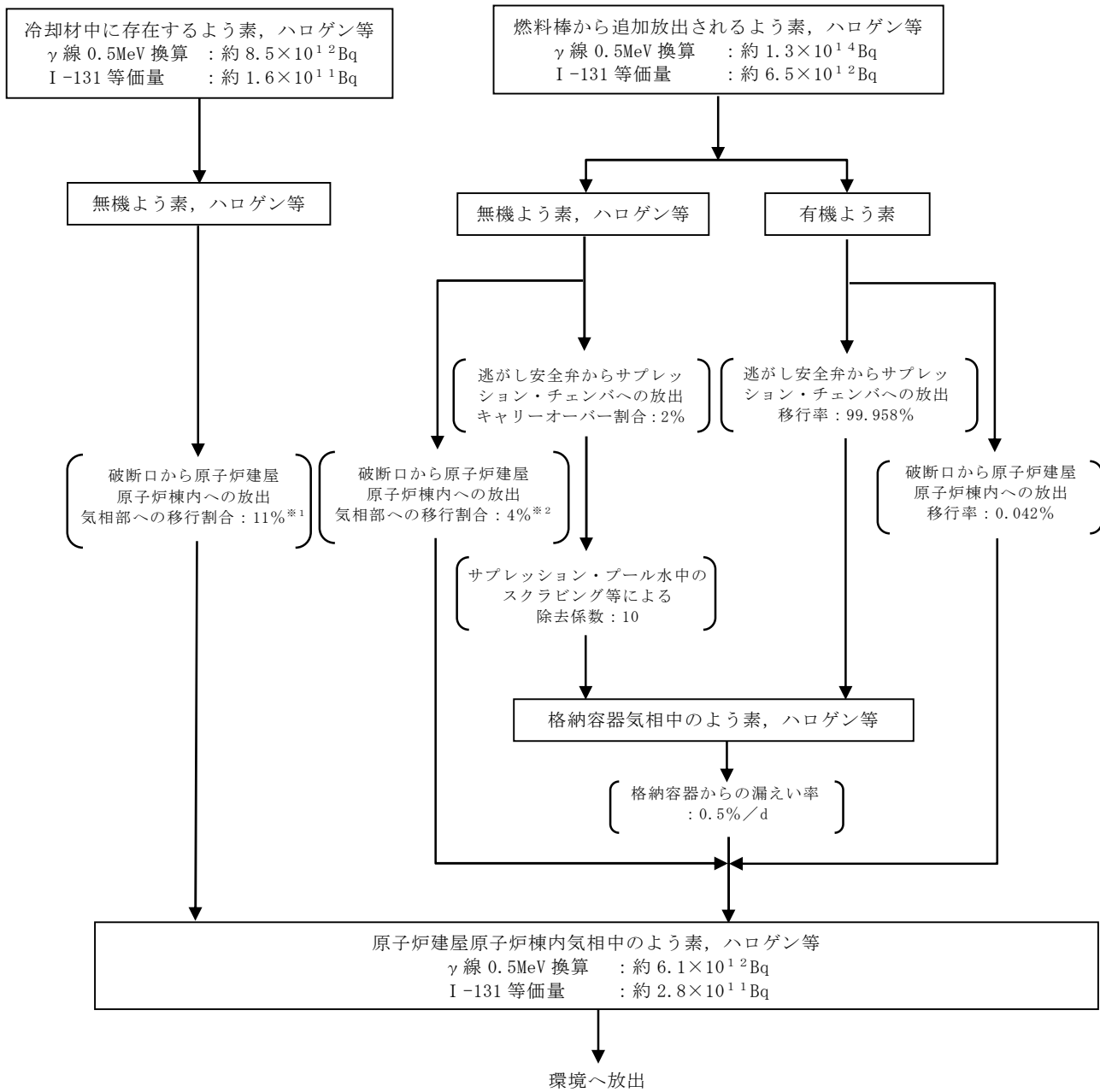
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量 (I-131) (Bq)	3.7×10^{12}	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	1.5×10^2	I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。 (運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度 (5.6×10^{-1} Bq/g) を十分に包絡する値である。)
燃料から追加放出されるよう素の割合 (%)	無機よう素 : 96 有機よう素 : 4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへの移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等 : 100 有機よう素 : 99.958	無機よう素, ハロゲン等については保守的に全量が逃がし安全弁からサプレッション・チェンバ及び破断口から原子炉建屋原子炉棟のそれぞれに移行するものとするものとして設定 有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
破断口から原子炉建屋原子炉棟への移行率 (%)	無機よう素, ハロゲン等 : 100 有機よう素 : 0.042	
サプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
冷却材から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%)	11	原子炉冷却材量に対する原子炉建屋原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%)	4	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定

別第 11-4 表 放出量

核種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	9.5×10^{12}
よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	2.8×10^{11}

別第 11-5 表 大気拡散条件（地上放出）

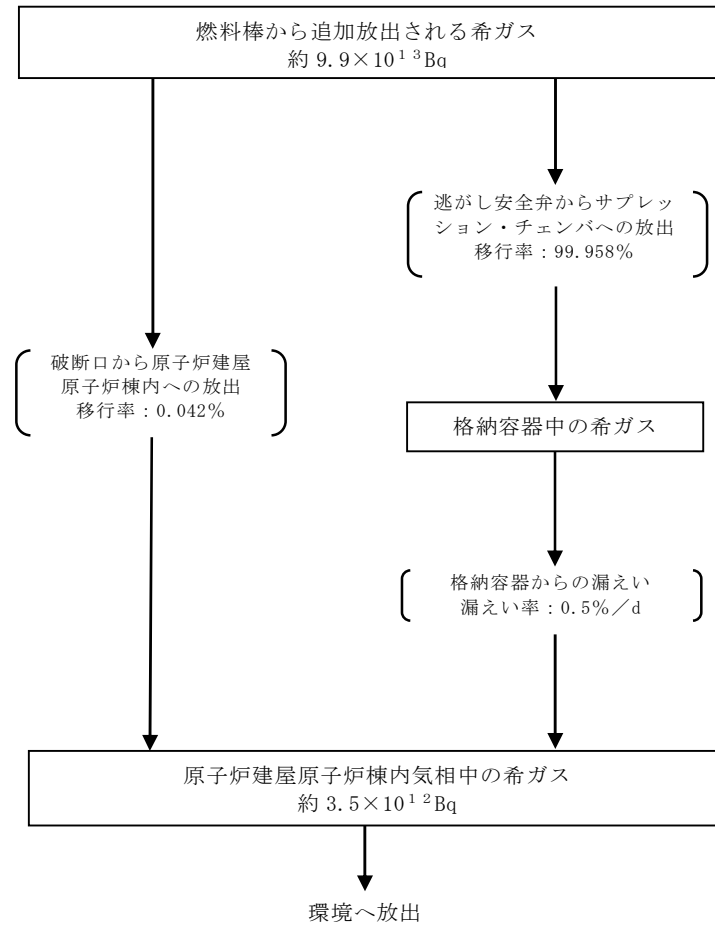
核 種	放出量 (Bq)
相对濃度 (χ / Q) (s/m ³)	非居住区域境界 : 2.9×10^{-5} 敷地境界 : 8.2×10^{-5}
相对線量 (D/Q) (Gy/Bq)	非居住区域境界 : 4.0×10^{-19} 敷地境界 : 9.9×10^{-19}



※1 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

※2 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の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

別第 11-3 図 よう素, ハロゲン等の環境への放出過程



別第 11-4 図 希ガスの環境への放出過程

(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

I - 131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I - 131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

中間停止	(昭和 54 年 6 月 2 日)	0.0Ci
第 1 回定検	(昭和 54 年 9 月 7 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 55 年 4 月 29 日)	0.0Ci
第 2 回定検	(昭和 55 年 9 月 6 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 56 年 6 月 16 日)	0.0Ci
第 3 回定検	(昭和 56 年 9 月 12 日)	0.01Ci
第 4 回定検	(昭和 57 年 6 月 11 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 58 年 1 月 31 日)	0.01Ci
第 5 回定検	(昭和 58 年 9 月 17 日)	0.01Ci
第 6 回定検	(昭和 59 年 12 月 12 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 60 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 7 回定検	(昭和 61 年 1 月 20 日)	0.01Ci
第 8 回定検	(昭和 62 年 4 月 9 日)	40.9Ci
第 9 回定検	(昭和 63 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 10 回定検	(平成 元年 11 月 30 日)	4.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 2 年 11 月 29 日)	4.7×10^8 Bq
第 11 回定検	(平成 3 年 4 月 20 日)	4.4×10^8 Bq
第 12 回定検	(平成 4 年 9 月 6 日)	1.9×10^8 Bq
中間停止	(平成 5 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
第 13 回定検	(平成 6 年 2 月 19 日)	1.6×10^8 Bq
第 14 回定検	(平成 7 年 4 月 14 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 8 年 8 月 10 日)	9.8×10^7 Bq
第 15 回定検	(平成 8 年 9 月 10 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 9 年 7 月 12 日)	1.5×10^8 Bq
第 16 回定検	(平成 10 年 1 月 8 日)	1.6×10^8 Bq
第 17 回定検	(平成 11 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 12 年 12 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 18 回定検	(平成 13 年 3 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 19 回定検	(平成 14 年 9 月 15 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 15 年 3 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
第 20 回定検	(平成 16 年 2 月 2 日)	1.3×10^8 Bq
第 21 回定検	(平成 17 年 4 月 24 日)	1.5×10^8 Bq
第 22 回定検	(平成 18 年 11 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
	(平成 19 年 3 月 17 日)	1.1×10^8 Bq
第 23 回定検	(平成 20 年 3 月 19 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 21 年 7 月 21 日)	1.2×10^8 Bq
第 24 回定検	(平成 21 年 9 月 9 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 22 年 6 月 28 日)	9.7×10^7 Bq
第 25 回定検	—	—

(※1Ci = 3.7×10^{10} Bq)

添付資料 1.13.4

7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

a. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる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グループ等のうち、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施 3 時間後とする。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。

d. その他（温度及び湿度）

「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できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第1表 評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される放射性物質	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）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表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）
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質※	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

e. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第2表、可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第3表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約 61mSv、燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約 26mSv となり、作業可能である。

第2表 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
線量評価点	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
	西側淡水貯水設備付近	代替淡水貯槽付近	西側淡水貯水設備付近		西側淡水貯水設備付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施3時間後以降					
作業時間（移動時間含む） 線量率 （格納容器ベント実施3時間後）	75分 （約1.3時間）	65分 （約1.1時間）	20分 （約0.4時間）	360分 （6.0時間）※1	90分 （1.5時間）	175分（25分×7回） （約2.9時間）
	約6.0mSv/h	約15mSv/h	約6.0mSv/h	約6.0mSv/h	約6.0mSv/h	
実効線量（マスク考慮）	約61mSv					
主な評価条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質 					
	<ul style="list-style-type: none"> 大気中へ放出される放射性物質 					
	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質 					

※1 代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが、対応要員は2時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする。）。

第3表 可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャート

作業内容	対応要員数	1時間			2時間			3時間		
		出動準備								
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給準備作業	8名	出動準備								
		ホース種込み, 移動, ホース荷戻し								
		西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置								
		ホース敷設								
		移動								
		代替淡水貯槽蓋開放								
		ホース接続								
		補給準備								
		ポンプ等設置作業 75分 (西側淡水貯水設備周辺作業)								
		ホース敷設等作業 65分 (代替淡水貯槽周辺作業)								
補給開始										
燃料の給油準備作業	2名									

作業内容	対応要員数	10時間			20時間			25時間		
		120分	120分	120分	120分	120分	120分	60分		
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給監視作業	2名			120分						
	2名	120分			120分			120分		
	2名		120分			120分			60分	
	2名			120分			120分			
計8名		補給監視作業 1260分 (最大1名: 360分)								
燃料の給油作業	2名									
		燃料の給油作業 【水の補給監視作業時間のうち175分(25分/回×7回)】								

非常用母線接続作業時の被ばく評価について

重大事故等発生時の電源復旧のために非常用母線の接続作業を行う作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象は、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第1図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。

- ①, ③：格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉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については、第1表及び第2表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。
- ②：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、第3表に示すとおり作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては、第4表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。
- ④：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、第4表に示す地表面への沈着速度及び相対濃度を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート

非常用母線接続作業のアクセスルートは、第2図～第4図に示すとおりである。

d. 評価点

作業時の評価点は、以下のとおりとする。

各作業場所のうち空間体積が大きく外気から作業場所内へ流入した放射性物質による外部被ばくの線量率が高くなる原子炉建屋付属棟の地下2階を評価点（第4図）とする。原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線，格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では、各作業場所のうち線量率が高くなる原子炉建屋付属棟1階を評価点（第3図）とする。

アクセスルートの評価点は、以下のとおりとする。また、大気中に放出された放射性物質の濃度に関する評価点は、アクセスルートを考慮し第5図に示す原子炉建屋西側を評価点とする。

原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線，格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁の効果が小さく，線量が厳しくなる原子炉建屋付属棟3階を評価点（第2図）とする。

なお，作業又は移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとする。

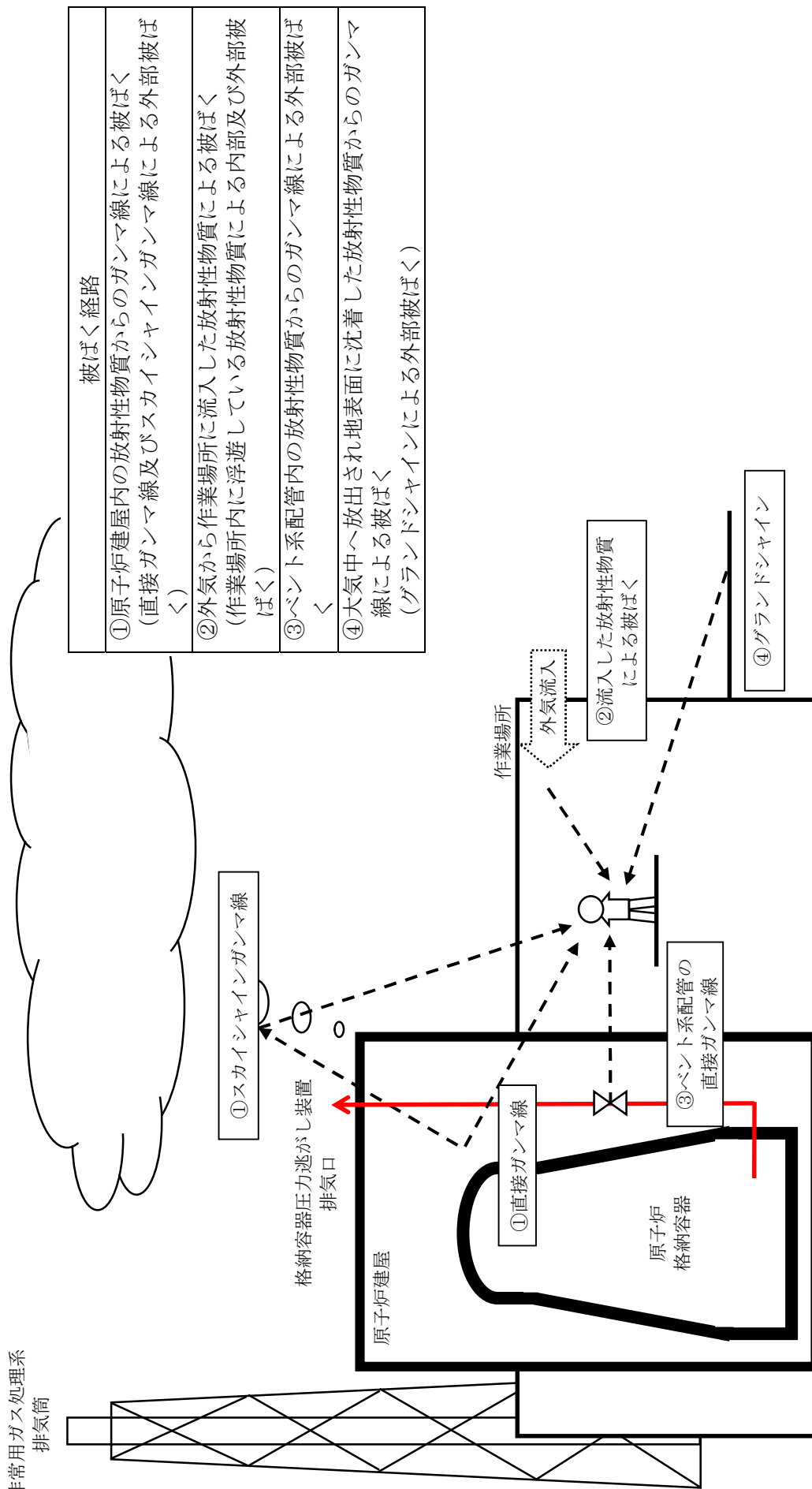
e. 作業開始時間

事象発生から2時間以内に非常用母線の接続作業を行うため、放出量が大きくなる事象発生2時間に到達する前1時間について評価を行った。

(2) 評価結果

非常用母線の接続作業を行う作業員の被ばく評価結果は、第5表に示すとおり移動時は約44 mSv/h、作業時は約43 mSv/hである。作業時間（移動時間含む。）は75分であることから、作業員の実効線量は約55 mSvとなり、緊急作業時の線量限度である100 mSv以下の放射線環境であり、作業が可能であることを確認した。

非常用ガス処理系
排気筒



第1図 非常用母線接続作業時の被ばく評価経路イメージ

第1表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項目	評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	作業場所		作業エリアにおける原子炉建屋壁を考慮（第2図～第4図参照）
	移動ルート		
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（-5 mm）を引いた値を適用		建築工事標準仕様書JASS 5N・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	2.00 g/cm ³		建築工事標準仕様書JASS 5N・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）を基に算出した値を設定
配管中心から評価点までの距離	作業場所		—
	移動ルート		

※1 遮蔽厚さはコンクリート相当の厚さとする。

第2表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

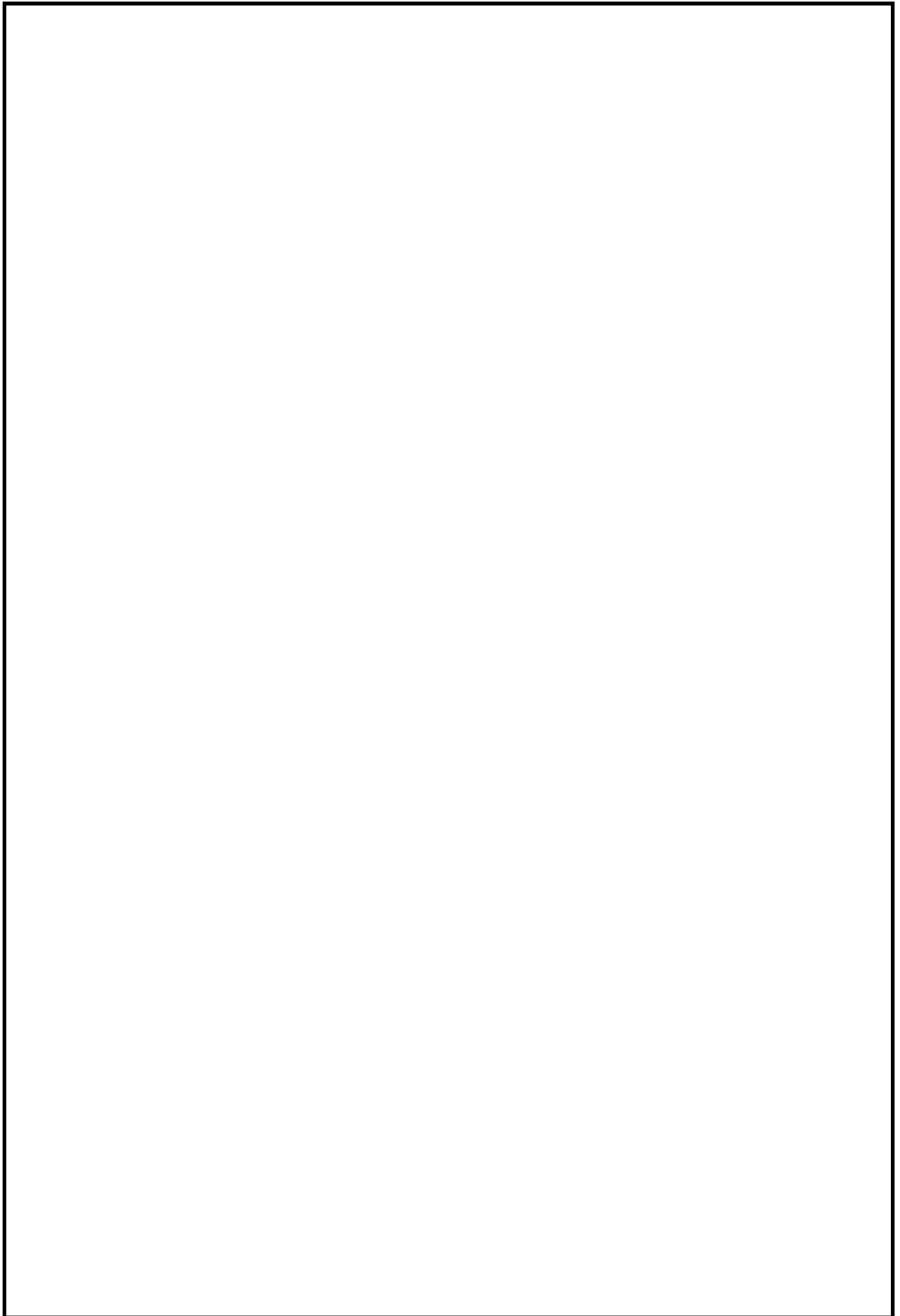
項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ		原子炉建屋外壁（二次遮蔽）の厚さを設定
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ

第3表 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

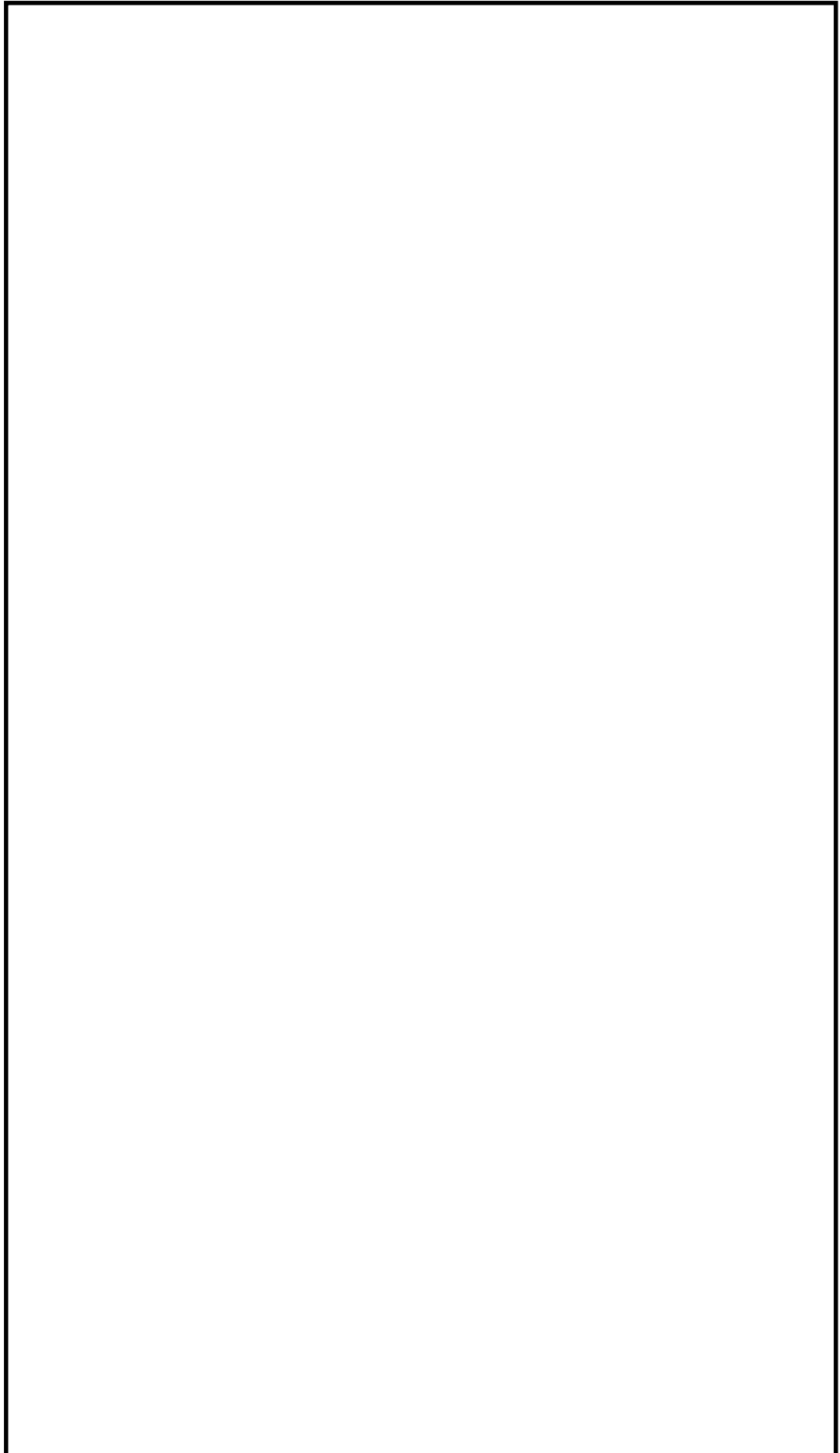
項目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \lambda / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5 MeV 換算値) E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³ /m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) </p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p> V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	<移動時及び作業場所> 原子炉建屋地下2階 : 4000 m ³	アクセスルート及び作業場所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
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。

第4表 線量換算係数, 呼吸率等

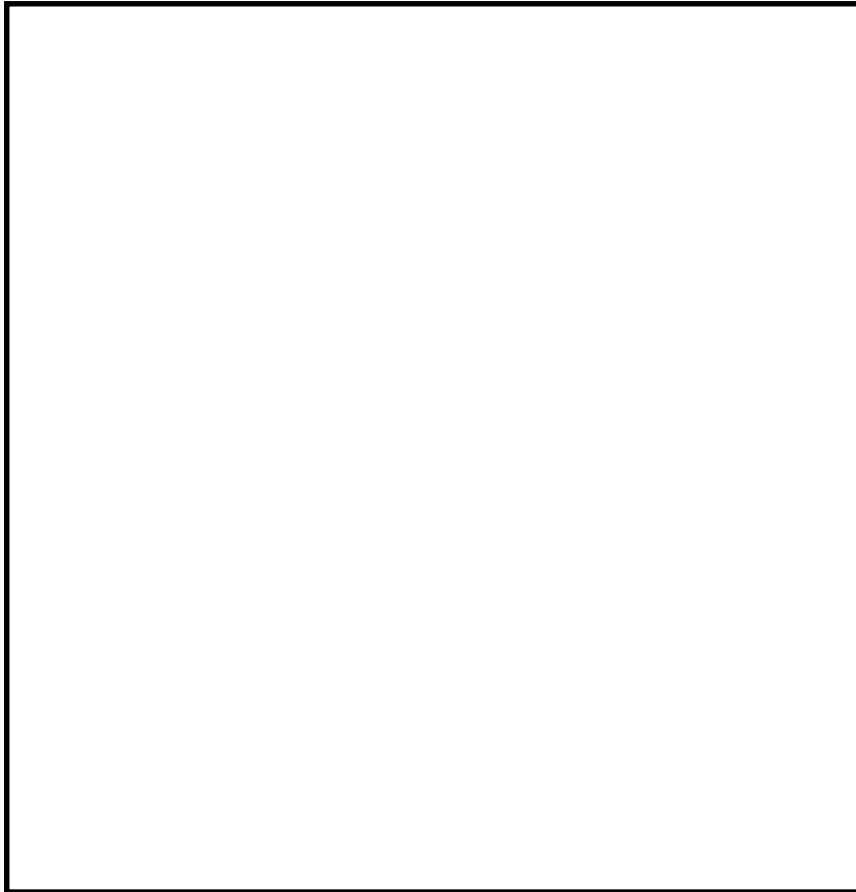
項目	評価条件	選定理由																								
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) <table style="margin-left: 20px;"> <tr><td>I-131</td><td>: 2.0×10⁻⁸</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>I-132</td><td>: 3.1×10⁻¹⁰</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>I-133</td><td>: 4.0×10⁻⁹</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>I-134</td><td>: 1.5×10⁻¹⁰</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>I-135</td><td>: 9.2×10⁻¹⁰</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>Cs-134</td><td>: 2.0×10⁻⁸</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>Cs-136</td><td>: 2.8×10⁻⁹</td><td>Sv/Bq</td></tr> <tr><td>Cs-137</td><td>: 3.9×10⁻⁸</td><td>Sv/Bq</td></tr> </table> 上記以外の核種はICRP Pub. 71等に基づく	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	ICRP Publication 71に基づき設定
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																								
呼吸率	1.2 m 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																								
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10 ⁻³ cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定																								
相対濃度	約8.0×10 ⁻⁴ s/m ³	地上放出とする。評価点は第5図参照																								



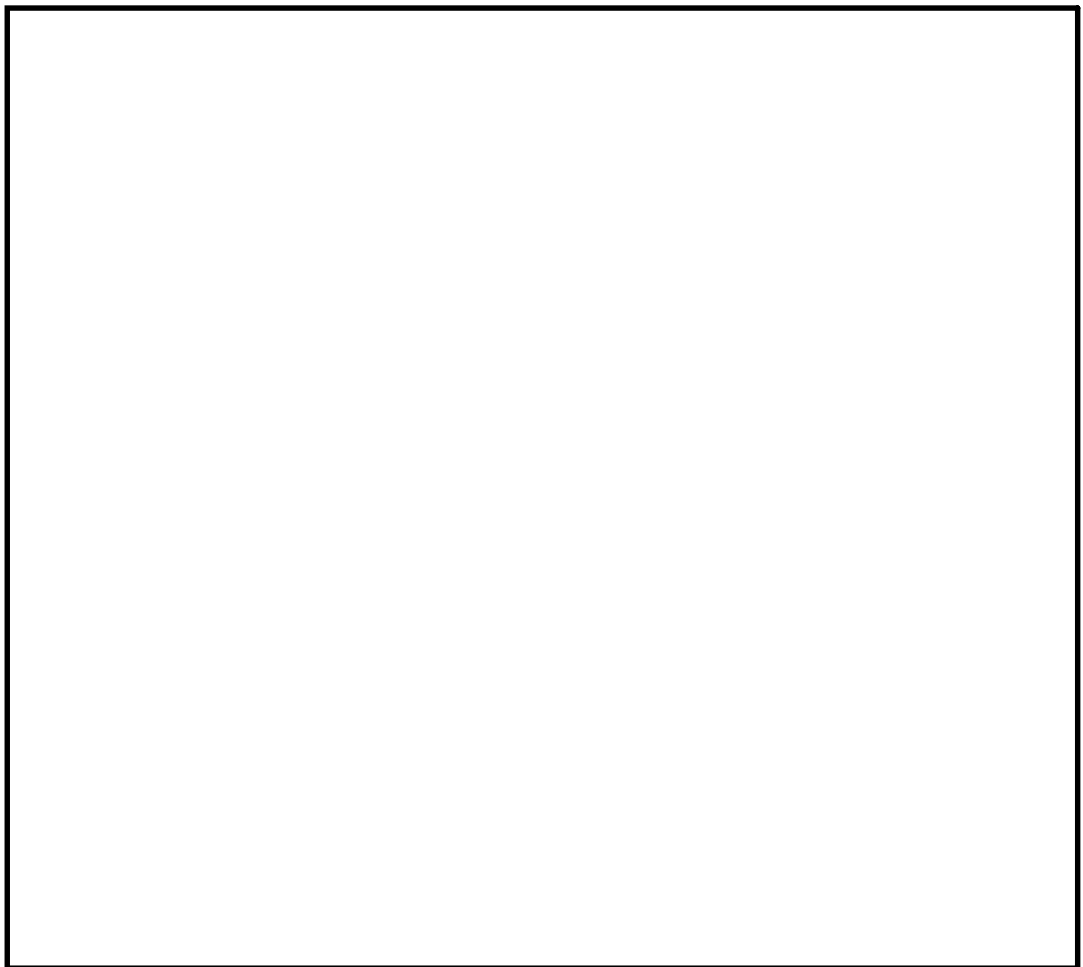
第2図 作業場所及びアクセスルート（原子炉建屋3階及び2階）



第3図 作業場所及びアクセスルート（原子炉建屋1階及び地下1階）



第4図 作業場所及びアクセスルート（原子炉建屋地下2階）



第5図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第5表 非常用母線接続作業における被ばく評価

(単位：mSv/h)

被ばく経路		非常用母線接続作業	
		移動時	作業時
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 3.1×10^0	約 2.1×10^0
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	外部被ばく	約 6.6×10^0	約 6.6×10^0
	内部被ばく	約 2.2×10^1	約 2.2×10^1
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 1.2×10^1	約 1.2×10^1
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 1.4×10^{-1}	約 4.0×10^{-3}
線量率		約 4.4×10^1	約 4.3×10^1

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

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以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウエル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁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

想定事象として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において、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図～第5図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第6図～第8図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する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、第4表及び第5表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、

第二弁の操作においては、空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 コンクリート相当）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S/C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 12 図～第 15 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 16 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 17 図～第 19 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 20 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，第一弁（S/C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分），第一弁（D/W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また，第二弁の開操作は，ベント実施直後から 180 分作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（待避室滞在）180 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 100mSv 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、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。

a. S/C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第一弁開操作で約 37mSv, 第二弁開操作で約 28mSv となった。

b. D/W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第一弁開操作で約 52mSv, 第二弁開操作で約 42mSv となった。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重量を考慮)	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ーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 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
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内 p H 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
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 ^{*1} に基づき設定

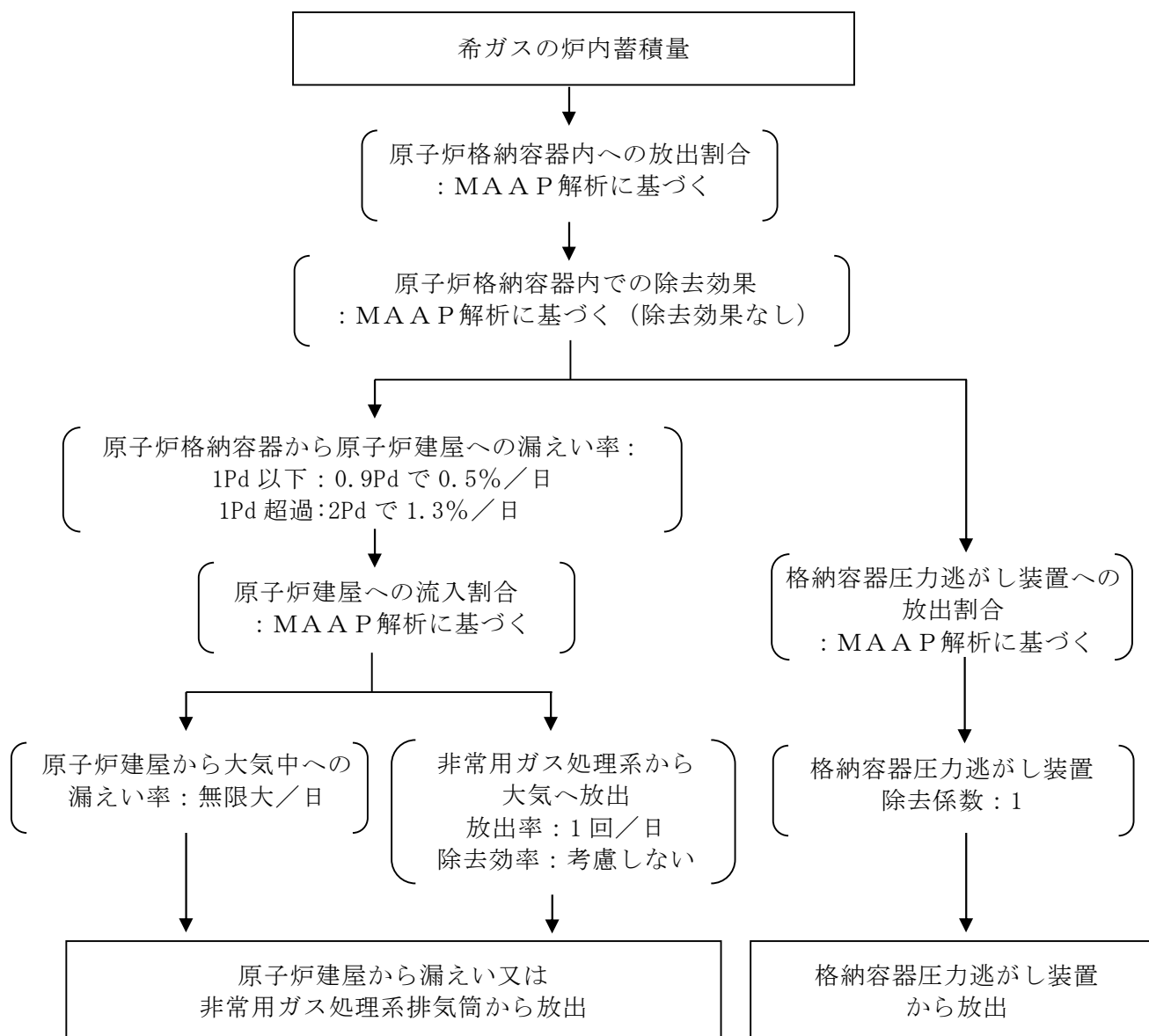
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

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率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pd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AECの式等に基づき設定 (補足1参照)
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)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)		原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (補足1参照)
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		保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
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最大存在量から1/200まで)		CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2* ² に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)		Standard Review Plan6.5.5* ³ に基づき設定 (補足4参照)
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 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO ₂ 類 SrO類 BaO類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.1×10^{-5} : 約 6.7×10^{-6} : 約 6.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.7×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	D/Wベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.2×10^{-5} : 約 6.8×10^{-6} : 約 6.8×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.8×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}
			MAAP解析結果及びNUREG-1465* ⁴ に基づき設定 (補足5参照)

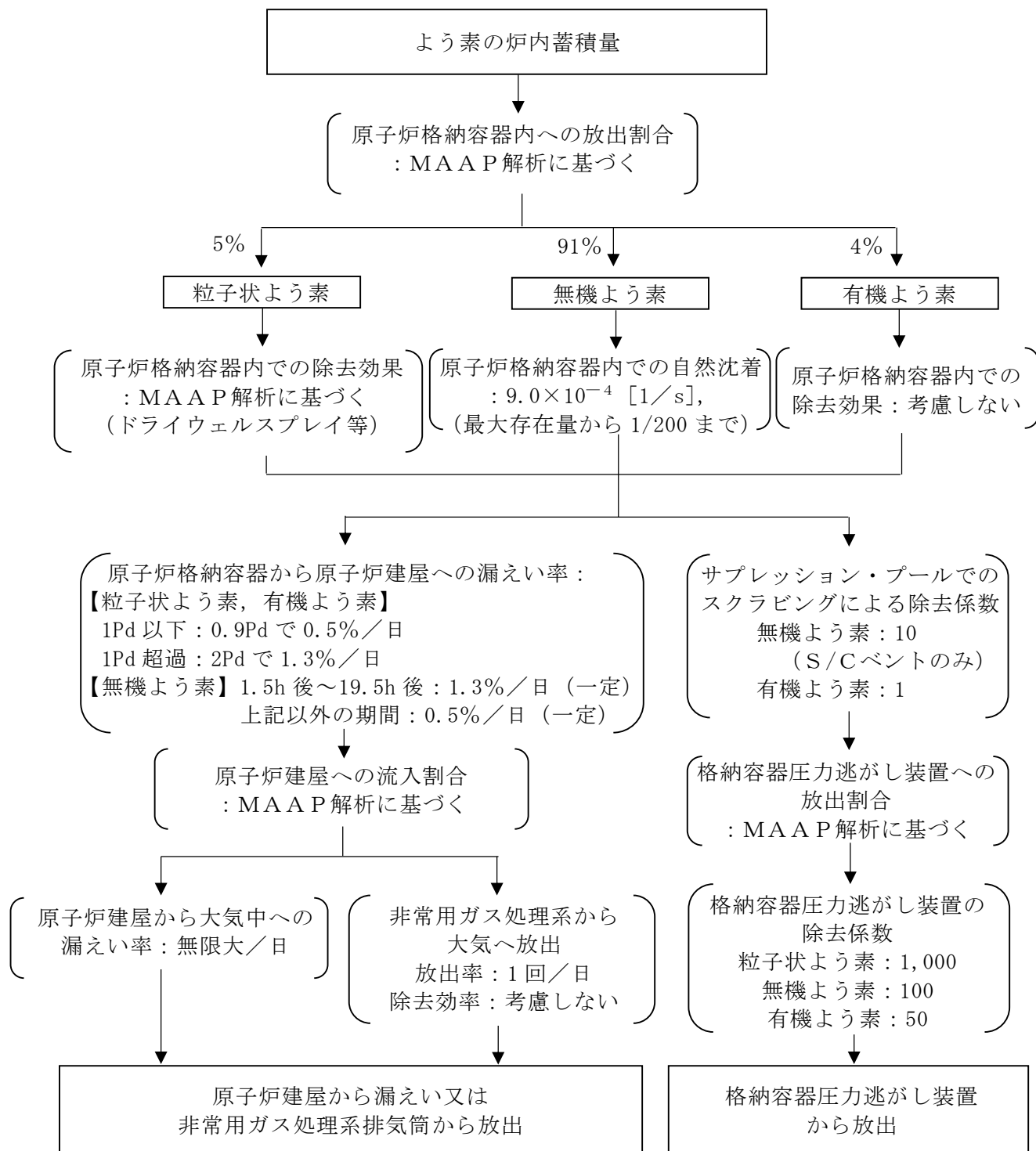
第 1 表 放出量評価条件 (3/3)

項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/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 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1 回/日 (排気筒放出)			設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側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外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 9.5×10^{-1} CsI類 : 約 1.0×10^{-6} CsOH類 : 約 4.0×10^{-7} Sb類 : 約 8.9×10^{-8} TeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-8} SrO類 : 約 3.6×10^{-8} BaO類 : 約 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 約 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 約 3.6×10^{-10}	S/Cベント D/Wベント	: 約 9.5×10^{-1} : 約 3.9×10^{-3} : 約 7.5×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 5.8×10^{-4} : 約 5.8×10^{-4} : 約 7.2×10^{-5} : 約 1.4×10^{-5} : 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 (補足5参照)
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 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000			設計値に基づき設定

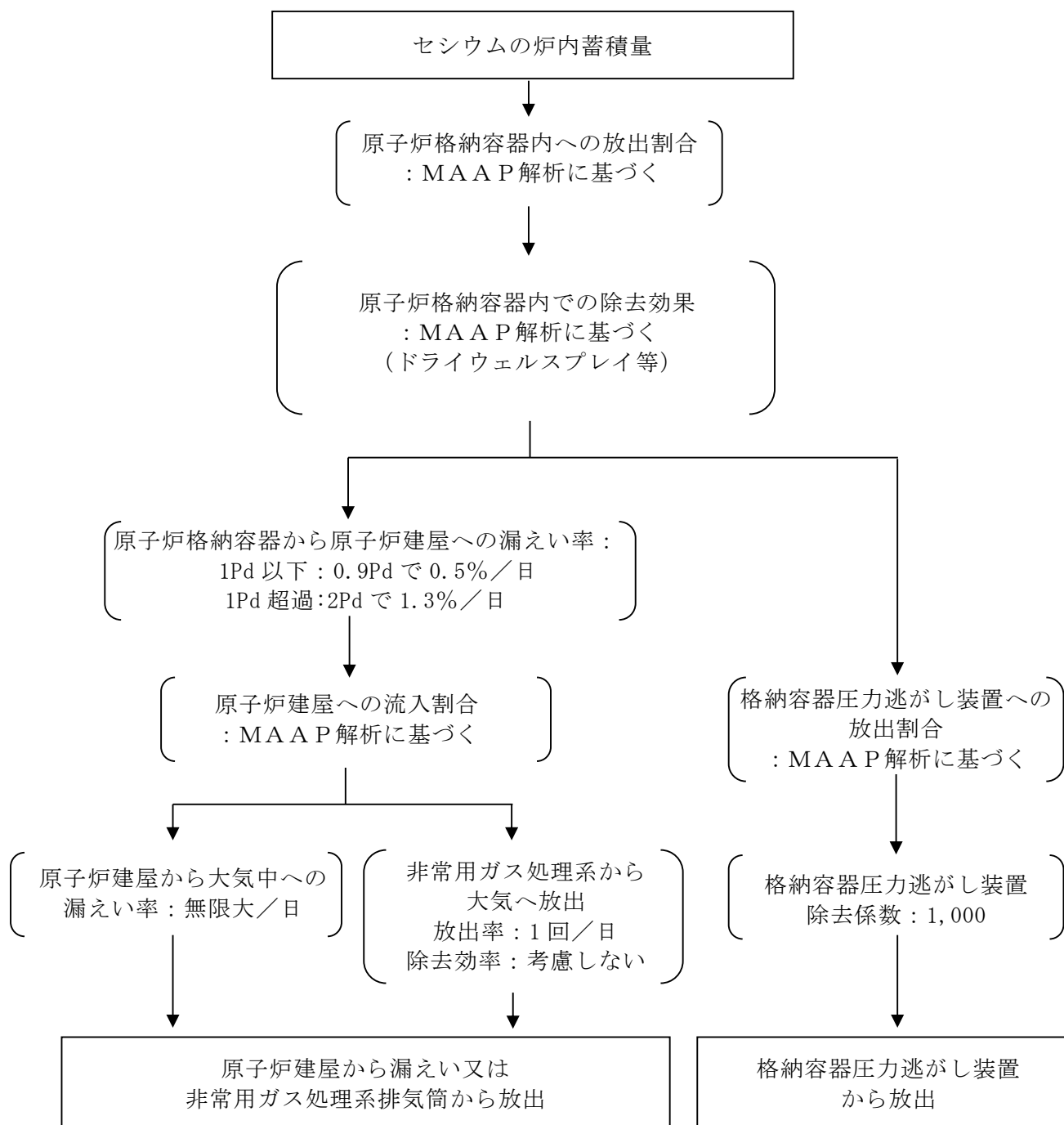
- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995



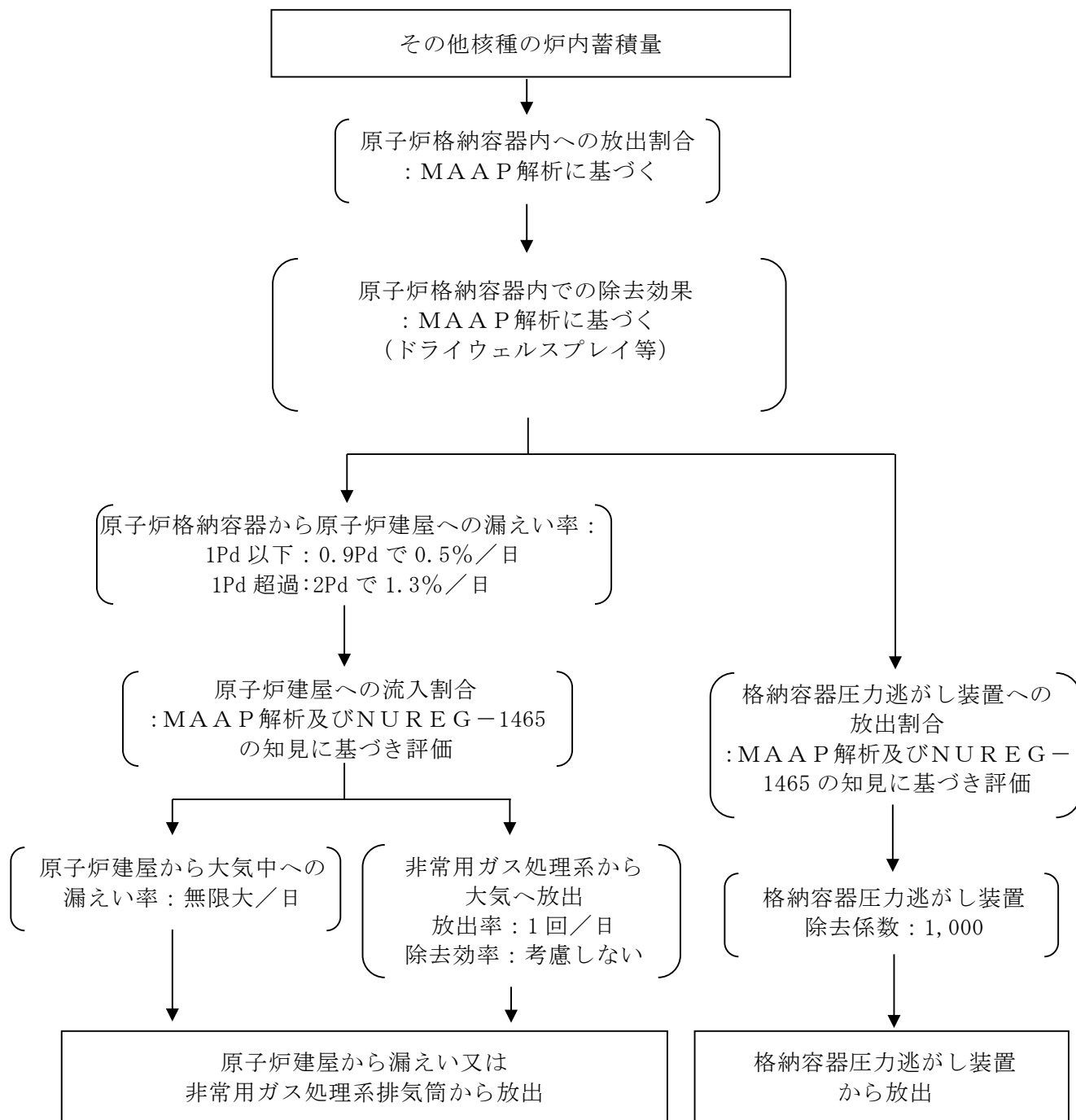
第 1 図 希ガスの大気放出過程



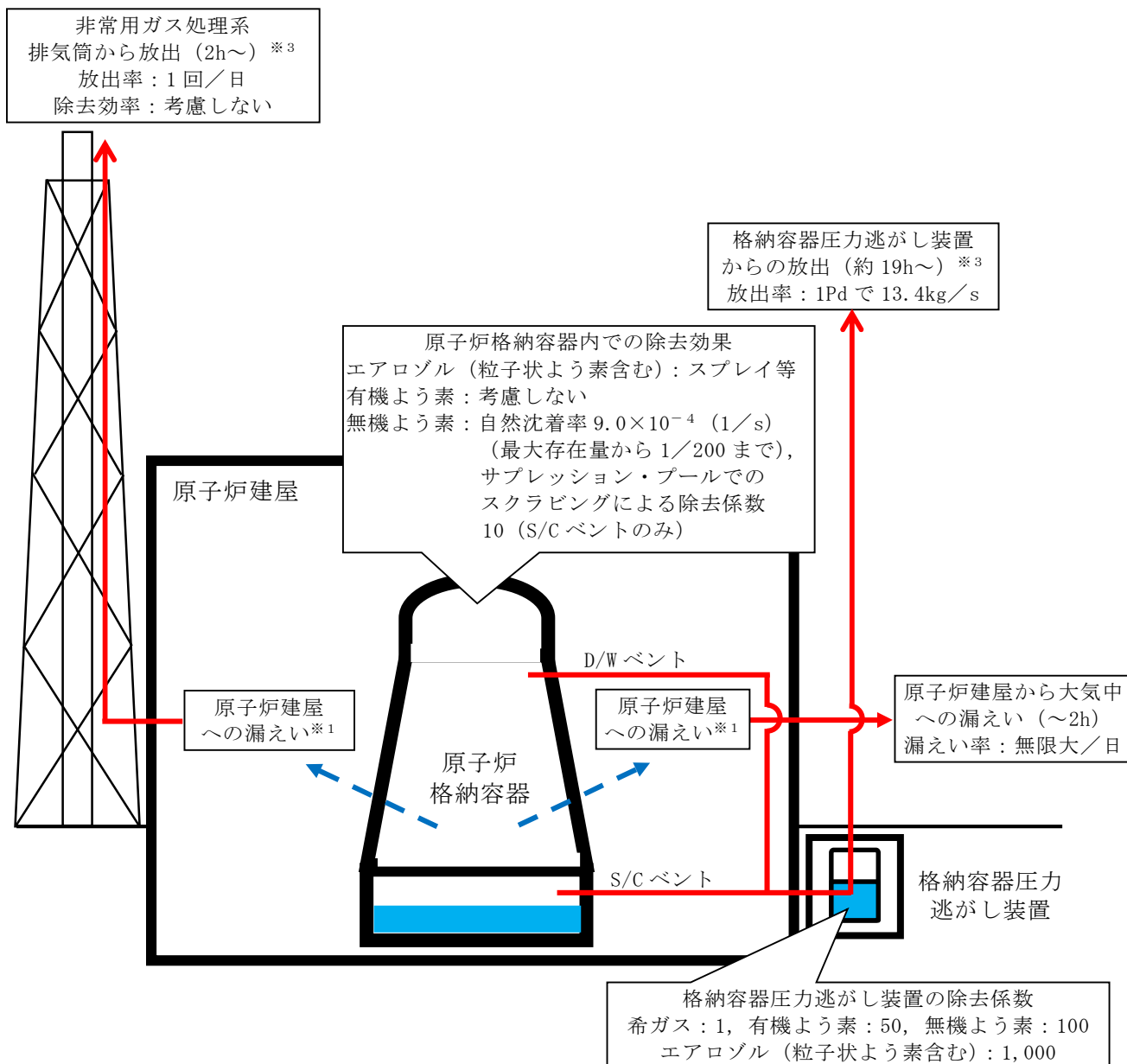
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図セシウムの大気放出過程



第 4 図 その他核種の大気放出過程

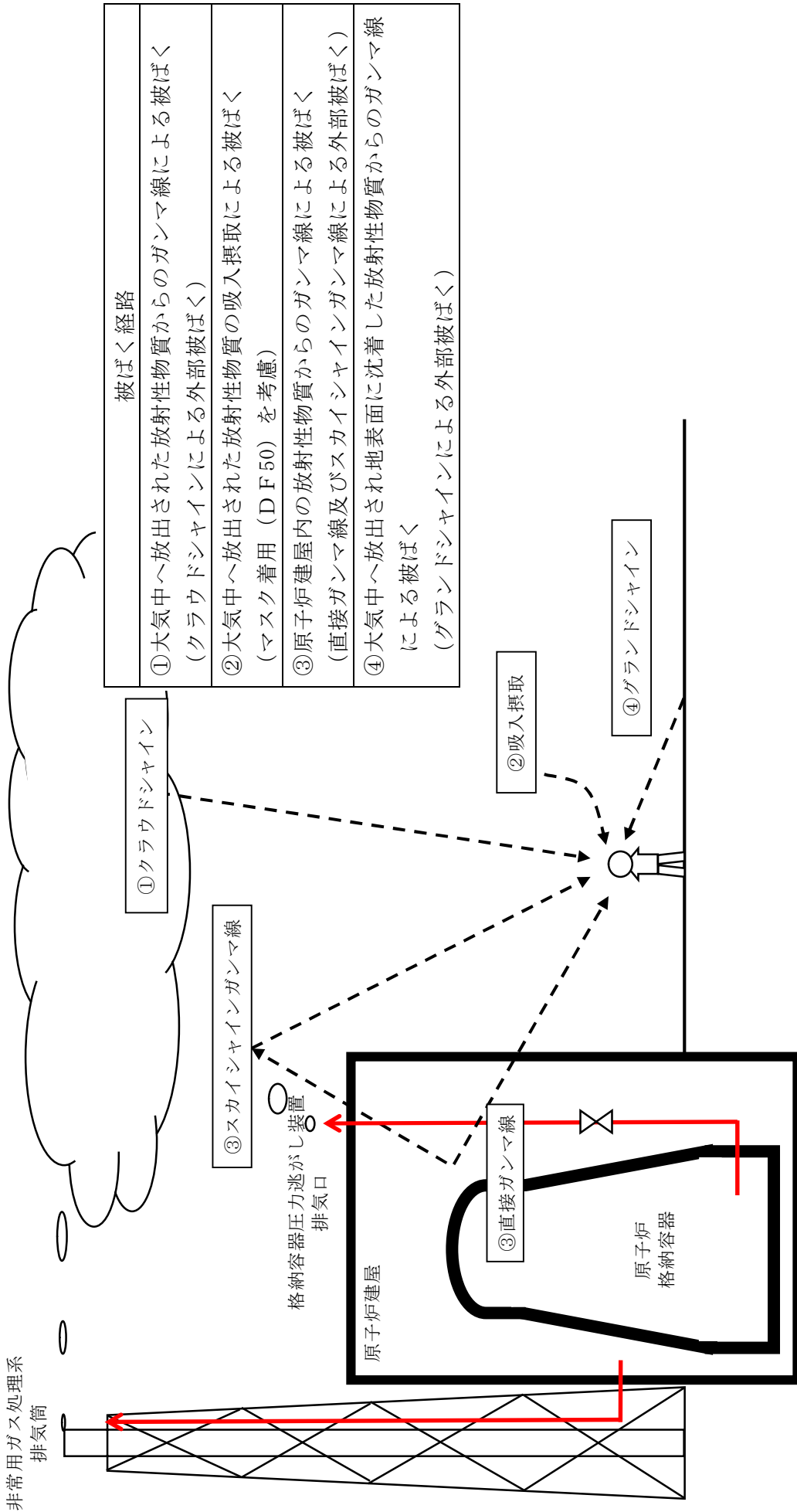


- ※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
 【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
 1Pd 以下: 0.9Pd で 0.5%/日, 1Pd 超過: 2Pd で 1.3%/日
 【無機よう素】
 1.5h 後~19.5h 後: 1.3%/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

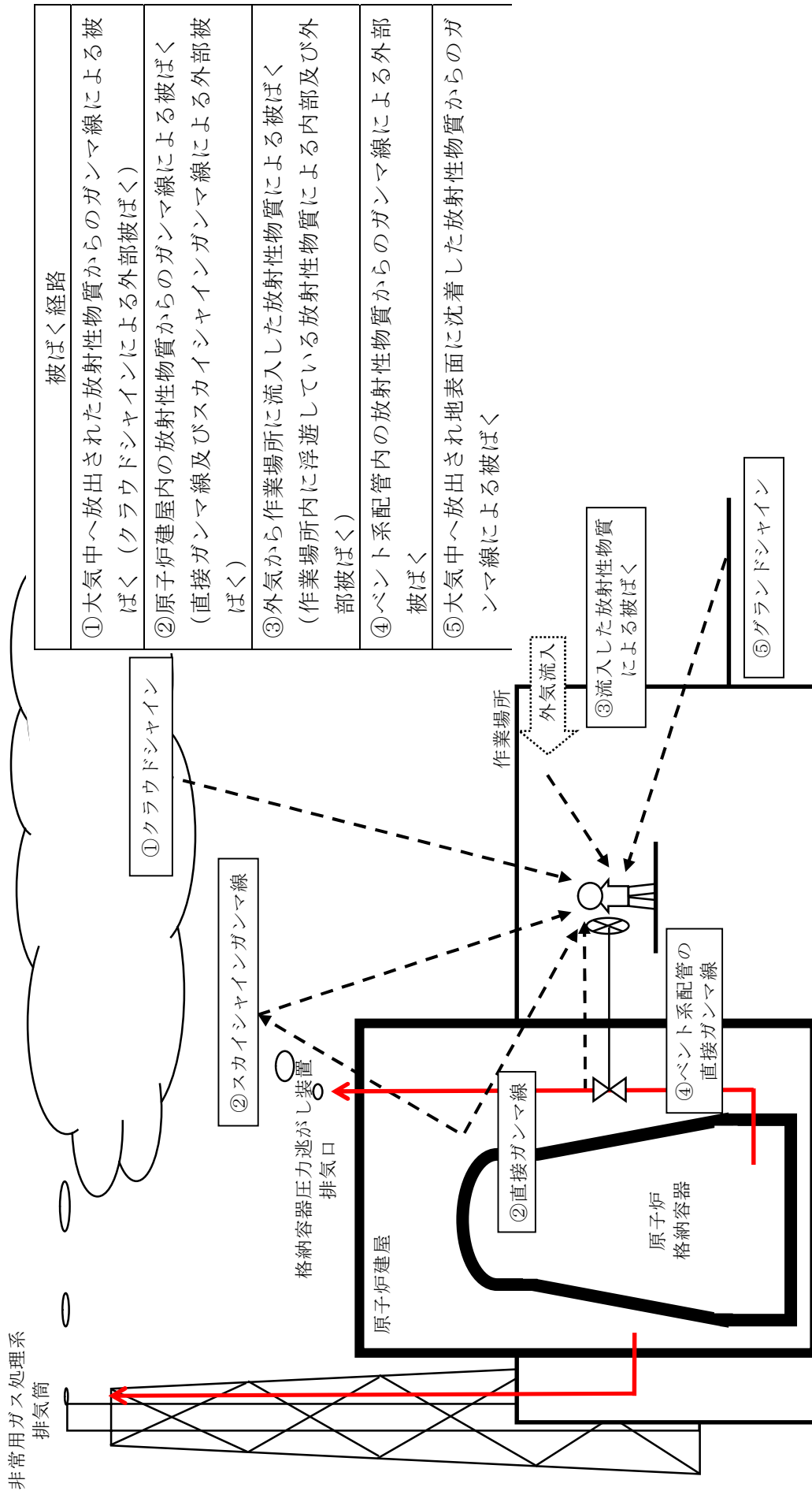
大気への放出経路	0h	▼2h ^{※2}	▼19h ^{※3}	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

- ※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 2h 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 19h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

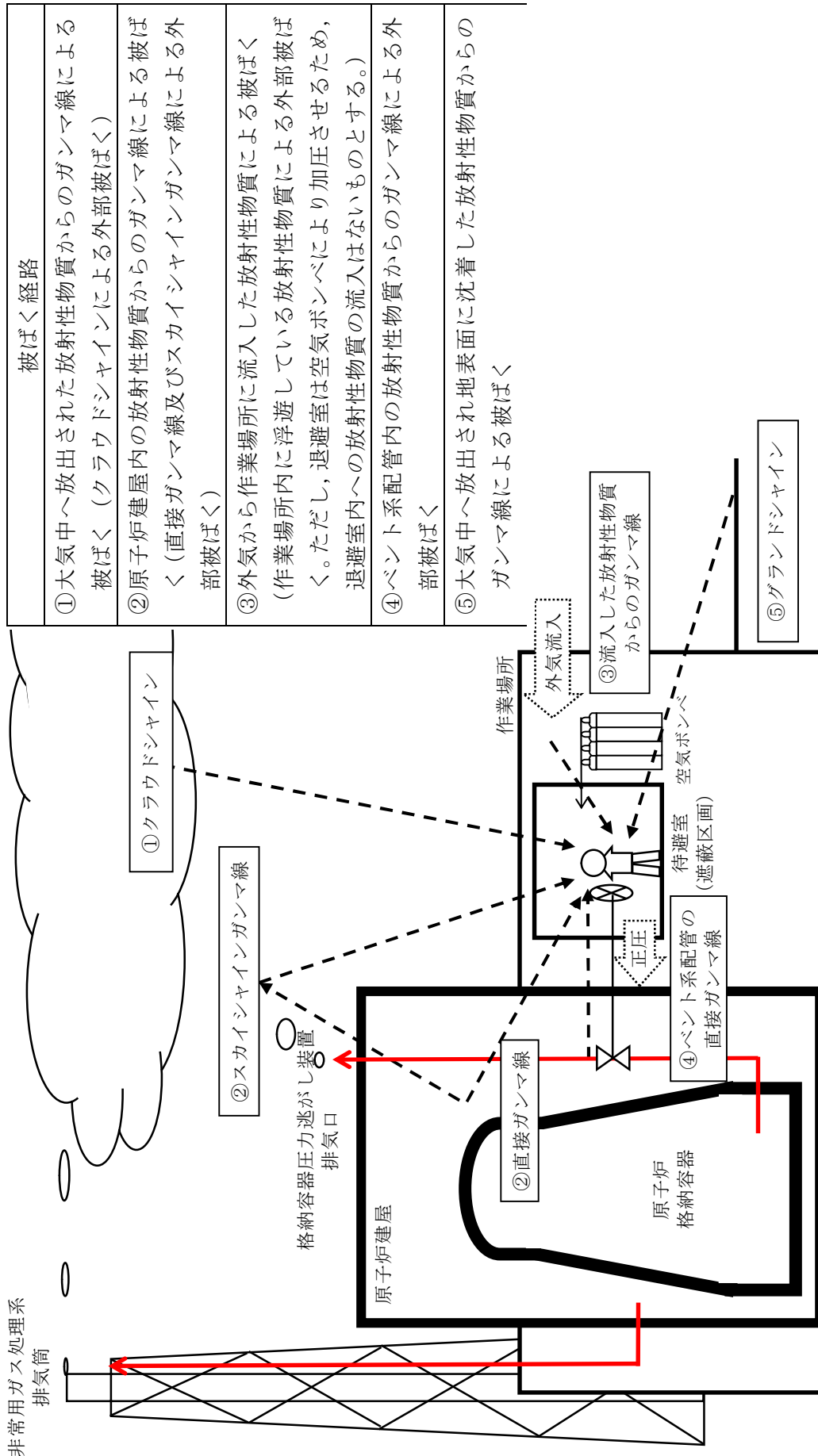
第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第 6 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



第8図 ベントト操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（第二弁開操作時）

第 2 表 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（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口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 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用（補足 11 参照）
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 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口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 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
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（補足 9 参照）
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	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉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
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	第 20 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口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	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第3表 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		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 2.1×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.4×10^{-20}	
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}

第4表 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

項目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <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_Y : 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) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	<p>< S/Cからのベントを行う場合 ></p> <ul style="list-style-type: none"> 第一弁 <ul style="list-style-type: none"> 操作場所 : 2,200m³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m³ 第二弁 <ul style="list-style-type: none"> 操作場所 : 590m³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m³ <p>< D/Wからのベントを行う場合 ></p> <ul style="list-style-type: none"> 第一弁 <ul style="list-style-type: none"> 屋外のため相対線量より評価 第二弁 <ul style="list-style-type: none"> 操作場所 : 590m³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m³ 	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
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。
待避室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮(第二弁操作場所のみ)	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> *1 (コンクリート相当) 空気ボンベによる加圧時間: ベント実施から3時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント後3時間滞在する。
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 JASS 5N・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	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・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) を基に算出した値を設定 (補足12参照)

第5表 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 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
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
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定(補足6~補足8参照)

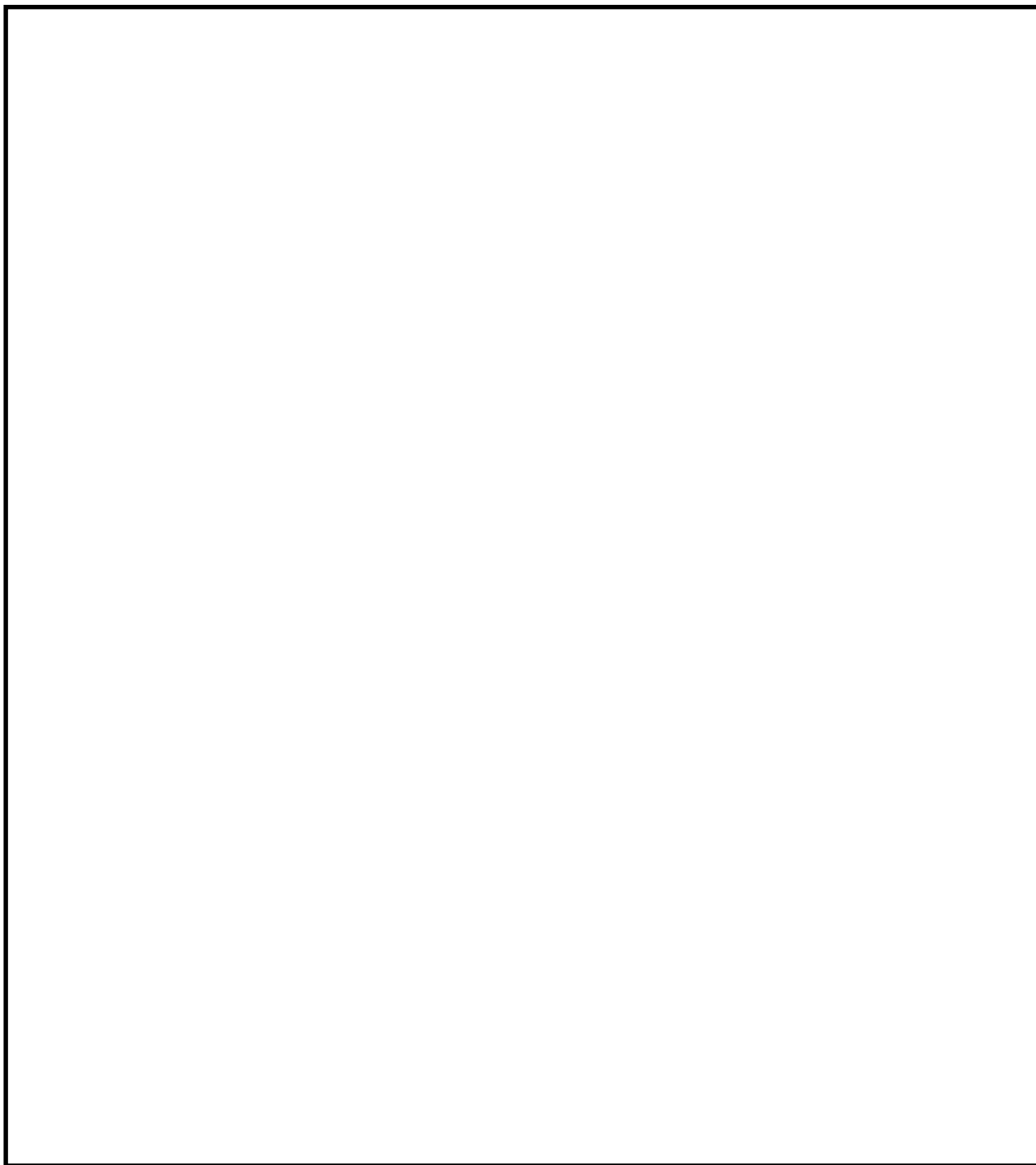
第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (S/C側)	作業場所		ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮（第9図～第19図参照）
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
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 JASS 5N・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		2.00g/cm ³		建築工事標準仕様書 JASS 5N・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）を基に算出した値を設定（補足12参照）
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所		—
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

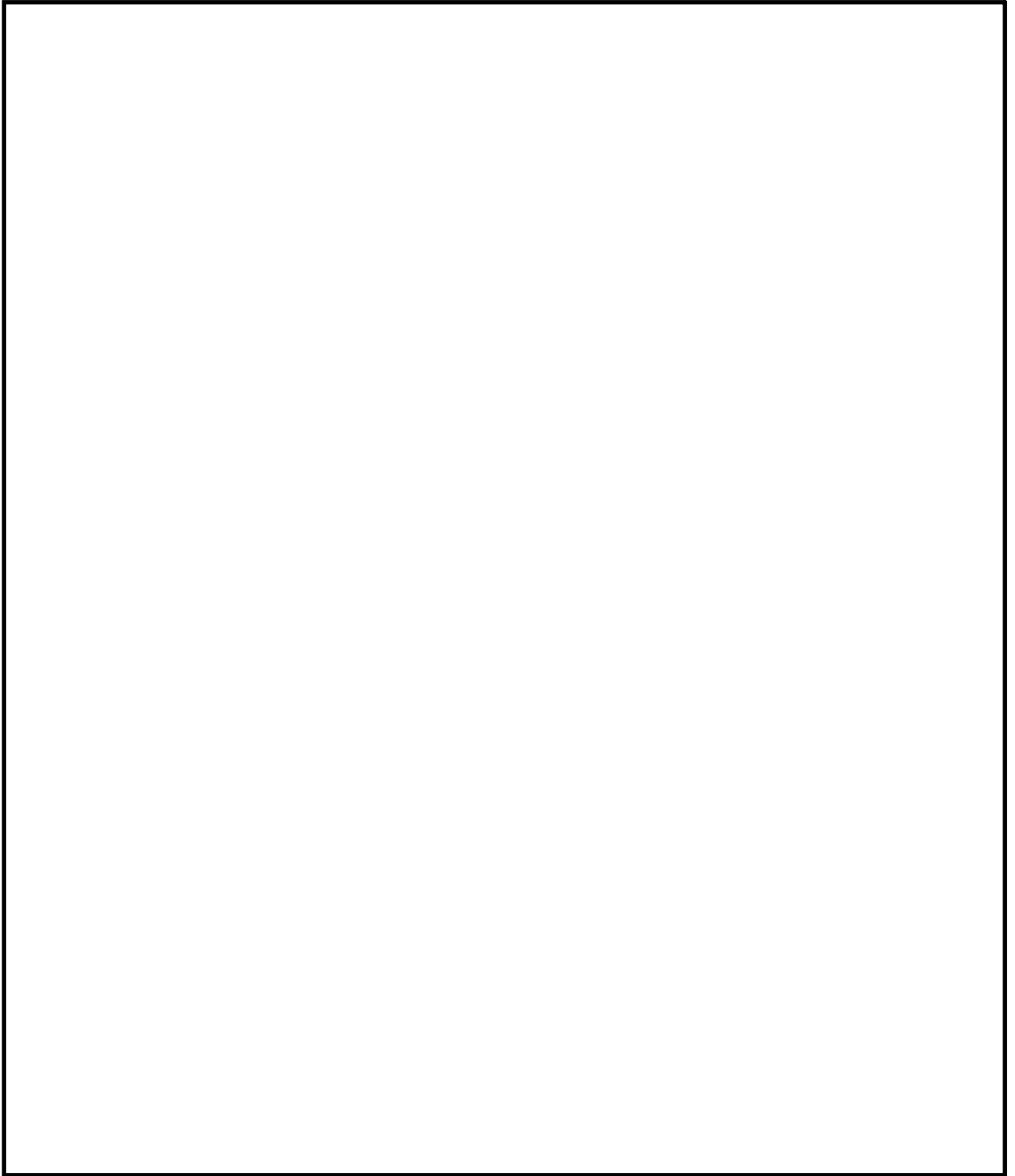
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第7表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

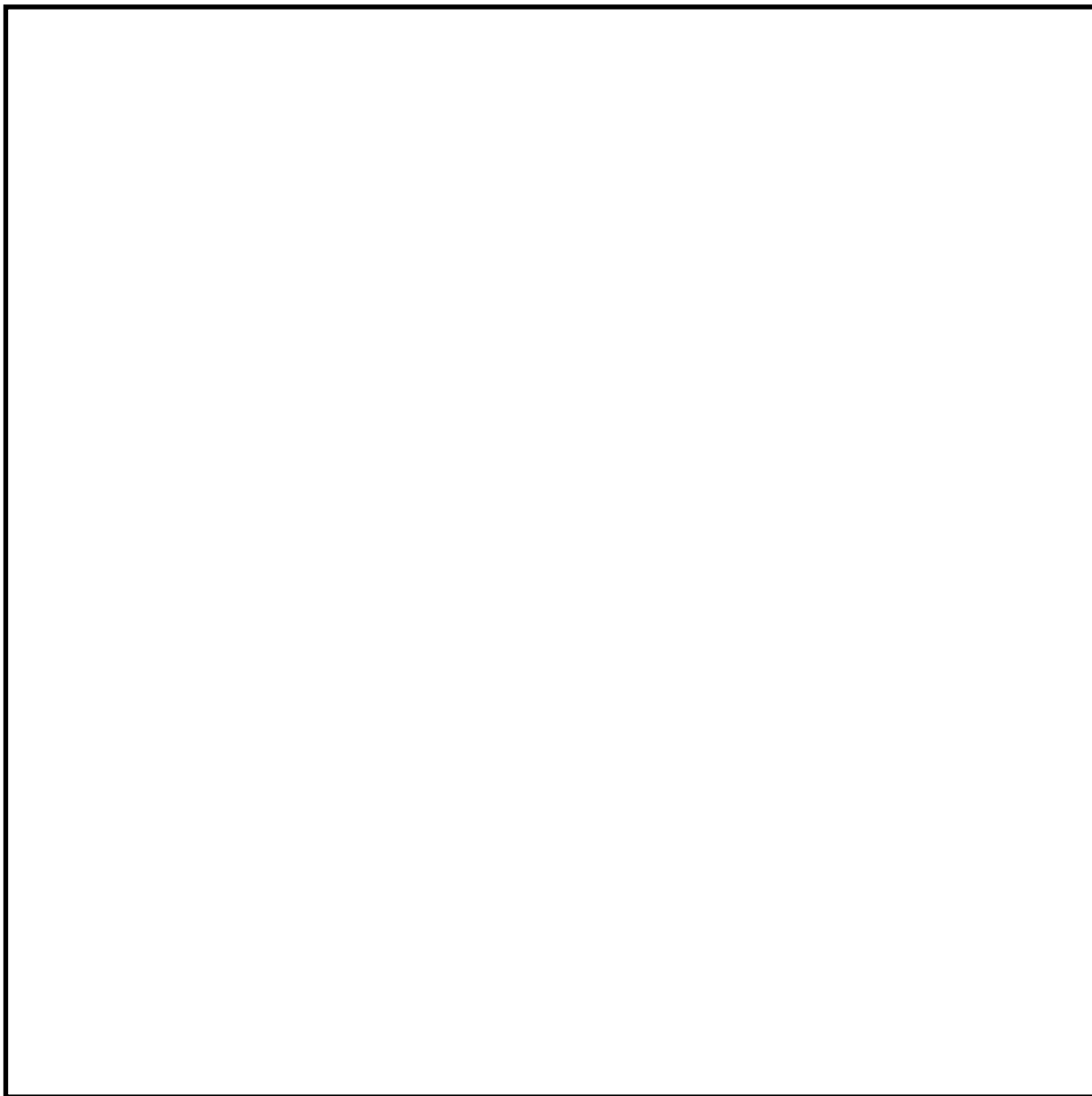
項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ



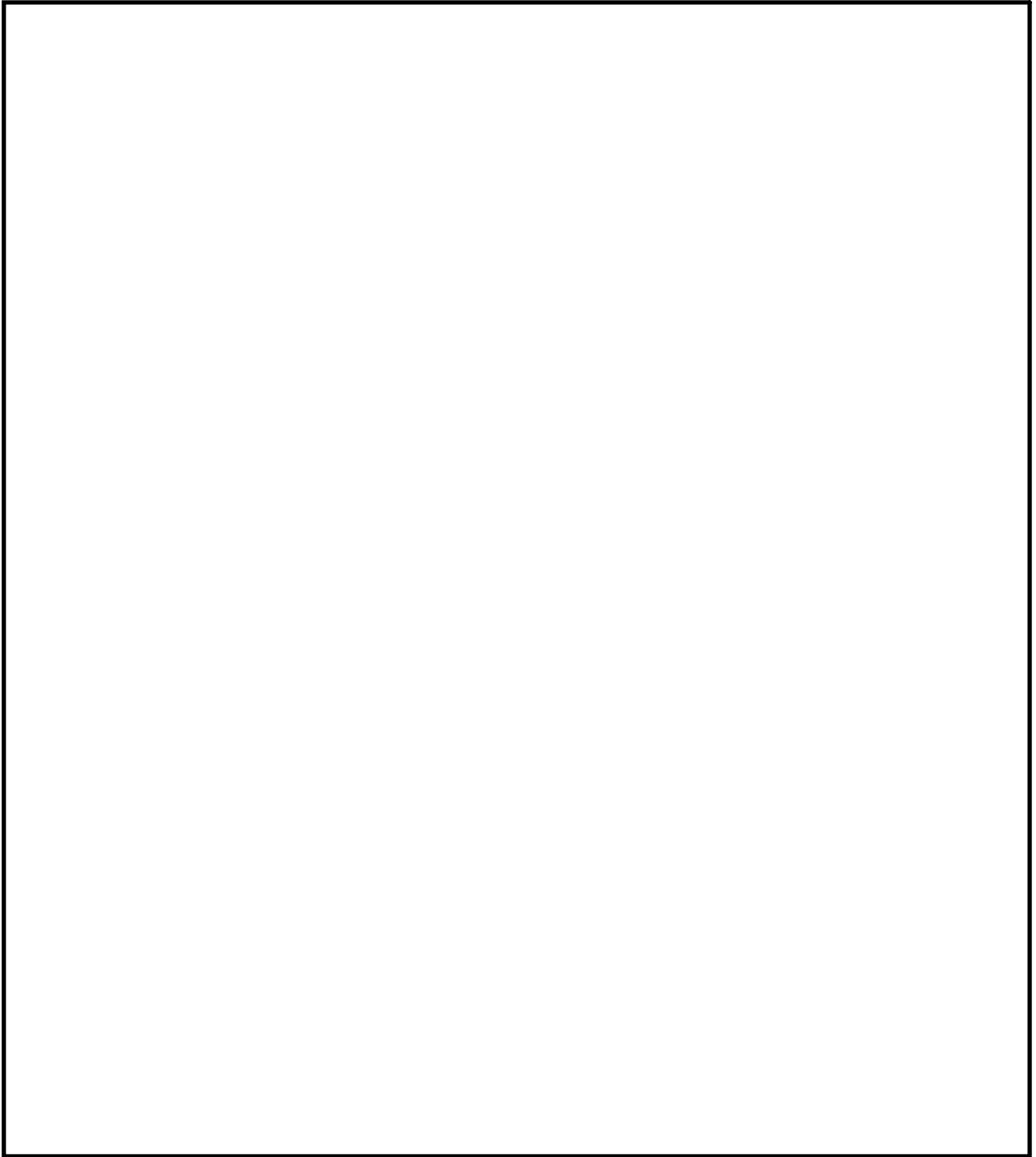
第9図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



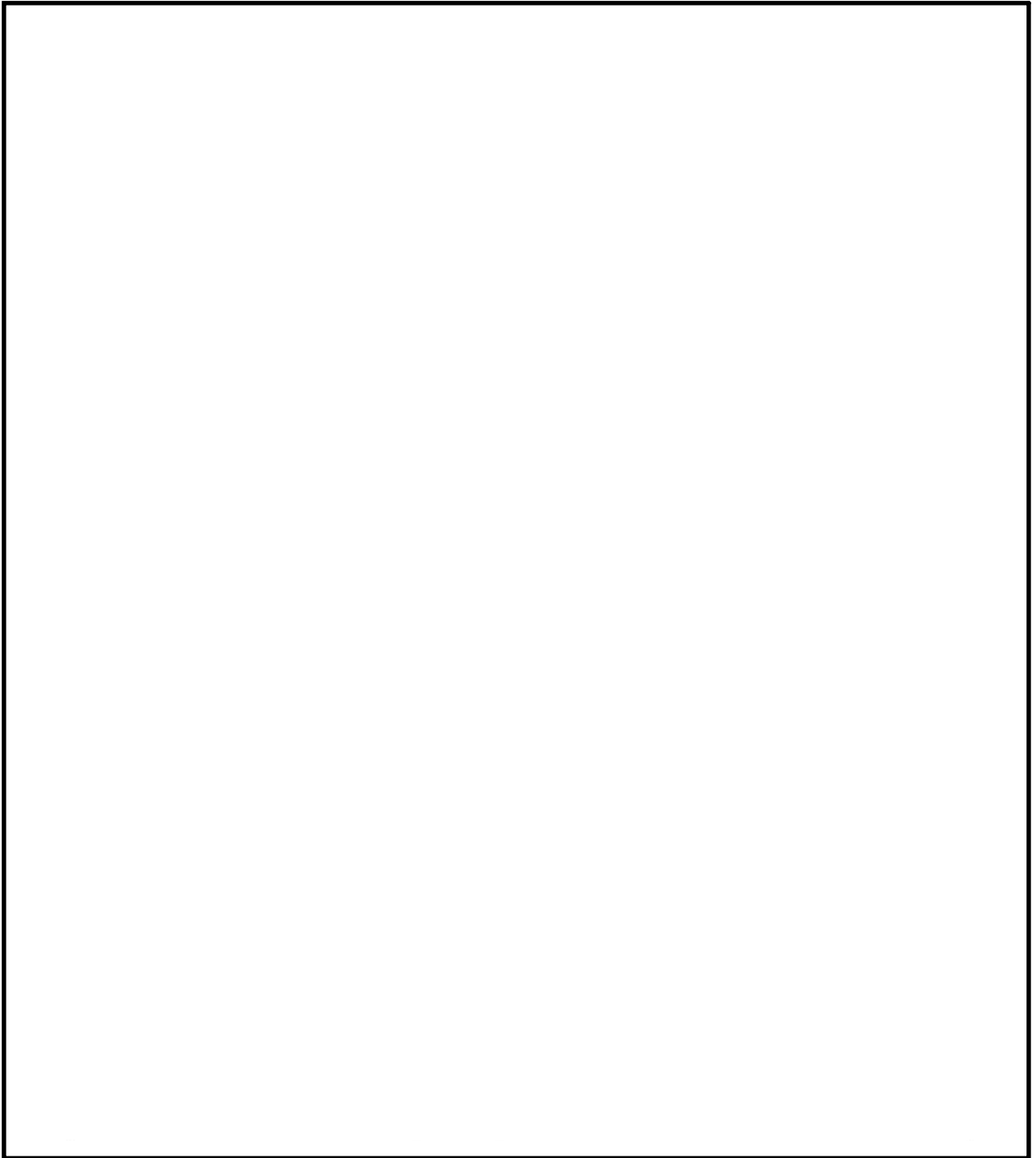
第10図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



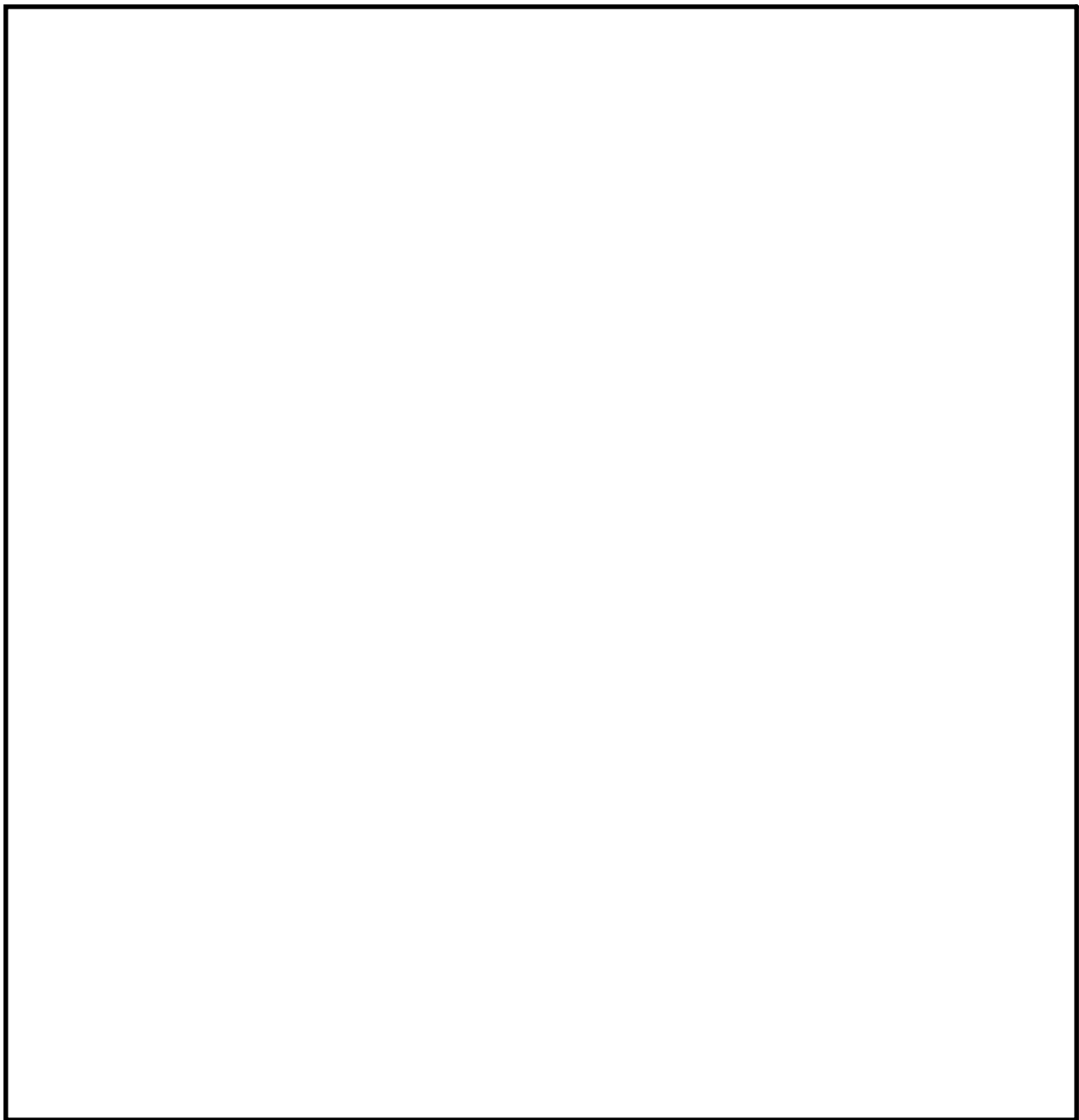
第11図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



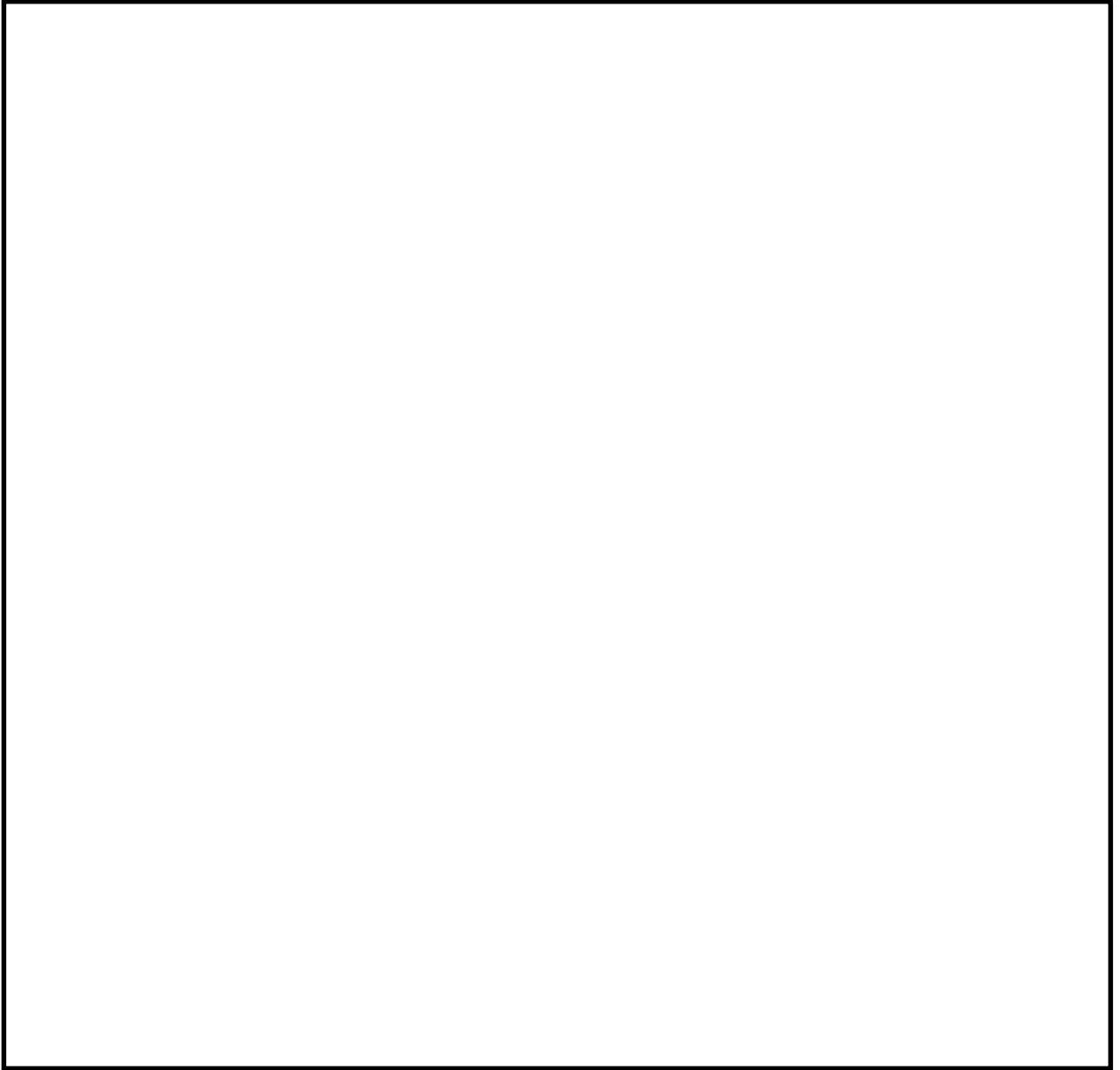
第12図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



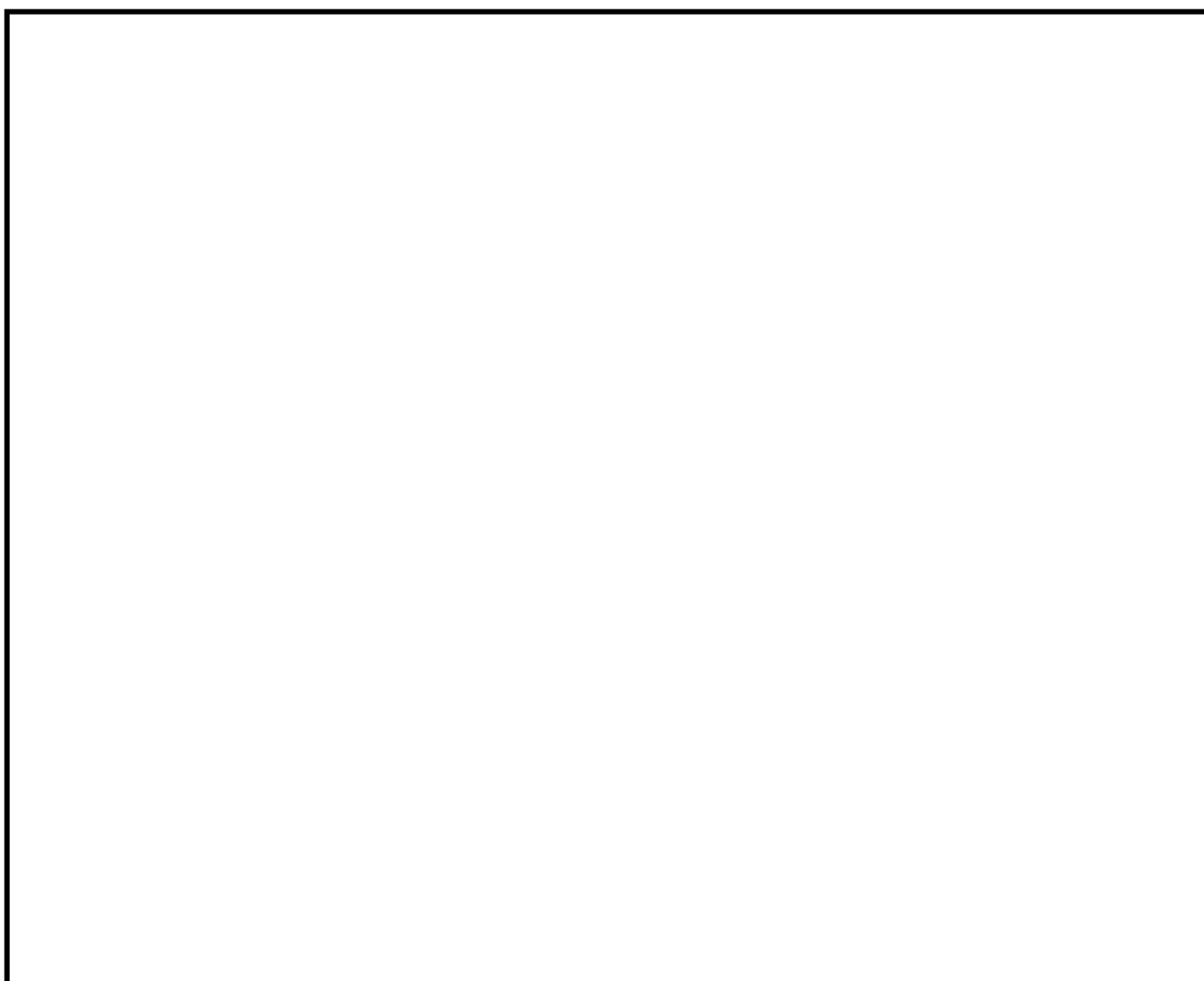
第13図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



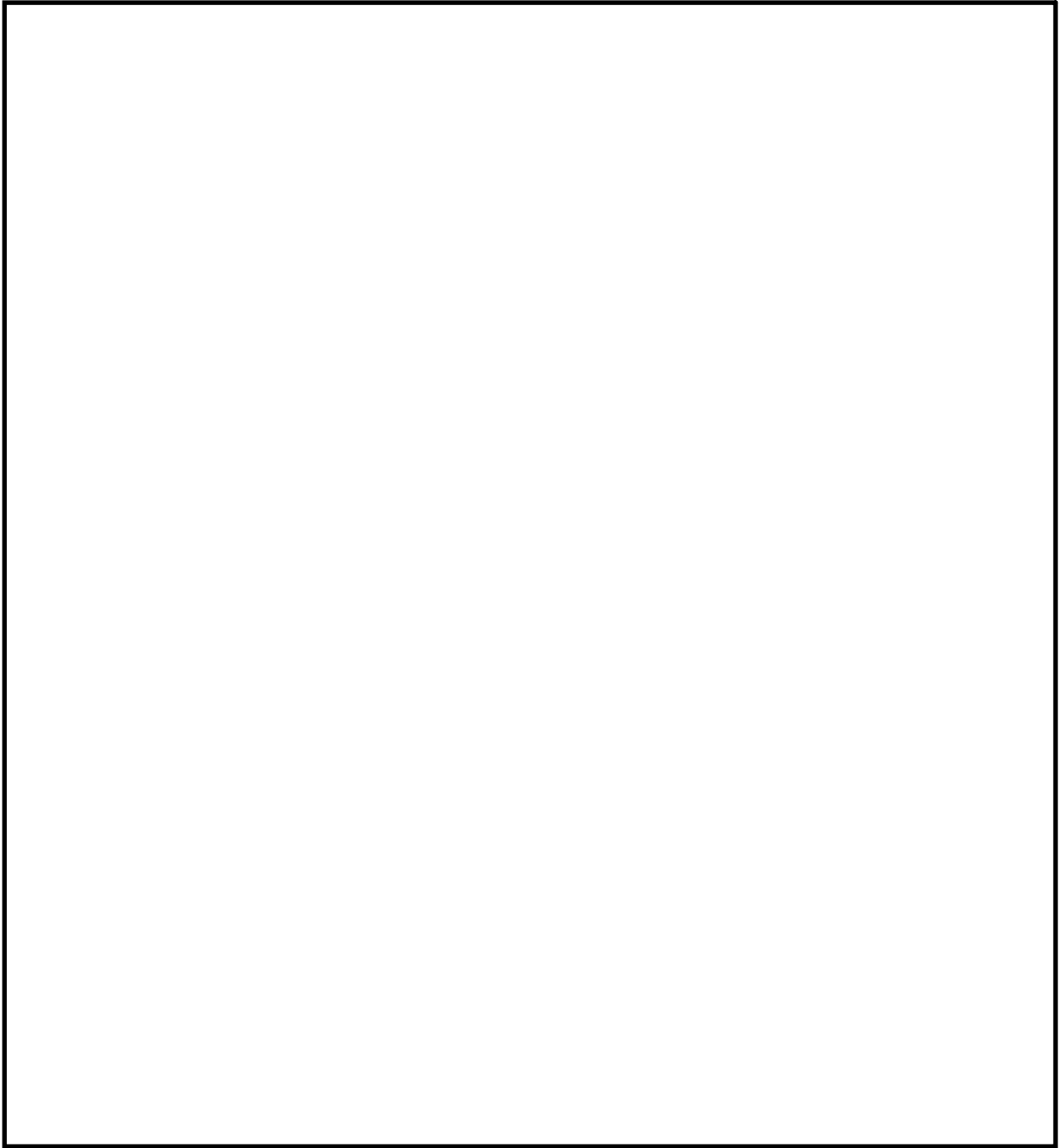
第14図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



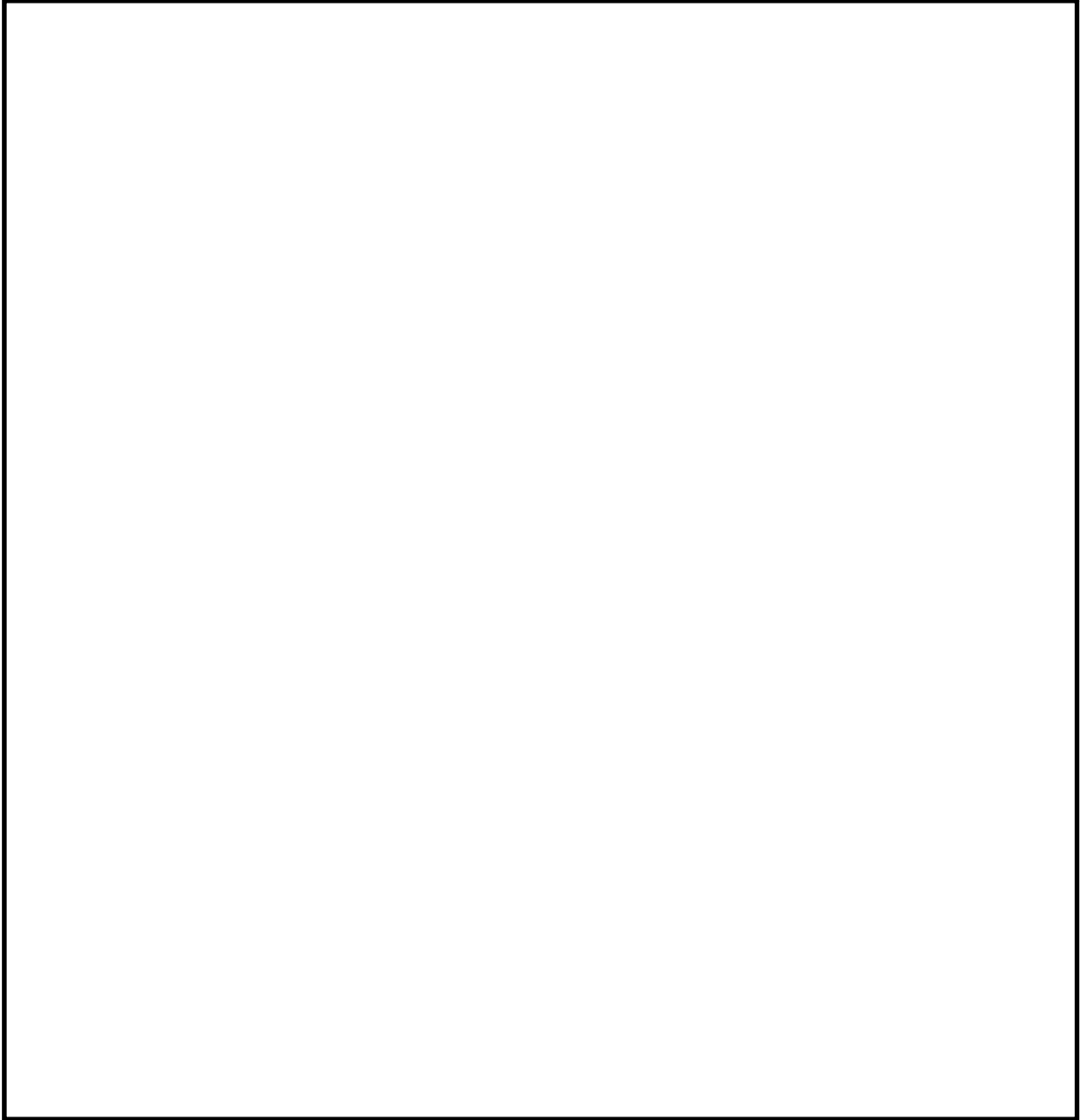
第15図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



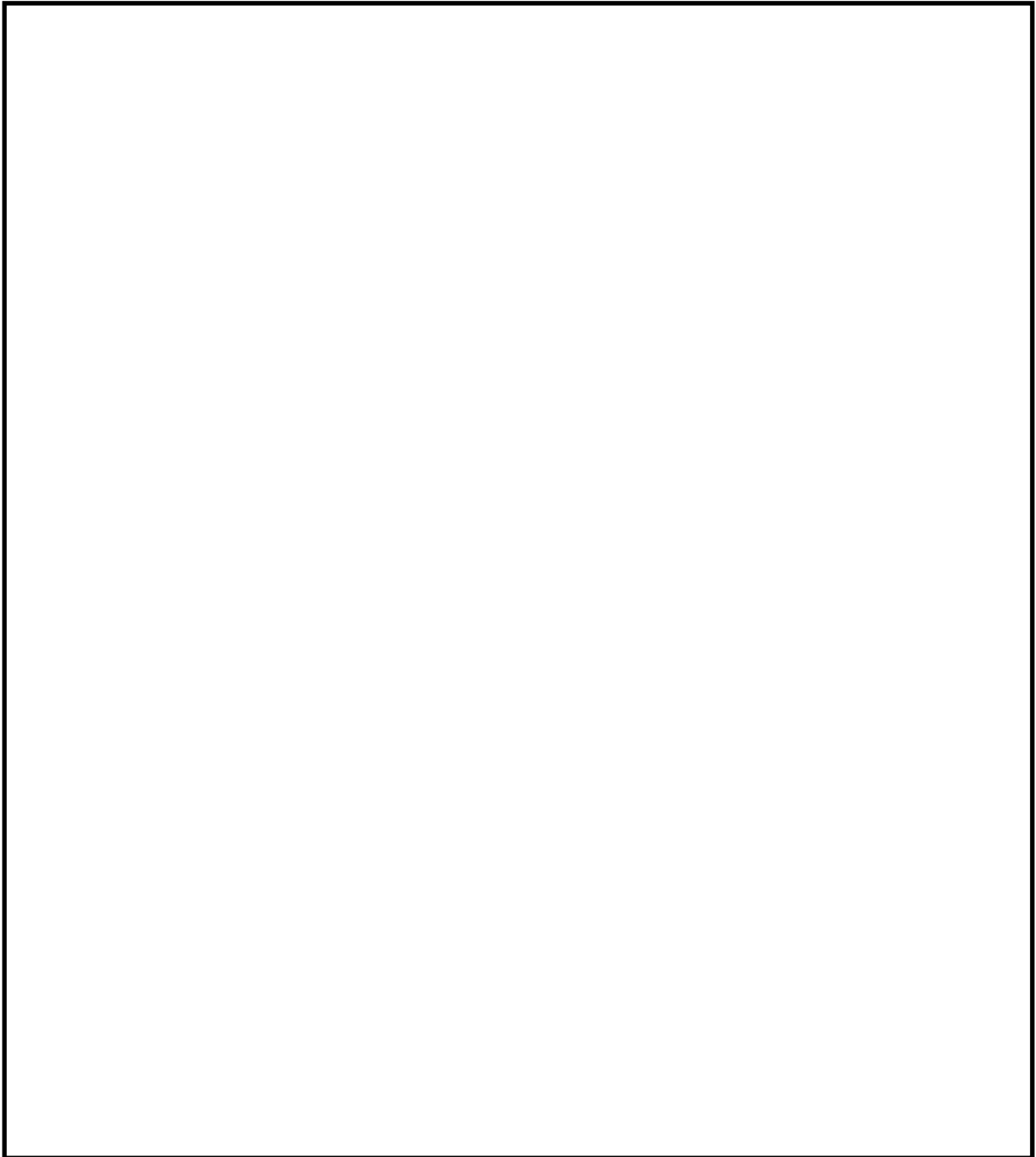
第16図 屋外移動時のアクセスルート



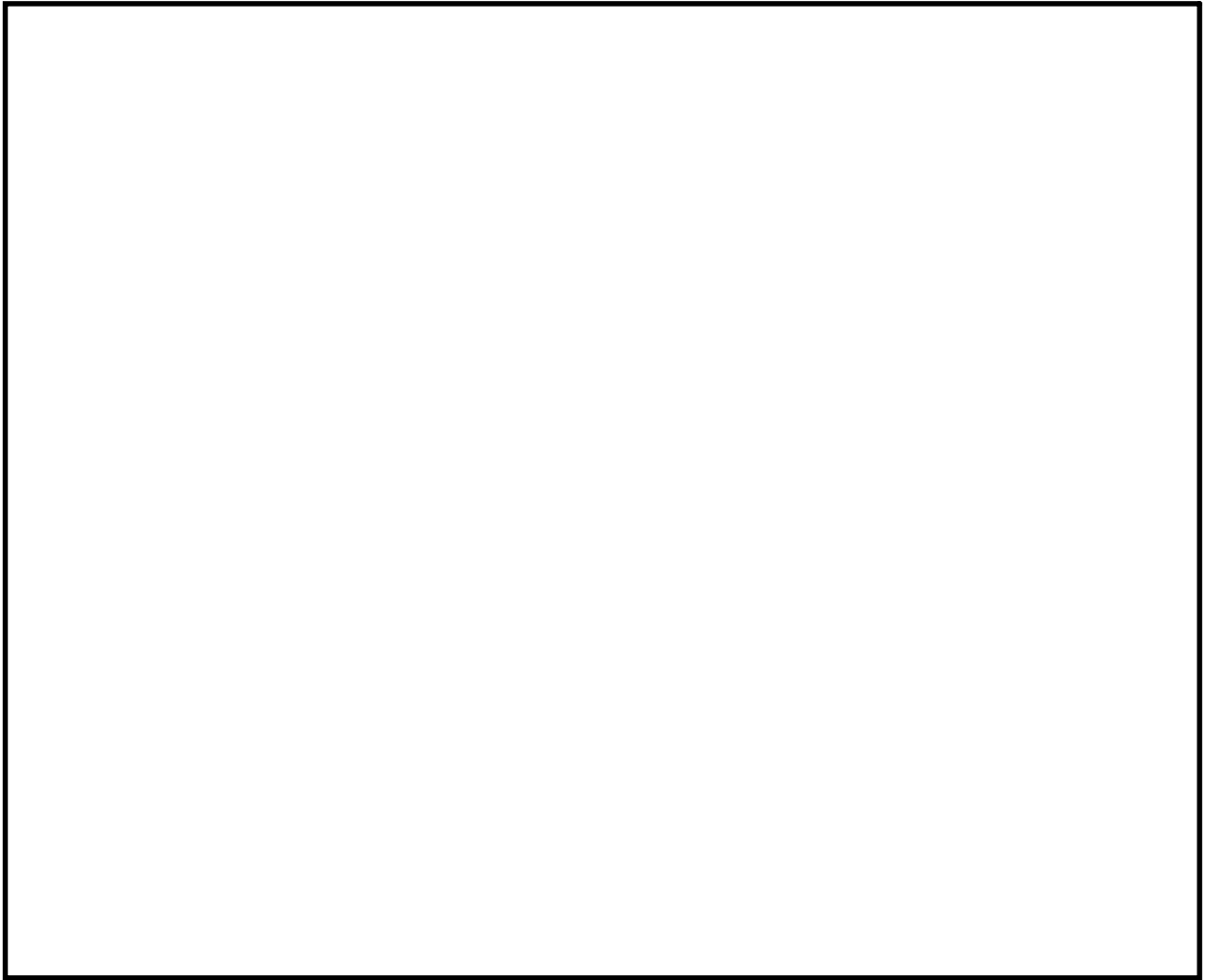
第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 8 表 第一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	第一弁 (S/C 側) 開操作 ^{※1}			第一弁 (D/W 側) 開操作 ^{※1}			
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋外移動時 (作業場所⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動 時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内/屋外移動 時 (作業場所⇒ 付属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)
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2.1×10 ⁰	約3.1×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約5.4×10 ⁰	約5.4×10 ⁰	約5.4×10 ⁰	約1.9×10 ⁰
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される	約4.8×10 ⁻²	約2.6×10 ⁻²	約2.6×10 ⁻²	約2.6×10 ⁻²	約4.8×10 ⁻²
	内部被ばく		1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
外気から作業場内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される
	内部被ばく						
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 ^{※2}	約1.4×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻² 以下	屋外移動のため 対象外 ^{※3}	約4.6×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	屋外移動のため 対象外 ^{※3}
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1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.1×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹
作業線量率	約1.4×10 ¹	約1.5×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.7×10 ¹	約1.8×10 ¹	約1.8×10 ¹	約1.4×10 ¹
作業時間及び移動時間	90分	35分 (往路)	35分 (復路)	90分	50分 (往路)	15分 (復路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約2.1×10 ¹ mSv	約8.6×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約2.5×10 ¹ mSv	約1.5×10 ¹ mSv	約4.4×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約3.7×10 ¹ mSv						

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（S/Cからのベント操作の場合）

(単位：mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
	ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間		2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前
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	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される	約4.7×10 ⁰		約4.8×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻¹
	外部被ばく	内部被ばく		1.0×10 ⁻² 以下		1.0×10 ⁻² 以下	約2.7×10 ⁻²
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	正圧化により流入なし		1.0×10 ⁻² 以下	約5.2×10 ⁻²	約4.1×10 ⁻²	屋外移動のため対象外※1	
	外部被ばく	内部被ばく		約4.7×10 ⁰	約2.7×10 ⁻²		
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 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4.6×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外※1	
	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹
作業線量率	約5.2×10 ⁰	約5.3×10 ⁻¹	約1.7×10 ⁻¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹
作業時間及び移動時間	60分	60分	140分	10分(往路)	10分(復路)	35分(往路)	35分(復路)
作業員の実効線量(作業時及び移動時)	約5.2×10 ⁰ mSv	約5.3×10 ⁻¹ mSv	約4.0×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv
作業員の実効線量(合計)	約2.8×10 ¹ mSv						

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
	ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
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	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	ベント 実施前 1.0×10 ⁻² 以下	ベント 実施前 約2.6×10 ⁰	ベント 実施後 約2.6×10 ⁰	ベント 実施前 約1.9×10 ⁰	ベント 実施後 約1.9×10 ⁰
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される				
	外部被ばく	内部被ばく						
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4.0×10 ⁰	約3.1×10 ⁻¹	約8.4×10 ⁻²	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約8.3×10 ⁰	屋外移動のため対象外※1	
	内部被ばく	正圧化により流入なし		1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約1.3×10 ⁰		
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 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5.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁻²	約3.1×10 ⁻²	約3.2×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外※1	
	約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.6×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.6×10 ¹
作業線量率	約4.6×10 ⁰	約8.4×10 ⁻¹	約6.2×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻²	約1.4×10 ¹	約2.8×10 ¹	約1.4×10 ¹	約3.5×10 ¹
作業時間及び移動時間	60分	60分	60分	140分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約4.6×10 ⁰ mSv	約8.4×10 ⁻¹ mSv	約6.2×10 ⁻¹ mSv	約1.7×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約4.7×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約2.0×10 ¹ mSv
作業員の実効線量 (合計)	約4.2×10 ¹ mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。