補足-40-15【重大事故等時における現場操作の成立性について】

１．はじめに

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

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

２．操作性・操作環境

（１）操作時間

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

（２）操作環境

操作環境は「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100 %程度となる操作（添付２）も一部あるが，保護具を装着することから，問題はない。

（ｂ）放射線環境

以下のような操作において被ばくのおそれがあり，「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」が最も実効線量の高くなる操作だが，マスク着用によりその実効線量は約61 mSv（添付３）となり，緊急時の線量限度である100 mSvを超えることはない。

・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：約55 mSv
・タンクローリによる燃料給油操作：約26 mSv
・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：約61 mSv
・可搬型窒素供給装置への給油操作：約7.3 mSv
・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：約28 mSv
・現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作：約15 mSv

（ｃ）照明

蓄電池内蔵照明の配置，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あらかじめ置かないようにすることから，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，衛星電話設備（固定型※，携帯型※），無線連絡設備（固定型，携帯型※）及び送受話器のうち，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。

※：SA設備

（４）操作性

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

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

３．添付資料

・添付１：「重大事故等対策の有効性評価」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ＬＯＣＡ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）の成立性確認（1／4）

操作項目	操作の内容	操作の想定時間	訓練等からの実績時間	状　況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照　　明	その他（アクセスルート等）		
常設代替交流電源設備からの受電操作	常設代替交流電源設備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)	2.3.2　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 :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】 実効線量：約55 mSv※1	蓄電池内蔵型照明を操作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操作性を確保している。また，ヘッドライトやＬＥＤライトを携行しているため，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。
	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)	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操作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操作性を確保している。また，ヘッドライトやＬＥＤライトを携行しているため，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時の被ばく評価について」

表　重大事故等対策（現場）の成立性確認（2／4）

操作項目	操作の内容	操作の想定時間	訓練等からの実績時間	状　況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照　　明	その他（アクセスルート等）		
可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	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	90分	80分	重大事故等対応要員（現場）	屋外での操作。	【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】 実効線量：約26 mSv※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 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	適宜実施 3.5時間に1回給油※1	18分							
	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	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）	屋外での操作。	実効線量：約7.3 mSv※3	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	180分	164分	重大事故等対応要員（現場）	屋外での操作。	【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】 実効線量：約61 mSv※2，※4	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。 操作エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な操作スペースを確保している。

※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）

※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」

※3：給油１回当たり（約 15 mSv/h×約 0.5 時間）の実効線量

※4：線量評価では，可搬型代替注水中型ポンプの補給監視作業時間を考慮

表　重大事故等対策（現場）の成立性確認（3／4）

操作項目	操作の内容	操作の想定時間	訓練等からの実績時間	状　況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照　　明	その他（アクセスルート等）		
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 ●第二弁現場操作場所への移動	45分	41分	重大事故等対応要員（現場）	通常運転時と同程度。	実効線量：約28mSv※1, ※2	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動操作と同様であり，容易に操作できる。
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	170分	154分	重大事故等対応要員（現場）	屋外での操作。	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。操作エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な操作スペースを確保している。
	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	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動操作と同様であり，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）による格納容器冷却の系統構成操作	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動操作と同様であり，容易に操作できる。

※1：線量評価では，往復の移動時間，第二弁操作時間及び第二弁操作室の待避時間 180 分を考慮

※2：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）の成立性確認（4／4）

操作項目	操作の内容	操作の想定時間	訓練等からの実績時間	状　況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照　　明	その他（アクセスルート等）		
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	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 mSv／h※1であり，操作時間は60分※2であるため，約15 mSvの被ばくとなる。	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動操作と同様であり，容易に操作できる。
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	170分	154分	重大事故等対応要員 （現場）	屋外での操作。	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。操作エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な操作スペースを確保している。
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）	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操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作（現場）	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，操作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操作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操作性を確保している。また，ヘッドライトやＬＥＤライトを携行しているため，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。

※1：添付２「インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の破断面積及び現場環境等について」

※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

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

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「第１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

添付 1.3.4-1

第1表　重大事故等対策の成立性確認（1／18）

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）			
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	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	—
	原子炉への注水機能喪失の確認（手動起動） ●原子炉隔離時冷却系の手動起動操作（失敗）	3.2	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。なお，直流非常灯が使用できない場合には，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，通常の運転操作で実施する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	4分	3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 ●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2.3.1 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	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操作に影響はない。なお，直流非常灯が使用できない場合には，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，通常の運転操作で実施する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 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	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操作に影響はない。なお，直流非常灯が使用できない場合には，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，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。	—

第１表　重大事故等対策の成立性確認（2／18）

作業項目	作業・操作の内容	事故 ｼｰｹｰﾝｽ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）			
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ことはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお，直流非常灯が使用できない場合には，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，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。	—
	崩壊熱除去機能喪失の確認 ●残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱操作（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
	炉心損傷確認 ●炉心損傷確認	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，通常の運転操作で実施する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，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。	—

第1表　重大事故等対策の成立性確認（3／18）

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）			
常設代替交流電源設備からの受電操作	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作 ●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操作	2.1 2.2 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8 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ることはない。 【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
	常設代替交流電源設備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（中央制御室）	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 :30分 上記以外の場合 :35分	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	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
	常設代替交流電源設備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）		2.3.2　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 :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	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ライトを携行しているため，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。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（4／18）

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）			
常設代替交流電源設備からの給電	常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作 ●常設代替高圧電源装置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
	常設代替交流電源設備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 :9分 上記以外の場合 :5分	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	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。	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）		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ライトを携行しているため，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じであり，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（5／18）

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）			
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。	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.2
	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）による原子炉注水操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	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）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。	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。	1.4
	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）の起動操作 ●原子炉冷却材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）	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。	
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（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）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	2.1 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 5.2	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，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（6／18）

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）			
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）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）による格納容器冷却に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。	—	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 1.6 1.8
	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）の起動操作 ●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）の起動操作 ●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）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	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）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作 ●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）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（7／18）

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）			
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）による原子炉注水操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	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）による格納容器スプレイ操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作 ●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）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後） ●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）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作 ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.8
手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧）	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作 ●逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧に必要な負荷の電源切替操作	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。	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）による原子炉急速減圧操作 ●逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の手動開放操作	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，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（8／18）

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）			
手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧）	逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作 ●逃がし安全弁（自動減圧機能）6個の手動開放操作	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なることはない。 【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）による原子炉急速減圧操作 ●逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の手動開放操作	3.2	1分	1分								
	逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉の低圧状態維持 ●逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の手動開放操作	5.1 5.2	1分	1分								
可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	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	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	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	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: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）

第１表　重大事故等対策の成立性確認（9／18）

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）			
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	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。	1.13
代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	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除熱に必要な負荷の電源切替操作	3.1.2 3.2	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
	代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器除熱操作 ●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器除熱の系統構成操作及び起動操作		35分	27分	運転員（中央制御室）	中央制御室の室温については，空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが，作業に支障を及ぼす程の影響はない。	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.9

第１表　重大事故等対策の成立性確認（10／18）

作業項目	作業・操作の内容	事故 ｼｰｹｰﾝｽ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)			
緊急用海水系による冷却水確保	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.5
	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。	
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系，格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系）による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	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）による格納容器除熱操作又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●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。	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）による格納容器除熱操作又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●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。	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第１表　重大事故等対策の成立性確認（11／18）

作業項目	作業・操作の内容	事故 ｼｰｹｰﾝｽ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）			
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ることはない。 【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（サプレッション・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	運転員 （中央制御室）	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】 約60mSv／7日間	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（サプレッション・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スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止操作	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（サプレッション・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分	2分								

第１表　重大事故等対策の成立性確認（12／18）

作業項目	作業・操作の内容	事故 シーケーンス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)			
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動操作と同様であり，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）による格納容器冷却操作 ●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）による格納容器冷却の系統構成操作	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動操作と同様であり，容易に操作できる。	
可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作 ●可搬型窒素供給装置の移動，接続操作及び起動操作	3.1.2 3.2	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・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。	1.9

第１表　重大事故等対策の成立性確認（13／18）

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）			
自動減圧系起動阻止操作	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系及び過渡時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	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
低圧炉心スプレイ系の起動	低圧炉心スプレイ系の起動操作 ●低圧炉心スプレイ系の起動操作	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所隔離	中央制御室における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●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	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.3
	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動操作と同様であり，容易に操作できる。	

※１：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。

第１表　重大事故等対策の成立性確認（14／18）

作業項目	作業・操作の内容	事故 ｼｰｹｰﾝｽ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）			
残留熱除去系（低圧注水系，格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系）による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	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）による格納容器除熱操作又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●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。	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）による原子炉注水操作並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作又は残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●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。	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱操作	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作	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操作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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●残留熱除去系（低圧注水系）から残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作 ●残留熱除去系（低圧注水系）から残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（15／18）

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）			
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
	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注水の系統構成操作（電動弁の開操作）	4.1 4.2	4分	3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操作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（低圧注水系）による原子炉注水操作	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 ●残留熱除去海水系の起動操作	5.1 5.3	4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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.4
	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）の起動操作	5.1 5.3	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作 ●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操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（16／18）

作業項目	作業・操作の内容	事故 ｼｰｹｰﾝｽ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）			
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（中央制御室）	5.1	30分	16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（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操作	5.1	6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操作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を用いた原子炉停止時冷却系による崩壊熱除去機能復旧	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）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。	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（原子炉停止時冷却系）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。	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。	
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。	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操作と同様であることから，容易に操作できる。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（17／18）

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）			
待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時冷却系による崩壊熱除去機能復旧	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）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操作	5.2	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。	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操作と同様であることから，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準備操作	5.1 5.2	10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。	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，通常の運転操作で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
	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（中央制御室）	5.1 5.2	10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，通常の運転操作で実施する操作と同様であることから，容易に操作できる。	
	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）	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ライトを携行しているため，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。	—	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。	

第1表　重大事故等対策の成立性確認（18／18）

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）			
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	3.1.2 3.1.3 3.2	5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操作と同様であることから，容易に操作できる。	1.16
	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 ●中央制御室換気系の起動操作		6分	5分								
	中央制御室待避室の準備操作 ●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	3.1.3	20分	15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。	
	中央制御室待避室の準備操作 ●可搬型照明（ＳＡ）の設置	3.1.3	15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，通常の運転操作で実施する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，通常の運転操作で実施する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（サプレッション・チェンバ側） ●中央制御室待避室内の正圧化操作	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，通常の運転操作で実施する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ＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ）」（以下「ＩＳＬＯＣＡ」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。

ＩＳＬＯＣＡ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ＩＳＬＯＣＡ発生の可能性がある系統

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，ＩＳＬＯＣＡ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

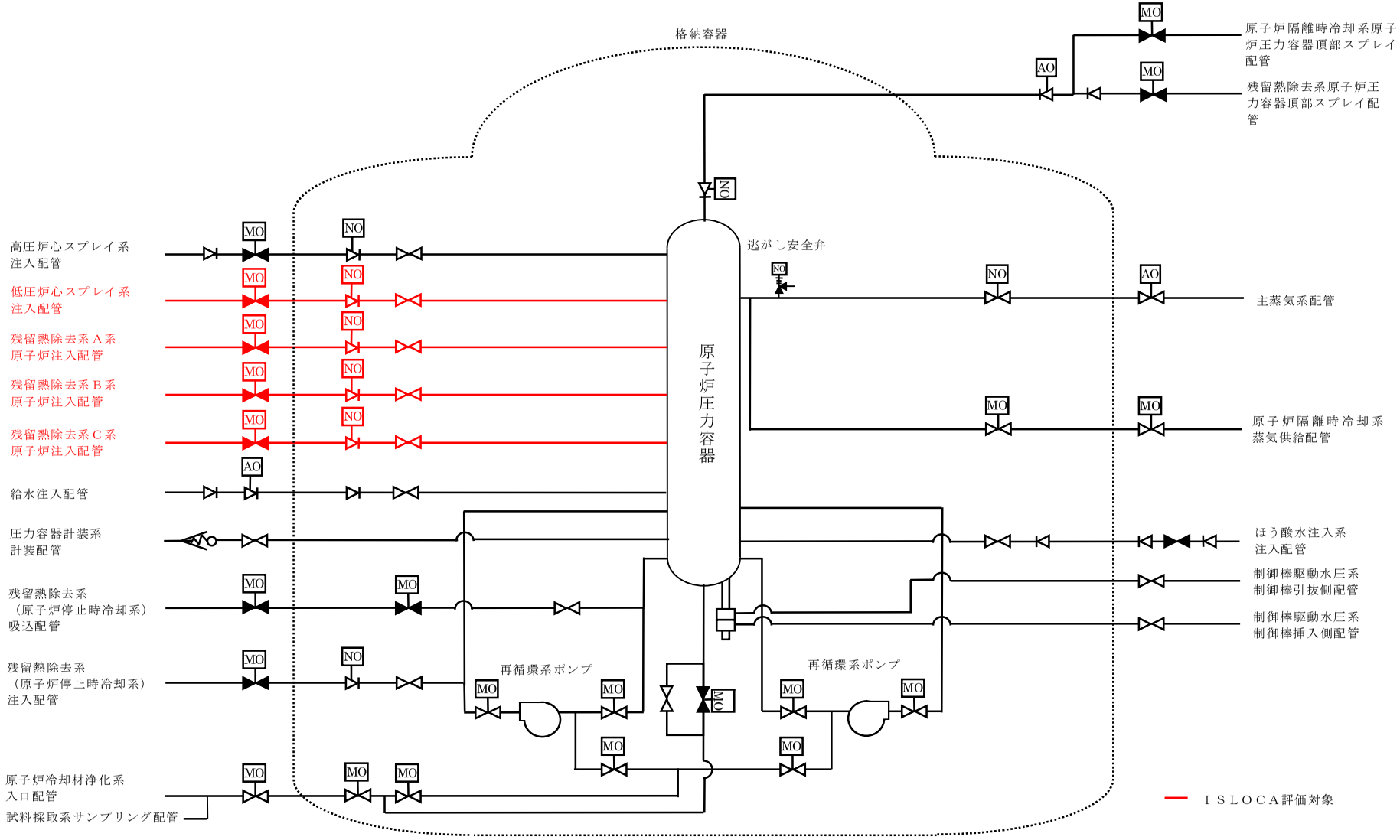
・残留熱除去系（低圧注水系）Ａ系原子炉注入配管

・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　ＩＳＬＯＣＡ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.　ＩＳＬＯＣＡ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ＩＳＬＯＣＡ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（テスタブルチェッキ弁））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場合があるが，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，電気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 1,400m／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)

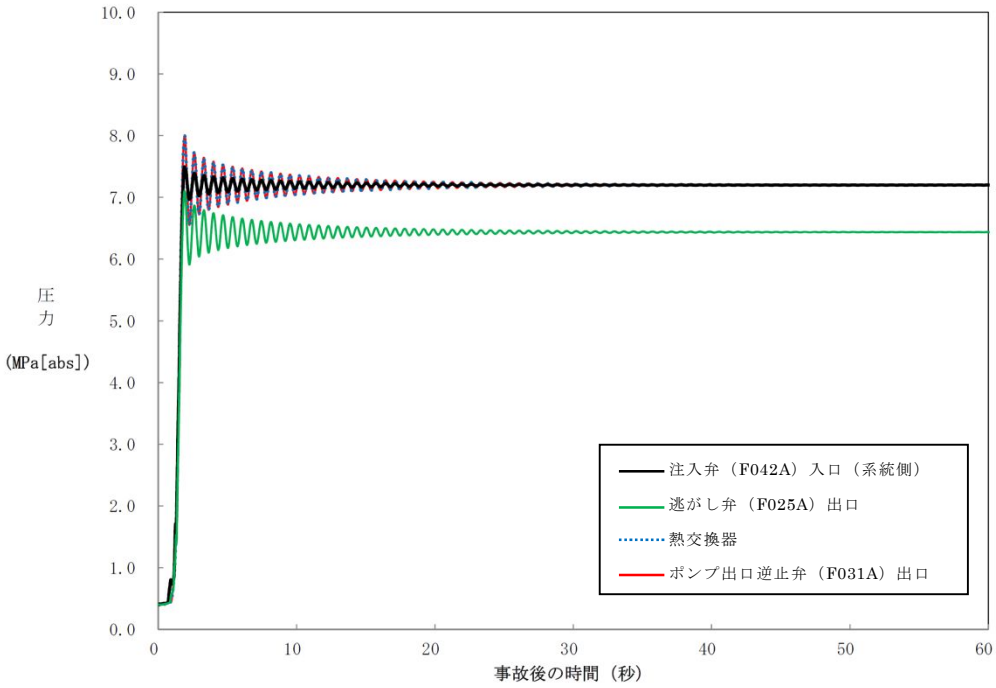
※２　圧力 0.01MPa[abs]，水温 0℃の場合，水の音速は約 1,412.3m／s となる。なお，液体の音速の圧力及び温度の依存性は小さいが，圧力については小さいほど，温度については約 70℃までは小さいほど音速は小さくなる傾向がある。

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（原子炉圧力容器側）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

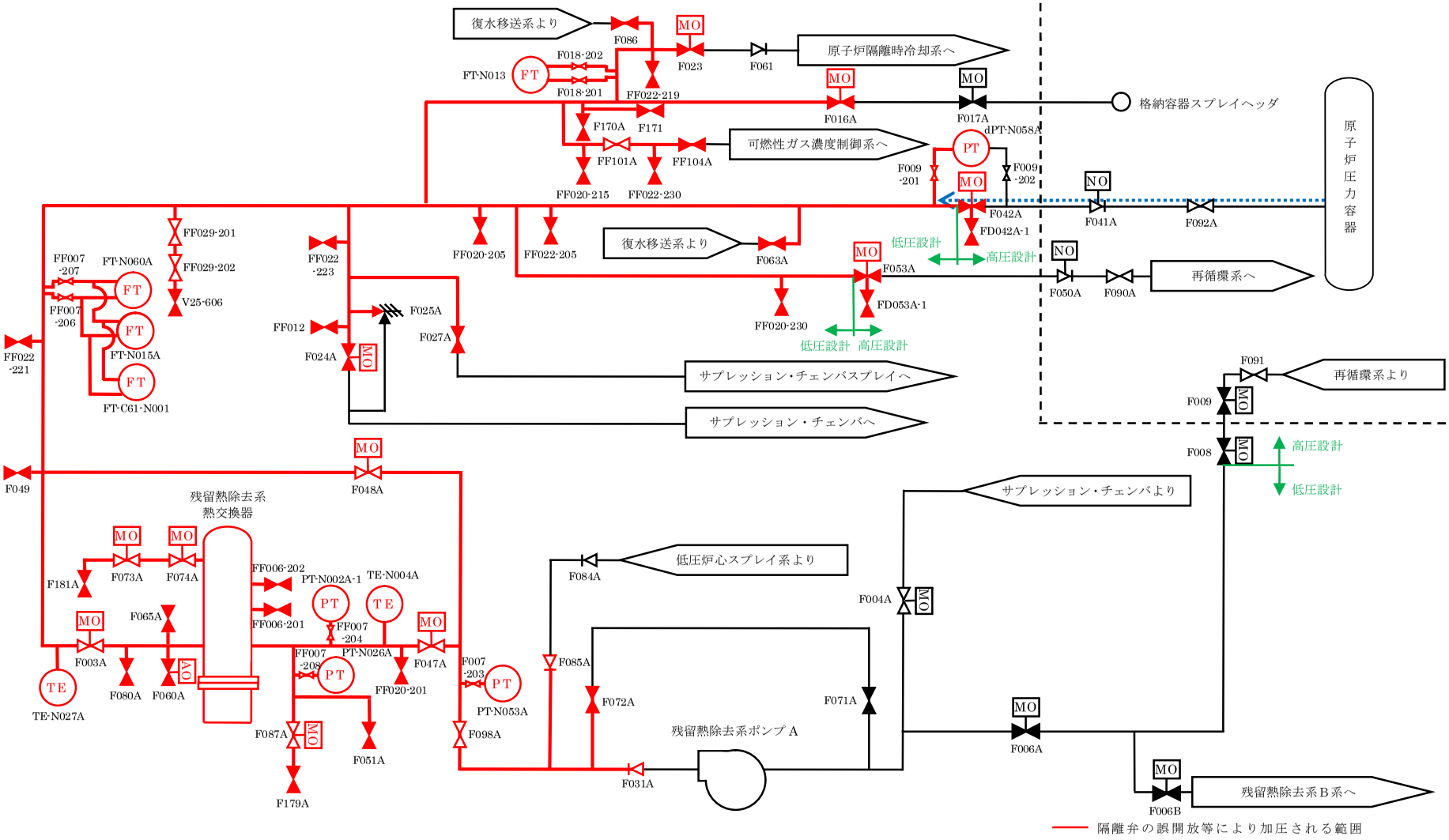
②　逃がし弁

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

<table>
<tr><th colspan="3">機　　器</th><th>弁番号，個数等</th></tr>
<tr><td colspan="3">①　熱交換器</td><td>1 個</td></tr>
<tr><td colspan="3">②　逃がし弁</td><td>1 個
F025A</td></tr>
<tr><td rowspan="4">③　弁</td><td colspan="2">プロセス弁</td><td>20 個
F003A,F016A,F023,F024A,F027A,F031A,
F047A,F048A,F049,F051A,F053A,F063A,
F085A,F086,F087A,F098A,F170A,FF012,
FF101A，FF104A</td></tr>
<tr><td rowspan="3">その他の弁</td><td>ベント弁
ドレン弁</td><td>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</td></tr>
<tr><td>計器
隔離弁</td><td>10 個
FF006-201，FF006-202，FF007-203，
FF007-204，FF007-206，FF007-207，
FF007-208，FF009-201，FF018-201，
FF018-202</td></tr>
<tr><td>サンプル弁</td><td>4 個
F060A，FF029-201，FF029-202，V25-606</td></tr>
<tr><td colspan="3">④　計　器</td><td>10 個
TE-N004A，TE-N027A，PT-N002A-1，
PT-N026A，PT-N053A，dPT-N058A，
FT-N013，FT-N015A，FT-N060A，
FT-C61-N001</td></tr>
<tr><td colspan="3">⑤　配　管</td><td>1 式</td></tr>
</table>

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※ ($t_s \geqq t$)
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※ ($t_s \geqq t$)
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※ ($t_s \geqq t$)
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※ ($t_s \geqq t$)
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	1,073	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)	ｶﾞｽｹｯﾄ 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	－	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ座面：128	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ座面：427	○
F027A	0.015	0.1	－	－	○
F031A	－0.029	－	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ座面：95	ﾎﾞ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	－	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ座面：202 ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞと弁箱 ﾌﾗﾝｼﾞの合わせ面：134	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ座面：360 ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞと弁箱 ﾌﾗﾝｼﾞの合わせ面：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	ベント弁 ドレン弁	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	26.3MPa

(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_γ が 1 より小さく，組合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_γ	換算係数率 C_n	判　　定※
TE-N004A	0.77	0.08	0.05	○ (V_γ＜1 のため)
TE-N027A	0.76	0.08	0.05	○ (V_γ＜1 のため)

※　「V_γ＜1」，「C_n＞64」又は「V_γ＜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】	ｶﾞｽｹｯﾄの 初期圧縮量 (mm)	ｶﾞｽｹｯﾄの 合計圧縮量（mm） 【最大値】	ｶﾞｽｹｯﾄの 許容圧縮量 (mm)	判定※
ﾌﾗﾝｼﾞ部	－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 21cm^2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

ＩＳＬＯＣＡ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。

ＩＳＬＯＣＡ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，ＩＳＬＯＣＡは残留熱除去系Ｂ系にて発生するものとする。

なお，ＩＳＬＯＣＡ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 ㎠）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ＩＳＬＯＣＡ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。

ＩＳＬＯＣＡ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。ＩＳＬＯＣＡ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ＩＳＬＯＣＡ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第4図に示す。残留熱除去系Ｂ系におけるＩＳＬＯＣＡ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。

ＩＳＬＯＣＡ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，ＩＳＬＯＣＡ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

ＩＳＬＯＣＡ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，ＩＳＬＯＣＡ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

ＩＳＬＯＣＡ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 1.2×10^{-1}mSv 及び約 3.3×10^{-1}mSv となり，「2.6　ＬＯＣＡ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 を下回ることを確認した。

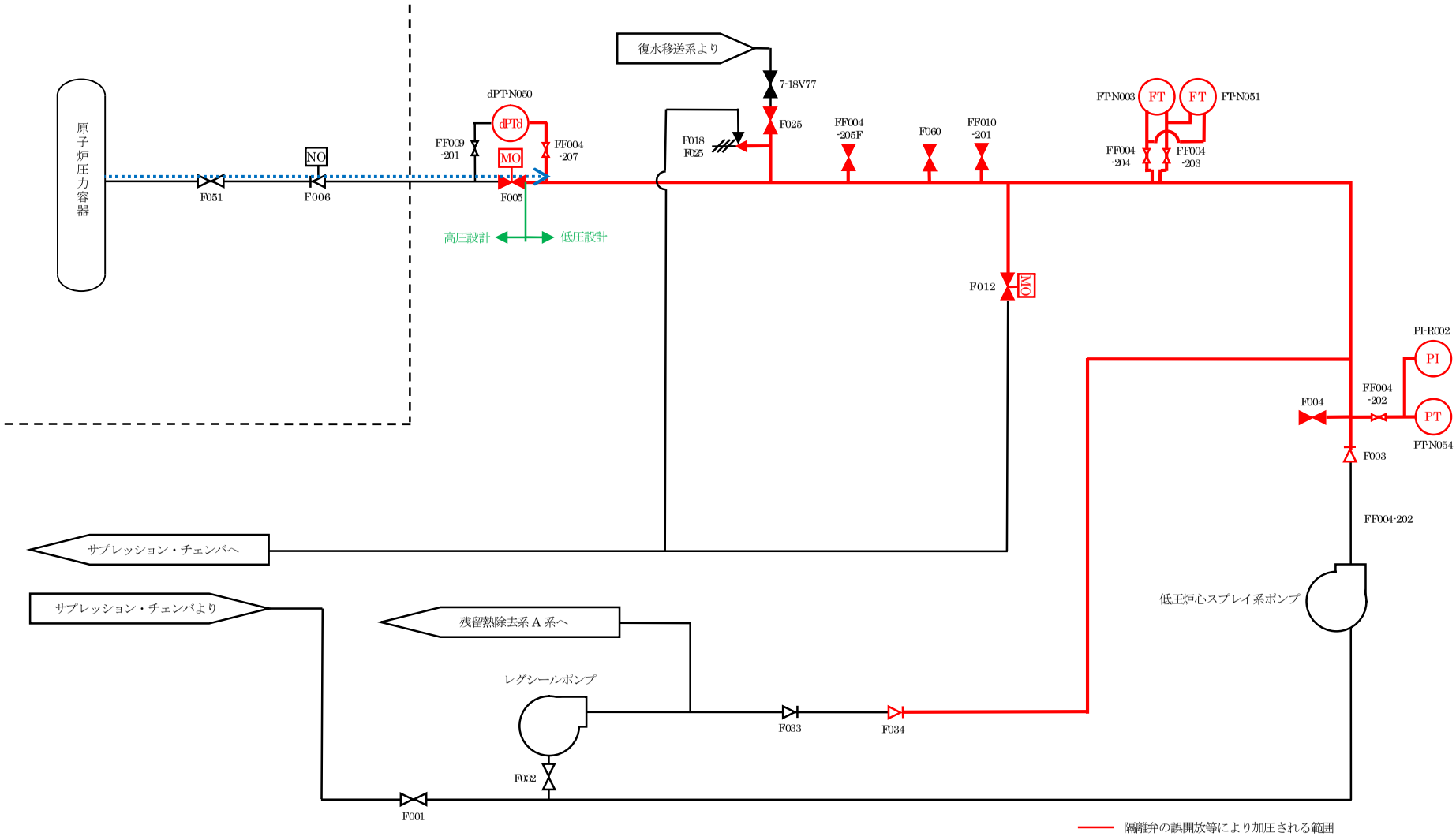
残留熱除去系Ａ，Ｂ系電動弁作動試験について

この試験は,保安規定第 39 条に基づく試験であり,原子炉の状態が運転,起動又は高温停止において 1 ヶ月に 1 回の頻度で実施する。

保安規定第 39 条（抜粋）
低圧注水系における注入弁，試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁，サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。

低圧炉心スプレイ系の構造健全性評価

低圧炉心スプレイ系の評価対象範囲を別第 2-1 図，評価対象範囲に設置された機器を別第 2-1 表，評価結果を別第 2-2 表から別第 2-8 表に示す。



別第 2-1 図　低圧炉心スプレイ系の評価対象範囲

別第 2-1 表　評価対象範囲に設置された機器（低圧炉心スプレイ系）

機　　器			弁番号，個数等
①　逃がし弁			1 個 F018
②　弁	プロセス弁		7 個 F003，F004，F005，F012，F025，F034，F060
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁	1 個 FF004-205
		計器 隔離弁	4 個 FF004-202，FF004-203，FF004-204，FF004-207
		サンプル弁	1 個 FF010-201
③　計　器			5 個 PI-R002，PT-N054，dPT-N050，FT-N003，FT-N051
④　配　管			1 式

別第 2-2 表　逃がし弁の評価結果（弁座）

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	4.8	1.0	○

※　実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

別第 2-3 表　逃がし弁の評価結果（弁体）

評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判　　定※
弁　体	143	313	○

※　発生せん断応力が許容せん断応力以下であること

別第 2-4 表　逃がし弁の評価結果（弁耐圧部の接合部）（1／2）

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	641.7	749.8	322	142.5	－

※　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

別第 2-4 表　逃がし弁の評価結果（弁耐圧部の接合部）（2／2）

評価部位	伸び量 (mm)	ｶﾞｽｹｯﾄ 復元量 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判　定※
弁耐圧部の接合部	0.003	0.086	－	－	○

※　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。

別第 2-5 表　弁の評価結果（1／3）

弁番号	材　料	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判　定※
F003	SCPH2	22.2	8.7	○
F012	SCPL1	21.0	7.7	○
F060	SCPH2	14.0	5.1	○
FF010-201	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

別第 2-5 表　弁の評価結果（2／3）

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	F005	8.62MPa	302℃

別第 2-5 表　弁の評価結果（3／3）

評価部位		弁番号	許容圧力
プロセス弁		F004，F025，F034	9.97MPa
その他の弁	ベント弁 ドレン弁	FF004-205	9.97MPa
	計器隔離弁	FF004-202，FF004-203，FF004-204，FF004-207	9.97MPa

別第 2-6 表　計器の評価結果（圧力計，差圧計）

計器番号	計装設備耐圧（MPa）	判　定
PI-R002	約 10.3(105kg/cm^2)※	○
PT-N054	約 14.7(150kg/cm^2)	○
dPT-N050	約 13.7(140kg/cm^2)	○
FT-N003	約 14.7(150kg/cm^2)	○
FT-N051	約 22.1(225kg/cm^2)	○

※　ブルドン管の耐圧・漏えい試験圧力

別第 2-7 表　配管の評価結果（管）

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	11.20	6.24	○
	8	12.51	5.10	○
	10	11.11	6.51	○
	11	9.01	5.10	○
	15	7.17	3.62	○

※　実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

別第 2-8 表　配管の評価結果（フランジ）

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	940	349	140	396	○
	11,240	10,130	252	393	○
	11,240	10,190	253	393	○

※　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

熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し,裕度が 2.4 より大きい部位を除く胴板(厚肉部，薄肉部)，胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について，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た条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1.　強度評価

1.1　評価部位の選定

既工認から設計上の裕度を算出し，裕度が 2.4（隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 8.2MPa[gage]と最高使用圧力 3.45MPa[gage]の比）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。

別第 3-1 表に既工認強度計算結果の設計裕度及を示す。

別第 3-1 表　既工認強度計算結果の設計裕度（3.45MPa，249℃）

評価部位	実機の値	判定基準	裕　度
胴板（厚肉部）	53.32mm 最小厚さ	≧34.21mm 必要厚さ	1.55
胴板（薄肉部）	37.05mm 最小厚さ	≧34.21mm 必要厚さ	1.08
胴側鏡板	56.95mm 最小厚さ	≧33.64mm 必要厚さ	1.69
胴側出口	14.55mm 最小厚さ	≧7.78mm 必要厚さ	1.87
胴側液面計	6.15mm 最小厚さ	≧0.56mm 必要厚さ	10.98
胴側ドレン	62.50mm 最小厚さ	≧2.26mm 必要厚さ	27.65
胴側ベント(1)	5.50mm 最小厚さ	≧0.84mm 必要厚さ	6.54
胴側ベント(2)	10.00mm 最小厚さ	≧0.42mm 必要厚さ	23.80
胴側入口	14.55mm 最小厚さ	≧7.78mm 必要厚さ	1.87
胴側逃がし弁（座）	5.45mm 最小厚さ	≧0.84mm 必要厚さ	6.48
胴側逃がし弁（管）	3.20mm 最小厚さ	≧0.80mm 必要厚さ	4.00

1.2　評価方法

(1)　胴側胴板の評価

設計・建設規格「PVC-3122　円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し，実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t：胴側胴板の計算上必要な厚さ（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

D_i：胴の内径（＝2,000mm）

S：胴板の設計引張強さ（Su＝391MPa，at 288℃　SB410）

η：継手効率（＝1.0）

(2)　胴側鏡板の評価

設計・建設規格「PVC-3225　半だ円形鏡板の厚さの規定１」を適用して必要な最小厚さを算出し，実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_iK}{2S\eta - 0.2P}$$

t：胴側鏡板の計算上必要な厚さ（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

D_i：鏡板の内面における長径（＝2,000mm）

K：半だ円形鏡板の形状による係数（＝1.0）

S：鏡板の設計引張強さ（Su＝391MPa，at 288℃　SB410）

η：継手効率（＝1.0）

(3)　胴側入口，出口管台

設計・建設規格「PVC-3610　管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し，実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t：胴側入口，出口管台の計算上必要な厚さ（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

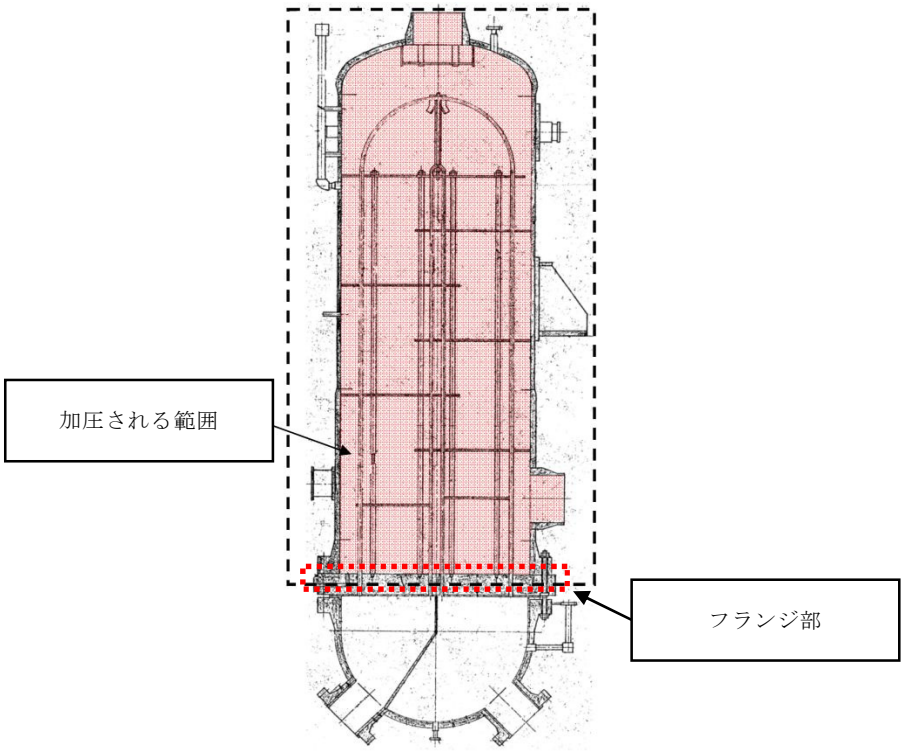
D_0：管台の外径（＝558.8mm）

S：管台の設計引張強さ（Su＝438MPa，at 288℃　SF490A）

η：継手効率（＝1.0）

(4)　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であり，かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。



別第 3-1 図　フランジ部

1.3　評価結果

熱交換器の各部位について評価した結果，別第 3-2 表及び別第 3-3 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し,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た条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

別第 3-2 表　フランジ部以外の評価結果

評価部位	実機の値	判定基準
胴側胴板（厚肉部）	53.32mm （実機の最小厚さ）	35.71mm （計算上必要な厚さ）
胴側胴板（薄肉部）	37.05mm （実機の最小厚さ）	35.71mm （計算上必要な厚さ）
胴側鏡板	56.95mm （実機の最小厚さ）	35.08mm （計算上必要な厚さ）
胴側入口・出口管台	14.55mm （実機の最小厚さ）	8.62mm （計算上必要な厚さ）

別第 3-3 表　フランジ部の評価結果

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）
フランジ部	106,961	74,184	239	262

逃がし弁からの漏えいの可能性について

逃がし弁について，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た条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1.　強度評価

1.1　評価部位

逃がし弁については，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座，弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。

1.2　評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には 8.2MPa[gage]になる前に逃がし弁が吹き出し，圧力は低下すると考えられるが，ここでは，逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに 8.2MPa[gage]，288℃になるものとして評価する。

(1)　弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒形の形状であることから，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」を準用し，計算上必要な厚さを算出し，実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t：管台の計算上必要な厚さ（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

D_0：管台の外径（mm）

S：使用温度における許容引張応力（MPa）

η：継手効率※

※　弁座は溶接を実施していないため，1.0を使用

(2)　弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部は弁棒で支持されており，外周付近は構造上拘束されていることから，弁体下面にかかる圧力（8.2MPa[gage]）が全ての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算出し，許容せん断応力以下であることを確認した。

$$\sigma = \frac{F}{A}$$

$$F = 1.05 \times \frac{\pi}{4} \times D^2 \times P$$

σ：せん断応力（MPa）

F：せん断力（N）

A：弁体最小断面積（mm^2）

D：弁座口の径（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

(3)　弁本体の耐圧部の評価

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，実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t=\frac{Pd}{2S-1.2P}$$

t：弁箱の必要な厚さ

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

d：内径（mm）

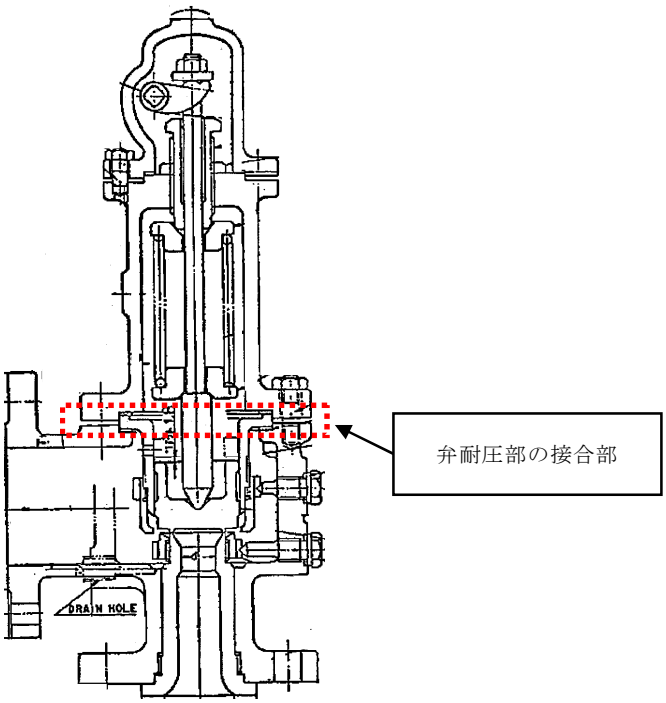
S：設計降伏点（MPa）

(4)　弁耐圧部の接合部の評価

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応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し，実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積以上であるが，発生応力が許容応力以下であることを確認した。

別第 4-1 表　ボルトの必要な断面積と許容応力

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)
弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142



別第 4-1 図　弁耐圧部の接合部

上記を満たさない場合は，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の熱による伸び量を評価し，ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。

・伸び量がプラスの場合

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ガスケットの復元量※以下であることを確認した。

※　ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ，更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合，弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため，ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており，締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ，復元量以下であればシール

性は確保される。ガスケットの復元量は，メーカ試験によって確認した値。

・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は，弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから，ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力以下であることを確認した。

a．伸び量によるフランジの評価

(a)　内圧による伸び量

・ボンネットボルトの発生応力

④’＝(1,000×①’×②’)／(0.2×③’)

⑧’＝(π×⑤’×8.2／4)×(⑤’＋8×⑥’×⑦’)

⑨’＝④’－⑧’

⑩’＝⑨’／②’

⑫’＝⑩’／⑪’

①’：締付けトルク値（N・m）

②’：ボンネットボルト本数（本）

③’：ボンネットボルト外径（mm）

④’：ボンネットボルト締付けトルクによる全締付荷重（N）

⑤’：ガスケット反力円の直径（mm）

⑥’：ガスケット有効幅（mm）

⑦’：ガスケット係数

⑧’：8.2MPa の加圧に必要な最小荷重（N）

⑨’：不足する荷重（N）

⑩’：ボンネットボルト１本当たりに発生する荷重（N）

⑪’：ボンネットボルト径面積（mm^2）

⑫’：ボンネットボルトの発生応力（MPa）

・ボンネットボルトの内圧による伸び量

⑦＝(⑫’×(①＋②))／③

①：ボンネットフランジ厚さ（mm）

②：弁箱フランジ厚さ（mm）

③：ボンネットボルト材料の縦弾性係数（MPa　at 288℃）

⑦：ボンネットボルトの熱による伸び量（mm）

(b)　熱による伸び量

・ボンネットボルトの熱による伸び量

⑧＝④×(①＋②)×(288℃－20℃※)

①：ボンネットフランジ厚さ（mm）

②：弁箱フランジ厚さ（mm）

④：ボンネットボルト線膨張係数（mm／mm℃　at 288℃）

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量（mm）

※　伸び量を大きく見積もるため，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

⑨＝⑤×①×(288℃－20℃)＋⑥×②×(288℃－20℃※)

①：ボンネットフランジ厚さ（mm）

②：弁箱フランジ厚さ（mm）

⑤：ボンネットフランジ線膨張係数（mm／mm℃　at 288℃）

⑥：弁箱フランジ線膨張係数（mm／mm℃　at 288℃）

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

（mm）

※　伸び量を大きく見積もるため，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

（c）　伸び量

伸び量（mm）＝⑦＋⑧－⑨

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量（mm）

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量（mm）

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量（mm）

b．ボンネット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧’をボンネットナット座面の面積Sで除し面圧を算出する。

・ボンネットナット座面の面積（ナット座面丸面の場合）

$S=(a^2-b^2)/4\times\pi$

a：ボンネットナット面外径（mm）

b：ボンネット穴径（mm）

S：ボンネットナット面面積（mm^2）

・ボンネットナット座面の面積（ナット座面平面の場合）

$S=(\sqrt{3}/16\times a^2\times 6)-(b^2\times\pi/4)$

a：ボンネットナット面外径（mm）

b：ボンネット穴径（mm）

S：ボンネットナット面面積（mm^2）

・ボンネット座面の面圧

d＝⑧’／(S×c)

c：ボンネットボルト本数（本）

d：ボンネットナット応力（MPa）

S：ボンネットナット面面積（MPa）

c．ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された⑧’を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。

・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面積

$S=(a^2-b^2)/4\times\pi$

a：メタルタッチ部外径（mm）

b：メタルタッチ部内径（mm）

S：メタルタッチ部面積（mm^2）

・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧

d＝⑧’／S

d：メタルタッチ部応力（MPa）

S：メタルタッチ部面積（mm^2）

1.3　評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果，別第 4-2 表から別第 4-6 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し,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た条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

別第 4-2 表　評価結果（弁座）

評価部位	材料	P：内圧 (MPa)	D_0：外径（mm）	S：使用温度における許容引張応力 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
弁座	SUS304	8.2	19	110	2.8	0.7

別第 4-3 表　評価結果（弁体）

評価部位	材料	P：内圧 (MPa)	A：弁体最小断面積 (mm^2)	D：弁座口の径 (mm)	許容せん断応力※ (MPa)	発生せん断応力 (MPa)
弁体	SUS304	8.2	19	15	88	81

※　ボイラー構造規格より設計の許容値として 0.8S を適用した。

別第 4-4 表　評価結果（弁本体の耐圧部）

評価部位	材料	P：内圧 (MPa)	d：内径（mm）	S：設計降伏点 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
弁本体の耐圧部	SCPH2	8.2	50	191	9.0	1.2

別第 4-5 表　弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットボルトの伸び量）

評価部位	①ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞ厚さ（ふた）（mm）	②弁箱ﾌﾗﾝｼﾞ厚さ（mm）	③縦弾性係数（ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ）（MPa）	④線膨張係数（ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ）（mm／mm℃）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの材料	⑤線膨張係数（ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞ）（mm／mm℃）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞの材料	⑥線膨張係数（弁箱ﾌﾗﾝｼﾞ）（mm／mm℃）	弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの材料	⑦ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの内圧による伸び量（mm）	⑧ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの熱による伸び量（mm）	⑨ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞ及び弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの熱による伸び量（mm）	⑩伸び量（mm）
弁耐圧部の接合部	16	16	183,960	1.29E-05	S45C	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	－0.003	0.111	0.111	－0.003

別第 4-6 表　弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットボルトの発生応力）

評価部位	①’締付ﾄﾙｸ値（N・m）	②’ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ本数（本）	③’ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ外径（mm）	④’ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ締付ﾄﾙｸによる全締付荷重（N）	⑤’ｶﾞｽｹｯﾄ反力円の直径（mm）	⑥’ｶﾞｽｹｯﾄの有効幅（mm）	⑦’ｶﾞｽｹｯﾄ係数	⑧’8.2MPa の加圧に必要な最小荷重（N）	⑨’不足する荷重（N）	⑩’ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ１本当たりに発生する荷重（N）	⑪’ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ径面積（mm^2）	⑫’ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの発生応力（MPa）
弁耐圧部の接合部	25.01	6	12	62,525	62.5	3.25	2.75	53,937	8,588	－1,431	80.21	18

弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について,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た条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

ここで,以下の弁については隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力,温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

別第 5-1 表　弁の設計圧力・温度

機器等	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，破損は発生しないことを確認した。

別第 5-2 表　弁の許容圧力

機器等	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
ベント弁 ドレン弁	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	26.3MPa

1.　強度評価

評価対象弁の構成部品のうち，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損が発生すると想定される部位として，弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並びに弁本体耐圧部の接合部について評価した。

(1)　弁本体の耐圧部の評価

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，実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

$$t=\frac{Pd}{2S-1.2P}$$

t：弁箱の必要な厚さ

P：ＩＳＬＯＣＡ発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

d：内径（mm）

S：設計降伏点（MPa）

(2)　弁耐圧部の接合部の評価

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応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し，実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積を上回り，かつ発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

別第 5-3 表　ボルトの必要な断面積と許容応力

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)
F086	901	694	117	177
F080A	901	833	116	177
F060A	321	190	98	165
FF029-201	601	318	73	165
FF029-202	601	318	73	165

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の熱による伸び量を評価し，ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。

・伸び量がプラスの場合

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ガスケットの復元量※3を下回ることを確認した。

※3　ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ，更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合，弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため，ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており，締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ，復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は，メーカ試験によって確認した値。

・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は，弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから，ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力を下回ること，ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面がメタルタッチする弁については合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。

a．伸び量によるフランジの評価

(a)　内圧による伸び量

・ボンネットボルトの発生応力

④’＝(1,000×①’×②’)／(0.2×③’)

⑧’＝(π×⑤’×8.2／4)×(⑤’＋8×⑥’×⑦’)

⑨’＝④’－⑧’

⑩’＝⑨’／②’

⑫’＝⑩’／⑪’

①’：締付けトルク値（N・m）

②’：ボンネットボルト本数（本）

③’：ボンネットボルト外径（mm）

④’：ボンネットボルト締付けトルクによる全締付荷重（N）

⑤’：ガスケット反力円の直径（mm）

⑥’：ガスケット有効幅（mm）

⑦’：ガスケット係数

⑧’：8.2MPa の加圧に必要な最小荷重（N）

⑨’：不足する荷重（N）

⑩’：ボンネットボルト１本当たりに発生する荷重（N）

⑪’：ボンネットボルト径面積（mm^2）

⑫’：ボンネットボルトの発生応力（MPa）

・ボンネットボルトの内圧による伸び量

⑦＝(⑫’×(①＋②))／③

①：ボンネットフランジ厚さ（mm）

②：弁箱フランジ厚さ（mm）

③：ボンネットボルト材料の縦弾性係数（MPa　at 288℃）

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量（mm）

(b)　熱による伸び量

・ボンネットボルトの熱による伸び量

⑧＝④×(①＋②)×(288℃－20℃)

①：ボンネットフランジ厚さ（mm）

②：弁箱フランジ厚さ（mm）

④：ボンネットボルト線膨張係数（mm／mm℃　at 288℃）

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量（mm）

※　伸び量を大きく見積もるため，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

⑨＝⑤×①×(288℃－20℃)＋⑥×②×(288℃－20℃)

①：ボンネットフランジ厚さ（mm）

②：弁箱フランジ厚さ（mm）

⑤：ボンネットフランジ線膨張係数（mm／mm℃　at 288℃）

⑥：弁箱フランジ線膨張係数（mm／mm℃　at 288℃）

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量（mm）

※　伸び量を大きく見積もるため，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

(c)　伸び量

伸び量（mm）＝⑦＋⑧－⑨

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量（mm）

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量（mm）

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量（mm）

b．ボンネット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧’をボンネットナット座面の面積Sで除し面圧を算出する。

・ボンネットナット座面の面積（ナット座面丸面の場合）

$S=(a^2-b^2)/4\times\pi$

a：ボンネットナット面外径（mm）

b：ボンネット穴径（mm）

S：ボンネットナット面面積（mm^2）

・ボンネットナット座面の面積（ナット座面平面の場合）

$S=(\sqrt{3}/16\times a^2\times 6)-(b^2\times\pi/4)$

a：ボンネットナット面外径（mm）

b：ボンネット穴径（mm）

S：ボンネットナット面面積（mm^2）

・ボンネット座面の面圧

d＝⑧’／(S×c)

c：ボンネットボルト本数（本）

d：ボンネットナット応力（MPa）

S：ボンネットナット面面積（mm^2）

c．ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された⑧’を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。

・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面積

$S=(a^2-b^2)/4\times\pi$

a：メタルタッチ部外径（mm）

b：メタルタッチ部内径（mm）

S：メタルタッチ部面積（mm^2）

・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧

d＝⑧’／S

d：メタルタッチ部応力（MPa）

S：メタルタッチ部面積（mm^2）

1.3　評価結果

弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果，別第 5-4 表から別第 5-7 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，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た条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

別第 5-4 表　弁耐圧部の強度評価結果

評価部位	材料	P：内圧 (MPa)	d：内径（mm）	S：設計降伏点 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
F003A	SCPH2	8.2	480	191	22.0	10.6
F016A	SCPL1	8.2	416	186	20.0	9.5
F024A	SCPL1	8.2	480	186	24.0	10.9
F027A	SCPH2	8.2	144	191	10.0	3.2
F031A	SCPH2	8.2	444.5	191	22.5	9.8
F047A	SCPH2	8.2	480	191	22.0	10.6
F048A	SCPH2	8.2	660	191	31.0	14.6
F049	SCPH2	8.2	184	191	7.0	4.1
F063A	SCPH2	8.2	184	191	11.0	4.1
F086	SCPH2	8.2	90	191	8.0	2.0
F098A	SCPH2	8.2	500	191	23.0	11.1
F170A	SCPL1	8.2	280	186	16.0	6.4
F065A	SCPH2	8.2	136.5	191	8.0	3.1
F072A	SCPH2	8.2	184	191	11.0	4.1
F080A	SCPH2	8.2	102	191	9.0	2.3
F060A	SCPH2	8.2	54	191	6.5	1.2
FF029-201	SUS304	8.2	45	128	12.5	1.5
FF029-202	SUS304	8.2	45	128	12.5	1.5

別第 5-5 表　弁耐圧部の接合部評価結果（ボンネットボルトの伸び量）

弁番号	①ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞ厚さ（ふた）（mm）	②弁箱ﾌﾗﾝｼﾞ厚さ（mm）	③縦弾性係数（ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ）（MPa）	④線膨張係数（ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ）（mm／mm℃）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの材料	⑤線膨張係数（ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞ）（mm／mm℃）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞの材料	⑥線膨張係数（弁箱ﾌﾗﾝｼﾞ）（mm／mm℃）	弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの材料	⑦ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの内圧による伸び量（mm）	⑧ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄの熱による伸び量（mm）	⑨ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞ及び弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの熱による伸び量（mm）	⑩伸び量（mm）	ｶﾞｽｹｯﾄの復元量
F003A	66	66	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	－0.004	0.469	0.457	0.008	0.1
F016A	62	62	186,960	1.33E-05	A320 L7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	－0.007	0.440	0.429	0.004	0.1
F024A	50	50	186,960	1.33E-05	A320 L7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	－0.032	0.355	0.346	－0.023	－
F027A	36	36	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.008	0.256	0.249	0.015	0.1
F031A	58	64	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	ASTM A515	1.29E-05	SCPH2	－0.029	0.422	0.422	－0.029	－
F047A	66	66	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	－0.004	0.469	0.457	0.008	0.1
F048A	65	65	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.051	0.462	0.450	0.063	0.1
F049	41	41	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	－0.006	0.291	0.284	0.001	0.1
F063A	24	26	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.011	0.173	0.173	0.011	0.2
F098A	50	54	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.032	0.360	0.360	0.032	0.2
F170A	47	53	186,960	1.29E-05	SNB7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	0.016	0.346	0.346	0.016	0.2
F065A	27	0※	186,960	1.29E-05	SCM435	1.32E-05	S25C	－	－	－0.013	0.093	0.096	－0.016	－
F072A	24	26	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.011	0.173	0.173	0.011	0.2

※　弁箱がフランジを持たない構造のため，値を０とした。

別第 5-6 表　弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットナット座面の面圧評価結果）

弁番号	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄの材料	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ呼び径（mm）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ面外径（mm）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄ穴径（mm）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ面直径（mm^2）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄ穴面積（mm^2）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ座面の面積（mm^2）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾎﾞﾙﾄ本数	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄ締付部の発生応力（MPa）	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾅｯﾄの許容応力（MPa）
F024A	A197 B7	M33	48	36	－	1,017.9	792	24	128	427
F031A	SCM435	M33	52.5	36	－	1,017.9	1,147	20	95	596
F065A	S45C	M16	23	19	－	283.5	132	8	202	360

別第 5-7 表　弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧）

弁番号	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞの材料	弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの材料	ﾒﾀﾙﾀｯﾁ部外径 (mm)	ﾒﾀﾙﾀｯﾁ部内径 (mm)	ﾒﾀﾙﾀｯﾁ部面積 (mm^2)	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞと弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの合わせ面の応力 (MPa)	ﾎﾞﾝﾈｯﾄﾌﾗﾝｼﾞの許容応力 (MPa)	弁箱ﾌﾗﾝｼﾞの許容応力 (MPa)
F065A	S25C	SCPH2	159	152.5	1,590.3	134	194	191

計器からの漏えいの可能性について

計器について，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た条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1.　圧力計，差圧計

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される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。

別第 6-1 表　圧力計，差圧計の設計圧力

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

2.　温度計

2.1　評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について，耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として，日本機械学会「配管内円通状構造物の流量振動評価指針（JSME S 012-1998)」に従い，同期振動

発生の回避又は抑制評価，一次応力評価並びに疲労評価を実施し，破損の有無を確認した。評価条件を別第 6-2 表に示す。

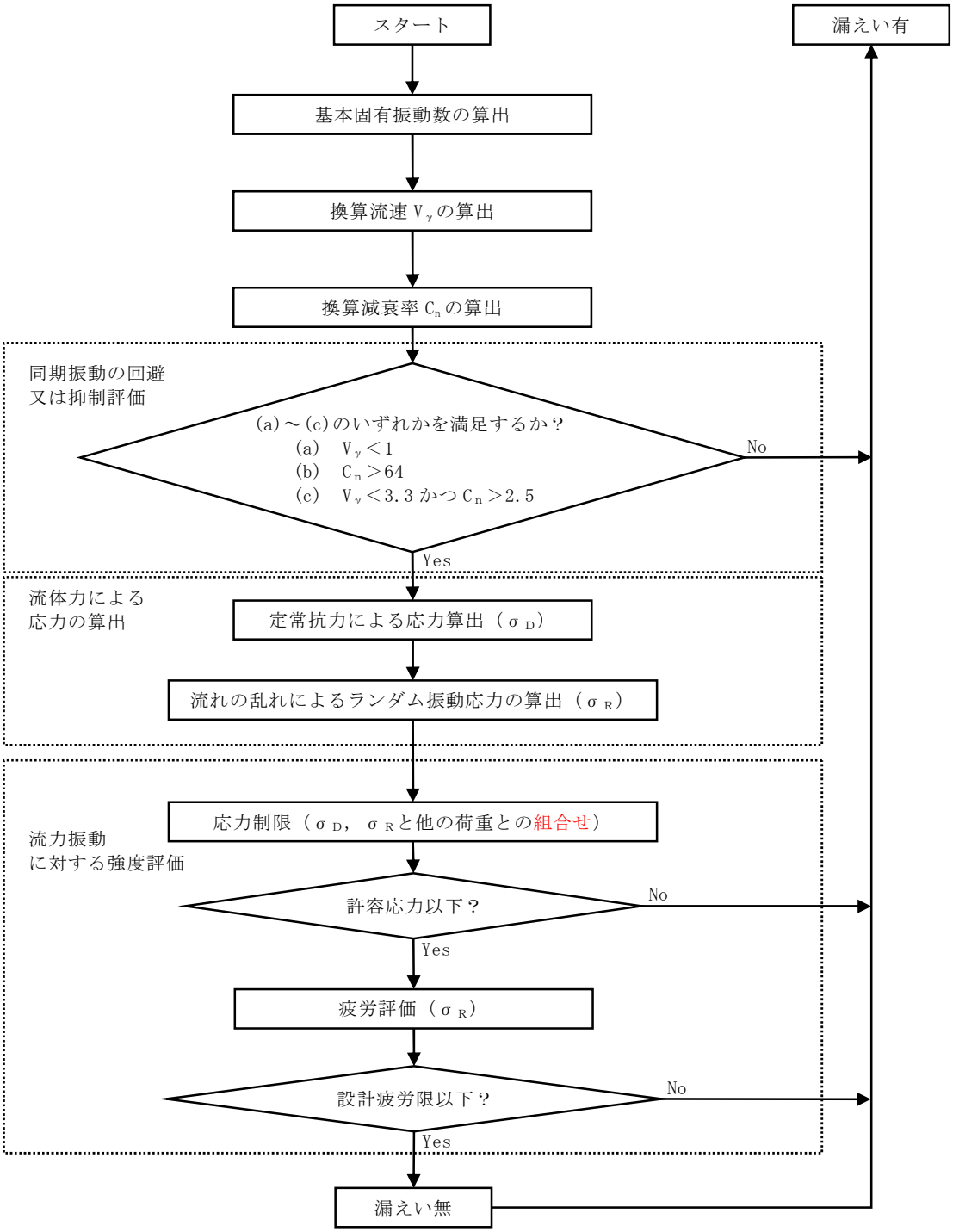
別第 6-2 表　評価条件

圧力	温度	流量	流体密度	動粘度
8.2MPa	288℃	200m^3／h	736kg／m^3	$1.25\times10^{-7}m^2$／s

2.2　評価方法

(1)　評価手順

流力振動評価指針に従った評価手順を別第 6-1 図に示す。



別第 6-1 図　配管内円柱状構造物の流力振動フロー

(2)　評価式

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する評価式を別第 6-3 表に示す。

別第 6-3 表　評価式（その１）

<table>
<tr><th>項　目</th><th>評価式</th></tr>
<tr><td>1.　各種パラメータの算定</td><td>

・基本固有振動数 f_0

$$f_0 = \frac{\lambda_0^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m}}$$

$$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_0^4 - d_i^4)$$

$$\lambda_0 = 1.875$$

$$m = \frac{\pi}{4} \left\{ \rho_S \cdot (d_0^2 - d_i^2) + \rho \cdot d_0^2 \right\}$$

・換算流速 V_γ

$$V_\gamma = \frac{V}{f_0 \cdot d_0}$$

流速 V には流速分布が非一様（通常，管中心部で管壁部よりも流速は大きい。）の場合は，構造物周辺平均流速 $\overline{V}$ を用いる。

$$\overline{V} = \frac{2 \cdot \left\{ \frac{n}{n+1} \left(\frac{L_e}{D/2} \right)^{\frac{1}{n}+1} - \frac{n}{2 \cdot n+1} \left(\frac{L_e}{D/2} \right)^{\frac{1}{n}+2} \right\}}{1 - \left\{ 1 - \left(\frac{L_e}{D/2} \right) \right\}^2} \cdot \frac{(n+1)(2 \cdot n+1)}{2 \cdot n^2} \cdot V_m$$

また，流速 V はエルボ等による偏流の影響を考慮して構造物周辺平均流速 $\overline{V}$ に以下の割増係数を乗じた値とするが，今回は十分な保守性が確保されていることを確認するために割増係数「2」として計算する。

<table>
<tr><td>割増係数</td><td>－</td><td rowspan="3">x：偏流発生源から構造物までの距離
D：配管内径</td></tr>
<tr><td>1.5</td><td>x／D≦3</td></tr>
<tr><td>1.25</td><td>3＜x／D≦5</td></tr>
</table>

・換算減衰率 C_n

$$C_n = \frac{2 \cdot m \cdot \sigma}{\rho \cdot d_0}$$

$$\delta = 2 \cdot \pi \cdot \xi$$

ξ ＝0.002（ねじ接合），0.0005（溶接接合）

</td></tr>
</table>

別第 6-3 表　評価式（その 2）

項　目	評価式
2.　流体力による応力の算出	・定常抗力による応力 σ_D $\sigma_D = \dfrac{F_D \cdot L_e \cdot (2 \cdot L - L_e)}{2 \cdot Z}$ $F_D = \dfrac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_0 \cdot C_D$ $C_D = 1.2$ $Z = \dfrac{\pi}{32} \cdot \dfrac{(d_0^{\ 4} - d_i^{\ 4})}{d_0}$ ・ランダム振動応力振幅 σ_R $\rho_R = \dfrac{E \cdot \mathrm{I}}{Z} \cdot y_R(L) \quad \cdot \dfrac{\lambda_0^{\ 2}}{L^2}$ $y_R(L) = 2 \cdot C_0 \cdot \sqrt{\dfrac{\beta_0^{\ 2} \cdot G(f_0)}{64 \cdot \pi^3 \cdot m^2 \cdot f_0^{\ 3} \cdot (\xi + \xi_f)}}$ $C_0 = 3.0$ $\xi_f = 0$ $\beta_0 = \eta_0 / \lambda_0$ $\eta_0 = -\{\sinh(\kappa_0) - \sin(\kappa_0)\} + \tau_0 \cdot \{\cosh(\kappa_0) + \cos(\kappa_0)\}$ $\kappa_0 = \lambda_0 \cdot (1 - \dfrac{L_e}{L})$ $\tau_0 = 0.734$ $G(f_0) = (C' \cdot \dfrac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_0)^2 \Phi(\overline{f_0}) \cdot \dfrac{d_0}{V}$ $C' = 0.13$ $\Phi(\overline{f_0}) = \dfrac{4}{1 + 4 \cdot \pi^2 \cdot \overline{f_0^{\ 2}}}$ $\overline{f_0} = \dfrac{f_0 \cdot d_0}{V}$ ・外圧により円柱状構造物に発生する応力 ρ_G 厚肉円筒において，外圧がかかっている場合の円周方向の応力式を使用する。 $\sigma_G = \dfrac{2 \cdot P \cdot d_2}{d_0^{\ 2} - d_i^{\ 2}}$

(3)　記号説明

B_1，B_2	応力係数（－）
C_0	二乗平均値からピーク値への換算係数（－）
C_D	定常抗力係数（－）
C_n	換算減衰率
C’	ランダム励振力係数（－）
d_0	構造物の代表外径（－）
d i	構造物の代表内径（－）
E	構造物の縦弾性係数（Pa）
f_0	円柱状構造物の基本固有振動数（Pa）
F_D	単位長さ当たりの流体抗力（N／m）
G	単位長さ当たりのランダム励振力のパワースペクトル密度（N^2・S／m^2）
I	構造物の断面二次モーメント（m^2）
K	応力集中係数（－）
L	構造物の長さ（m）
L_e	流体中に突き出た構造物長さ（m）
m	付加質量を含む構造物の単位長さ当たり質量（kg／m）
n	Re 数に基づく係数（－）
P	配管の最高使用圧力（MPa）
S_m	設計応力強さ（MPa）
V	流速（m／s）
V_m	断面平均流速（m／s）
$\overline{V}$	構造物周辺平均流速（m／s）
V_r	換算流速（－）
$y_R(L)$	ランダム振動変位振幅（m）
Z	構造物の断面係数（m^3）
β_0	基本振動モードの刺激係数（－）
δ	空気中における構造物の対数減衰率（－）
ξ	空気中における構造物の臨界減衰比（－）
ξ_f	流体減衰（－）
ρ	流体の密度（kg／m^3）
ρ_s	構造物の密度（kg／m^3）
σ_D	定常抗力による応力（MPa）
σ_F	設計疲労限（MPa）
σ_R	ランダム振動応力振幅（MPa）
σ_G	外圧により構造物に発生する応力（MPa）
Φ	ランダム励振力の規格化パワースペクトル密度（－）

(4)　判定基準

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する判定基準を別第6-4表に示す。

別第6-4表　判定基準

項　目	判定基準
1.　同期振動の回避又は抑制評価	下記のいずれかを満足すること。 (a)V_γ＜1 (b)C_n＞64 (c)V_γ＜3.3かつC_n＞2.5
2.　流力振動に対する強度評価	・応力制限 組合せ応力は，設計建設規格より PPB-3520（クラス１）を適用した以下の条件を満足すること。 （クラス１）……B_1・σ_G＋B_2・(σ_D＋σ_R)≦min (1.5・Sm, 1.5・S) B_1＝1.0（ねじ接合），0.75（溶接接合） B_2＝4.0（ねじ接合），1.5（溶接接合） ・疲労評価 応力集中係数Kを考慮した応力振幅が以下の条件を満足すること。 K・σ_R≦σ_F K＝4.0（ねじ接合），4.2（溶接接合）

2.3　評価結果

計器について評価した結果，別第6-5表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，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た条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

別第 6-5 表　評価結果

構造物	計器番号	流体条件			配管仕様			構造物仕様							同期振動評価			
		流体種別	V (m／s)	ρ (kg／m³)	クラス	P (MPa)	最高使用温度 (℃)	タイプ	材料	d_0 (×10⁻³m)	d_i (×10⁻³m)	L (×10⁻³m)	L_e (×10⁻³m)	ρ_s (×10³kg／m³)	I (×10⁻⁸m⁴)	m (kg／m)	E※1 (×10¹¹Pa)	f_0 (Hz)
温度計ウェル	TE-N004A	水	0.77	736	3	8.2	288	溶接接合	ASTM-A 105	23.85	9.1	203	203	7.85	1.55	3.33	1.84	398.19
	TE-N027A	水	0.76	736	3	8.2	288	溶接接合	ASTM-A 105	23.85	9.1	203	155.2	7.85	1.55	3.33	1.84	398.19

構造物	計器番号	同期振動評価					応力制限								疲労評価	
		V_γ	C_n	(a) $V_\gamma<1$	(b) $C_n>64$	(c) $V_\gamma<3.3$ $C_n>2.5$	F_D (N／m)	Z (×10⁻⁶m³)	σ_D (MPa)	$y_R(L)$ (×10⁻⁸m)	σ_R (MPa)	σ_G (MPa)	組合せ応力 (MPa)	1.5・S※2 (MPa)	応力振幅 (MPa)	σ_F※3 (MPa)
温度計ウェル	TE-N004A	0.08	0.05	○	－	－	6.24	1.30	0.10	54.8	0.10	19.2	14.7	184	0.43	76
	TE-N027A	0.08	0.05	○	－	－	6.08	1.30	0.09	52.1	0.10	19.2	14.7	184	0.41	76

※1　設計・建設規格　付録材料図表　Part6 表 1 における炭素量が 0.3%を超える炭素鋼の 288℃の値
※2　S_mは設計・建設規格　付録材料図表　Part5 表 5 における ASTM-A105（SF490A）の 288℃の値
※3　設計・建設規格　付録材料図表　Part8 図 1 における Su≦550MPa 線図の繰返しピーク応力強さを 288℃の縦弾性係数で補正した値

配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について,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た条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は，高温・高圧の加わる配管と，配管と配管をつなぐフランジ部があり，それらについて評価を実施した。評価対象配管を別第 7-1 図に示す。

1.2 評価方法

(1) 配管の評価

クラス２配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し，実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（＝8.2MPa）

D_0：管の外径（mm）

S：設計引張強さ（MPa）

η：長手継手効率

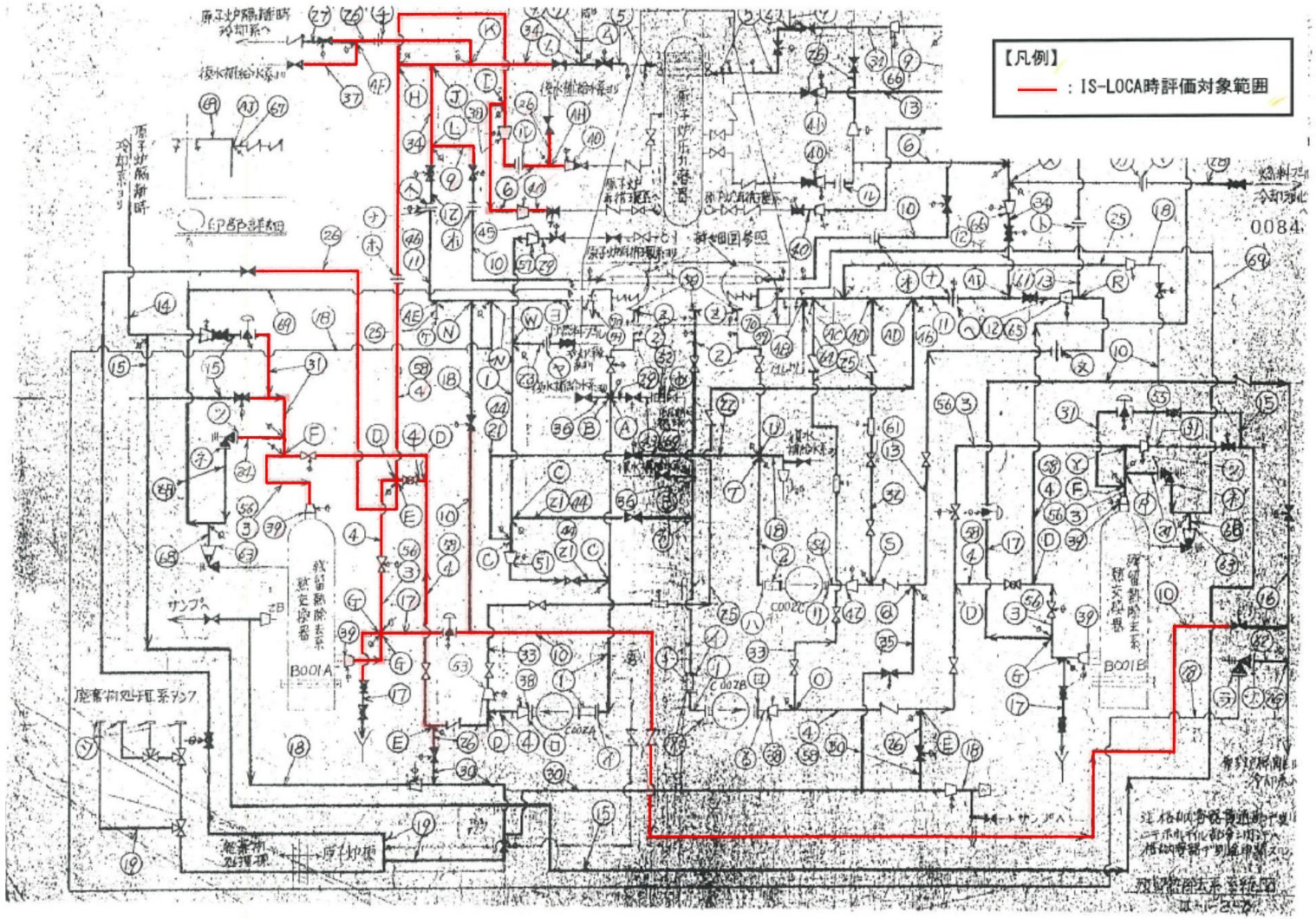
(2)　フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3414　フランジ」を適用してフランジの手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ，伸び量がマイナスの場合は，フランジ部が増し締めされるため，ガスケット最大圧縮量を下回ることを確認した。

なお，熱曲げモーメントの影響については，設計・建設規格で規定されている（PPC-1.7）式を使用し，フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。

1.3　評価結果

配管の各部位について評価した結果，別第 7-1 表及び別第 7-2 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，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た条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。



別第 7-1 図　残留熱除去系Ａ系　必要板厚評価対象配管（既工認系統図）

別第 7-1 表　必要厚さ評価結果

配管 No.	クラス区分	D_0：外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	評価圧力 (MPa)	評価温度 (℃)	η：継手効率	公差 (%)	最小厚さ (mm)	S:設計引張強さ (MPa)	必要厚さ t (mm)
3	2	457.20	14.30	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	12.80	223.80	8.26
4	2	457.20	14.30	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	12.80	223.80	8.26
6	2	355.60	11.10	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	9.71	242.40	5.94
9	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
10	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
17	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
26	2	165.20	7.10	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	6.21	242.40	2.76
31	2	216.30	8.20	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	7.17	242.40	3.61
34	2	406.40	12.70	SM50B (SM490B)	8.20	288	1.00	1.5	11.20	264.60	6.23
37	2	76.30	5.20	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	4.55	242.40	1.28
39	2	558.80	15.90	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	14.40	223.80	10.09
40	2	318.50	10.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	9.01	242.40	5.32
56	2	457.20	14.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	12.51	242.40	7.63
58	2	457.20	14.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	12.51	242.40	7.63

別第 7-2 表　フランジ部評価結果（1／2）

フランジ用途		F1 150A 検出フランジ	F2 450A 検出フランジ	F3 350A 検出フランジ	F4 安全弁取合フランジ	F5 熱交換器ドレン フランジ
フランジ口径		150A	450A	350A	25A	40A
評価温度(℃)		288	288	288	288	288
常温(℃)		20	20	20	20	20
評価温度⊿t(℃)＝ISLOCA 発生時温度－常温		268	268	268	268	268
評価圧力(MPa)		8.2	8.2	8.2	8.2	8.2
ガスケット仕様		SUS304　4.5t×2	SUS304　4.5t×2	SUS304　4.5t×2	SUS304　4.5t×1	SUS304　4.5t×1
ボルト仕様	ボルト材質	SCM435	SCM435	SCM435	SCM435	SCM435
	ボルトサイズ	20	30	30	16	20
	本数	12	24	20	4	4
	縦弾性係数 E(MPa)	186,960	186,960	186,960	186,960	186,960
内圧(MPa)		8.2	8.2	8.2	8.2	8.2
フランジに作用する自重曲げモーメント※1 M(N･mm)		3.90E+05	6.42E+06	9.20E+05	2.00E+04	1.00E+04
フランジに作用する熱伸び曲げモーメント※1 M (N・mm)		3.37E+06	4.65E+07	2.81E+07	1.10E+05	2.40E+05
曲げモーメントによる等価圧力※2 Peq(MPa)		2.52	2.05	2.46	10.50	4.14
内圧 P＋等価圧力 Peq(MPa)		10.72	10.25	10.66	18.70	12.34
G(mm)		196.51	508.78	391.53	39.8	67.5
有効断面積(mm^2)A＝π／$4G^2$		3.03E+04	2.03E+05	1.20E+05	1.24E+03	3.58E+03
発生荷重 F(N)＝(P＋Peq)×A		3.25E+05	2.08E+06	1.28E+06	2.33E+04	4.42E+04
ボルト 1 本当たりの荷重 F／n(N)		2.71E+04	8.68E+04	6.42E+04	5.82E+03	1.10E+04
ボルト断面積 A2(mm^2)		234.9	562.09	562.09	150.33	234.9
ボルト歪み ε		6.17E-04	8.26E-04	6.11E-04	2.07E-04	2.51E-04
ボルト長さ L1(mm)		85.2	131.8	130	50	31
荷重によるボルト伸び量⊿L1(mm)		0.05	0.11	0.08	0.01	0.01
初期締付荷重(N)		43,691	83,464	49,450	11,960	25,062
初期締付による応力(MPa)		186.0	148.5	88.0	79.6	106.7
ボルト歪み ε_0		9.95E-04	7.94E-04	4.71E-04	4.26E-04	5.71E-04
初期締付によるボルト伸び量⊿L0(mm)		0.08	0.10	0.06	0.02	0.02
ボルト熱膨張係数 α1(mm／mm℃)		1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
フランジ熱膨張係数 α2(mm／mm℃)		1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
オリフィス熱膨張係数 α3(mm／mm℃)		1.71E-05	1.71E-05	1.70E-05	－	－
ガスケット内外輪熱膨張係数 α4(mm／mm℃)		1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05

※1　該当するフランジを含んだ配管モデルにて応力解析を実施し，算出した値にて評価。

※2　設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 Peq＝16M／(πG^3)により算出。今回は，熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算した。

別第 7-2 表　フランジ部評価結果（2／2）

フランジ用途	F1 150A 検出フランジ	F2 450A 検出フランジ	F3 350A 検出フランジ	F4 安全弁取合フランジ	F5 熱交換器ドレン フランジ
ボルト熱伸び対象長さ L2(mm)	85.2	131.8	130.0	50.0	31.0
フランジ熱伸び対象長さ L3(mm)	76.2	120.8	108.8	47.0	28.0
オリフィス熱伸び対象長さ L4(mm)	3.0	5.0	16.0	－	－
ガスケット内外輪熱伸び対象長さ L5(mm)	6.0	6.0	6.0	3.0	3.0
ボルト熱伸び⊿L2＝α1・L2・⊿T(mm)	0.29	0.46	0.45	0.17	0.11
フランジ熱伸び⊿L3＝α2・L3・⊿T(mm)	0.26	0.42	0.38	0.16	0.10
オリフィス熱伸び⊿4＝α3・L4・⊿T(mm)	0.01	0.02	0.07	－	－
ガスケット内外輪熱伸び⊿5＝α4・L5・⊿T(mm)	0.03	0.03	0.03	0.01	0.01
伸び量⊿L1－⊿L0＋⊿L2－⊿L3－⊿L4－⊿L5(mm)	－0.04	－0.01	－0.01	－0.01	－0.01
ガスケットの初期圧縮量：最大(mm)	2.40	2.40	2.40	1.20	1.20
ガスケットの合計圧縮量(mm)	2.44	2.41	2.41	1.21	1.21
ガスケットの許容圧縮量(mm)	2.60	2.60	2.60	1.30	1.30

破断面積の設定について

1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙 3～別紙 7 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，破損が発生しないことを確認した。

そこで，隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり，損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい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。

a．内圧による伸び量

・フランジのボルト荷重⊿W

$$\Delta W = \frac{\pi}{4} \times G^2 \cdot (P_2 - P_1)$$

G：ガスケット反力円の直径（＝D_0－2b＝2,153mm）

$$b = 2.5\sqrt{\frac{1}{2} \times (\frac{D_0 - D_i}{2} - 2)}$$

D_0：ガスケット接触面の外径（＝2,170mm）

D_i：ガスケット接触面の内径（＝2,120mm）

P_1：設計条件における圧力（5.18MPa）

P_2：隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の圧力（＝8.2MPa）

・内圧による伸び量⊿L1

$$\Delta L1 = H_b \times \frac{\Delta W}{N_b \cdot A} \times \frac{1}{E}$$

H_b：ボルト長さ（ナット下面－ボルト留め部間）（＝349.5mm）

N_b：ボルト本数（＝68）

A:ボルト有効径における断面積（＝π／4×46.051^2＝1,665mm^2）

E：ボルトのヤング率（＝187,000N／mm^2 at288℃[SNCM8]）

b．熱による伸び量

・ボルトの熱による伸び量⊿L2

$$\Delta L2 = \alpha_1 \times H_b \times (288℃ - 20℃)$$

α_1：ボルトの熱膨張係数（＝13.98×10^{-6}mm／mm℃ at288℃[SNCM8]）

N_b：ボルト長さ（＝349.5mm）

・管板及びフランジの熱による伸び量⊿L3

$$\Delta L3 = \alpha_2 \times (h1 + h2) \times (288℃ - 20℃)$$

α_2：管板及び胴側フランジの熱膨張係数（＝12.91×10^{-6}mm／mm℃ at288℃[SF50, SFV1]）

h1：胴側フランジ厚さ（＝150mm）

h2：管板厚さ（＝195mm）

c．破断面積 A

$$A = \pi \times D_i \times (\Delta L1 + \Delta L2 - \Delta L3)$$

D_i：ガスケット接触面の内径（＝2,120mm）

2.　破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果，別第 8-1 表に示すとおり破断面積は約 21cm^2 となる。

別第 8-1 表　破断面積の評価結果

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			
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

ＩＳＬＯＣＡ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ＩＳＬＯＣＡ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。

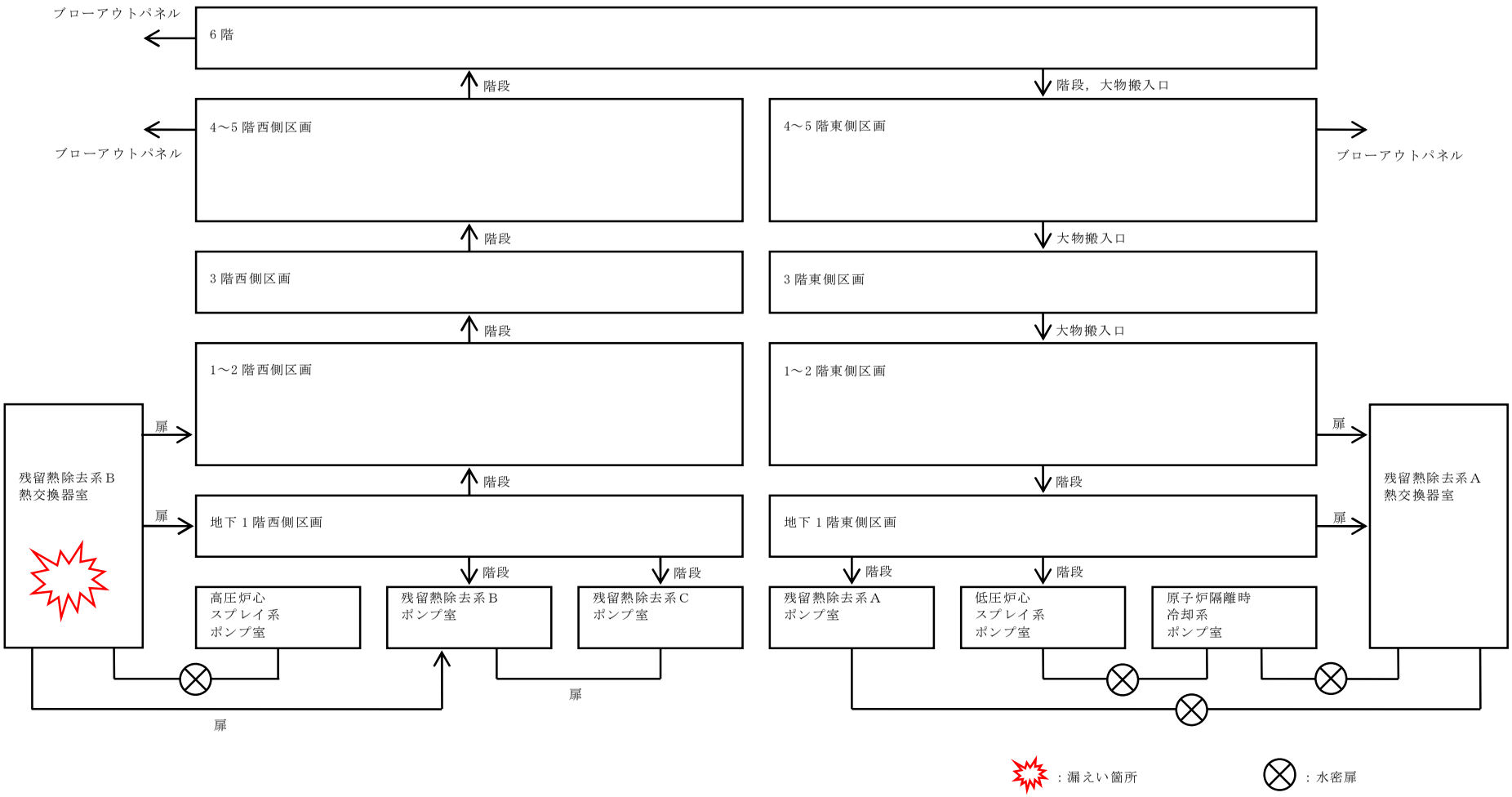
原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別第 9-1 表に，原子炉建屋原子炉棟のノード分割図及び原子炉建屋平面図を別第 9-1 図及び別第 9-2 図に示す。

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	ＭＡＡＰ４	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	・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）

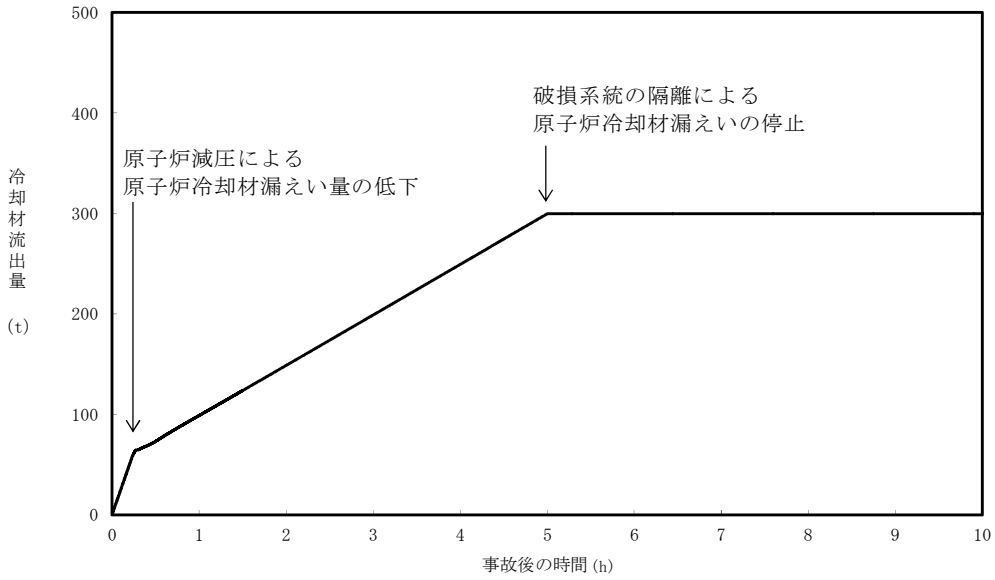
別第 9-2 図　原子炉建屋平面図（6 階）

2.　評価結果

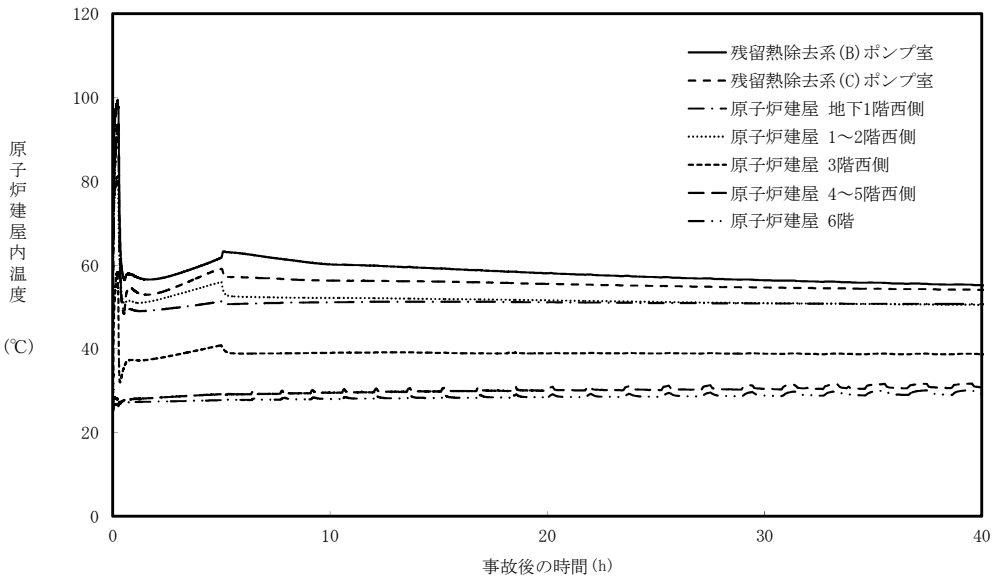
原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 9-3 図に，原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画），雰囲気温度（東側区画），湿度（西側区画），湿度（西側区画），圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 9-4 図から別第 9-9 図に示す。

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。

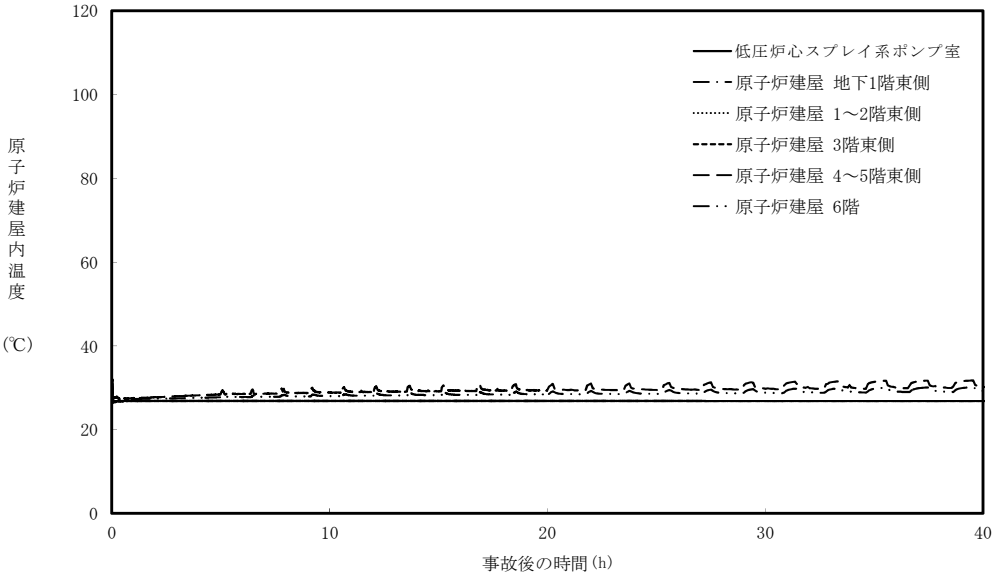
なお，ブローアウトパネルが設置されている 4～5 階西側区画，4～5 階東側区画及び 6 階全ての圧力はブローアウトパネルの設定圧力に到達し，ブローアウトパネルが開放している。



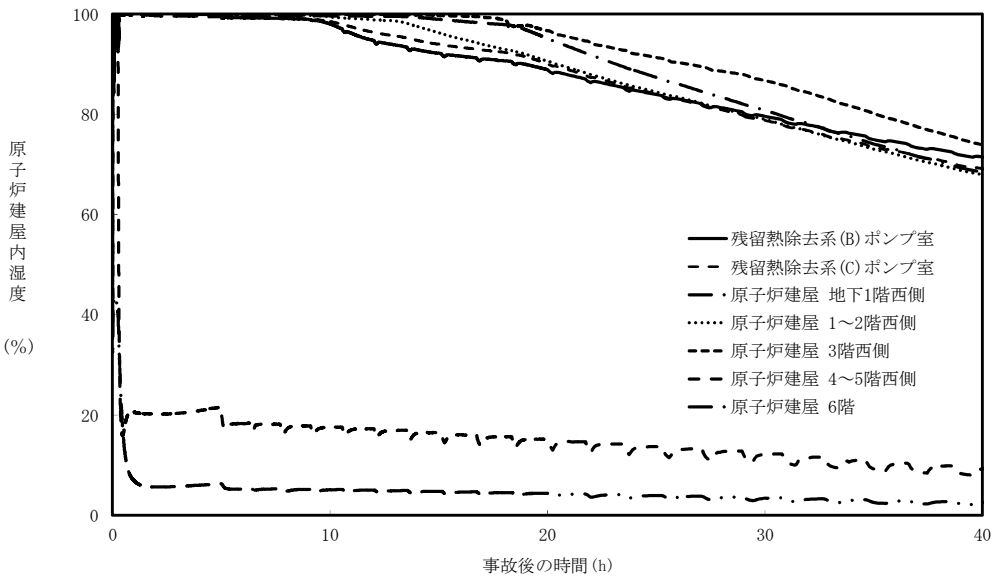
別第 9-3 図　原子炉冷却材の積算漏えい量の推移



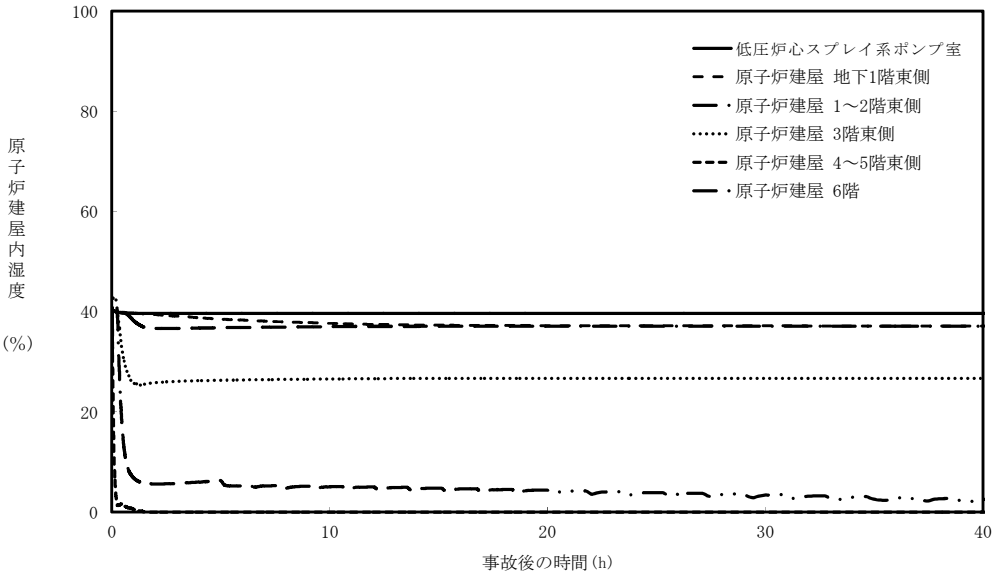
別第 9-4 図　原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



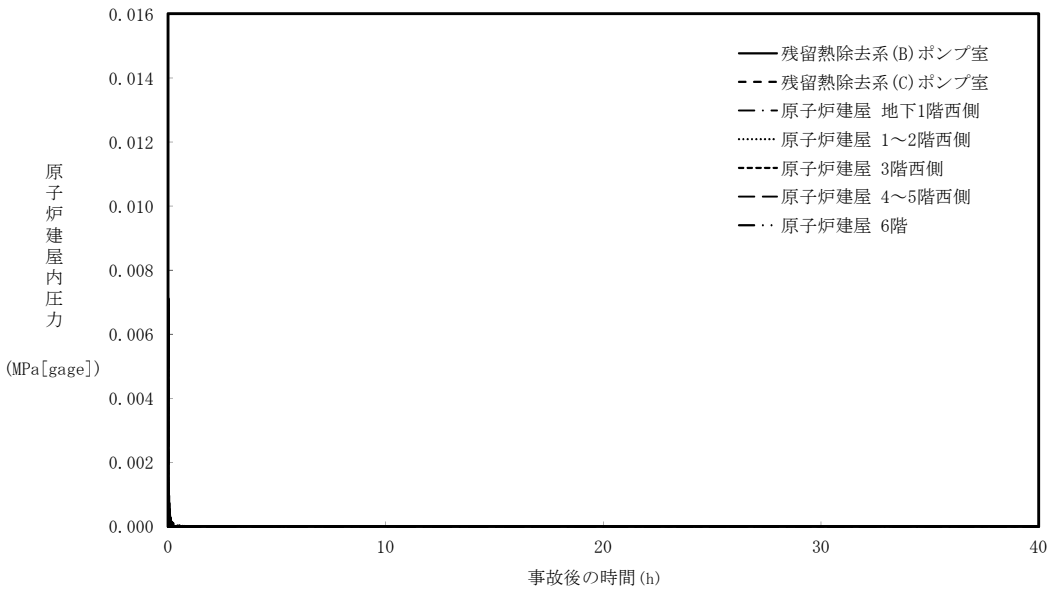
別第 9-5 図　原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



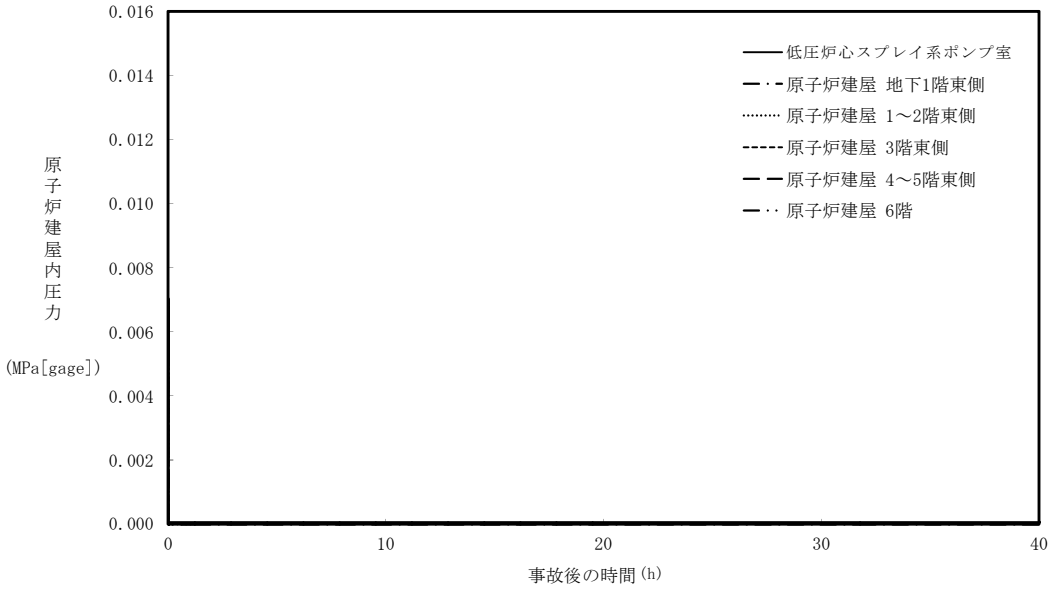
別第 9-6 図　原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



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
ＩＳＬＯＣＡ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。

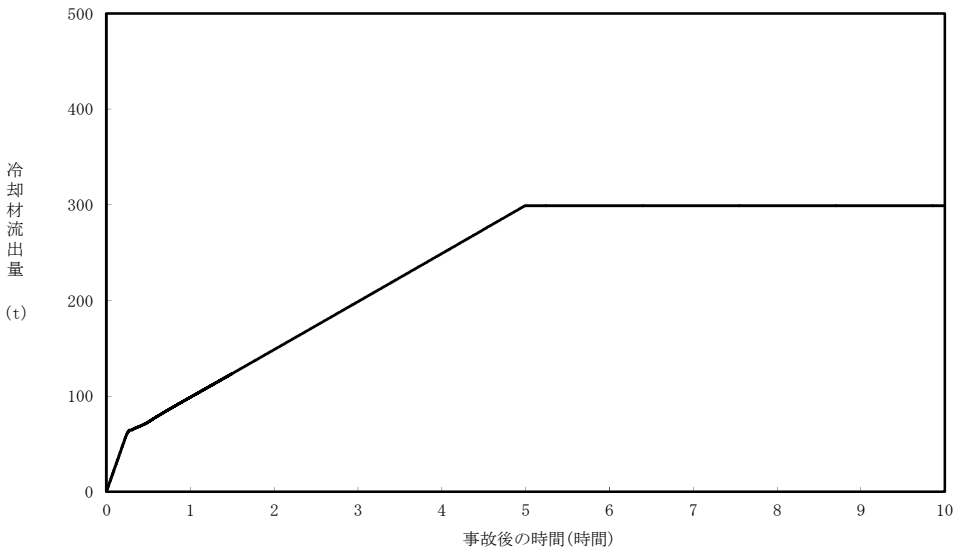
2. 評価結果

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。

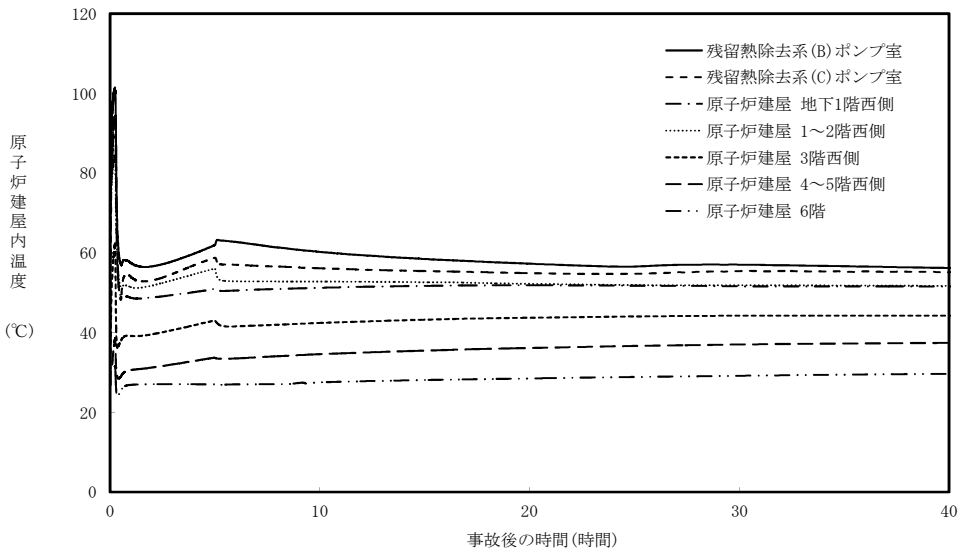
別第 10-1 図に示すとおり,現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 300t である。また，別第 10-2 図及び別第 10-3 図に示すとおり，原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 44℃である。ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の比較を別第 10-1 表に示す。

別第 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

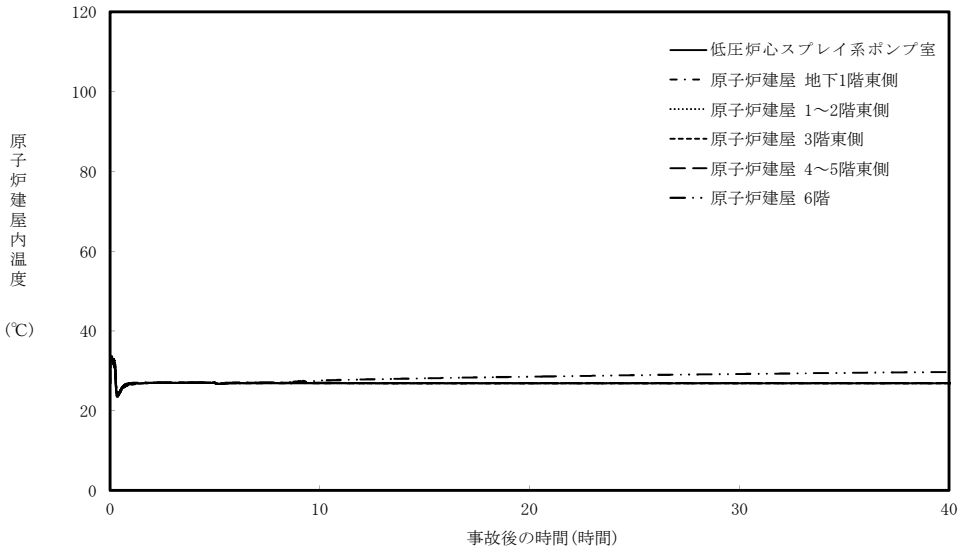
項　目	期待する場合	期待しない場合
原子炉冷却材の漏えい量	300t	300t
事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値	41℃	44℃



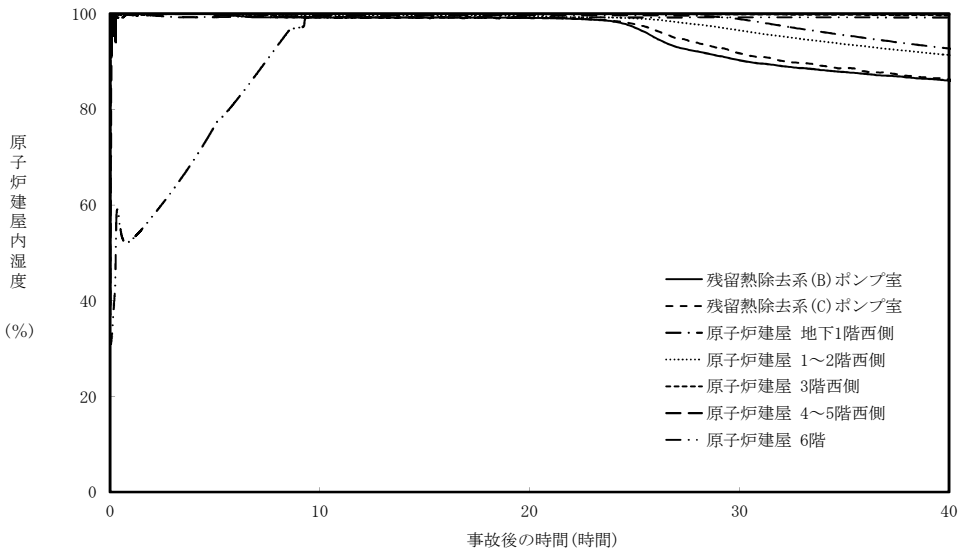
別第 10-1 図　原子炉冷却材の積算漏えい量の推移



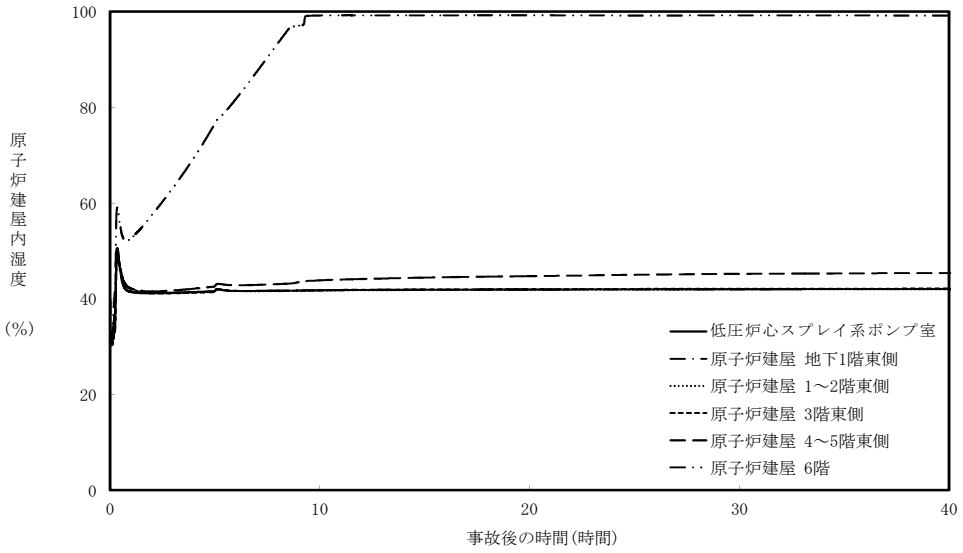
別第 10-2 図　原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



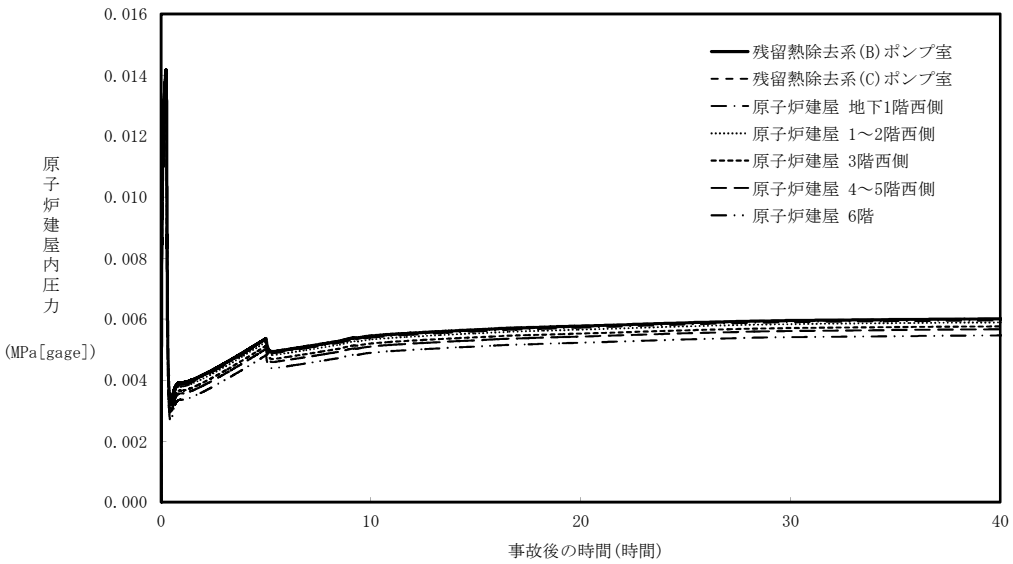
別第 10-3 図　原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



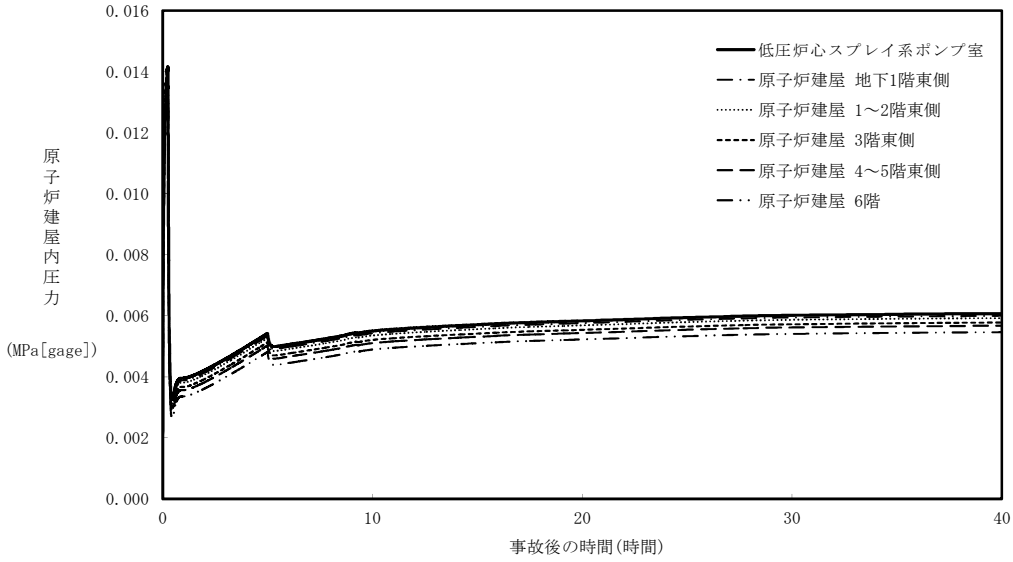
別第 10-4 図　原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



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）

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

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。

$$D = 6.2\times10^{-14}\cdot\frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}}E_{\gamma}\cdot\left(1-e^{-\mu\cdot R}\right)\cdot3600$$

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　$\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot Gy}{MeV\cdot Bq\cdot s}\right)$

Q_{γ}　　：原子炉建屋原子炉棟内放射性物質量

（Bq：γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

$V_{R/B}$　：原子炉建屋原子炉棟空間体積（85,000m^3）

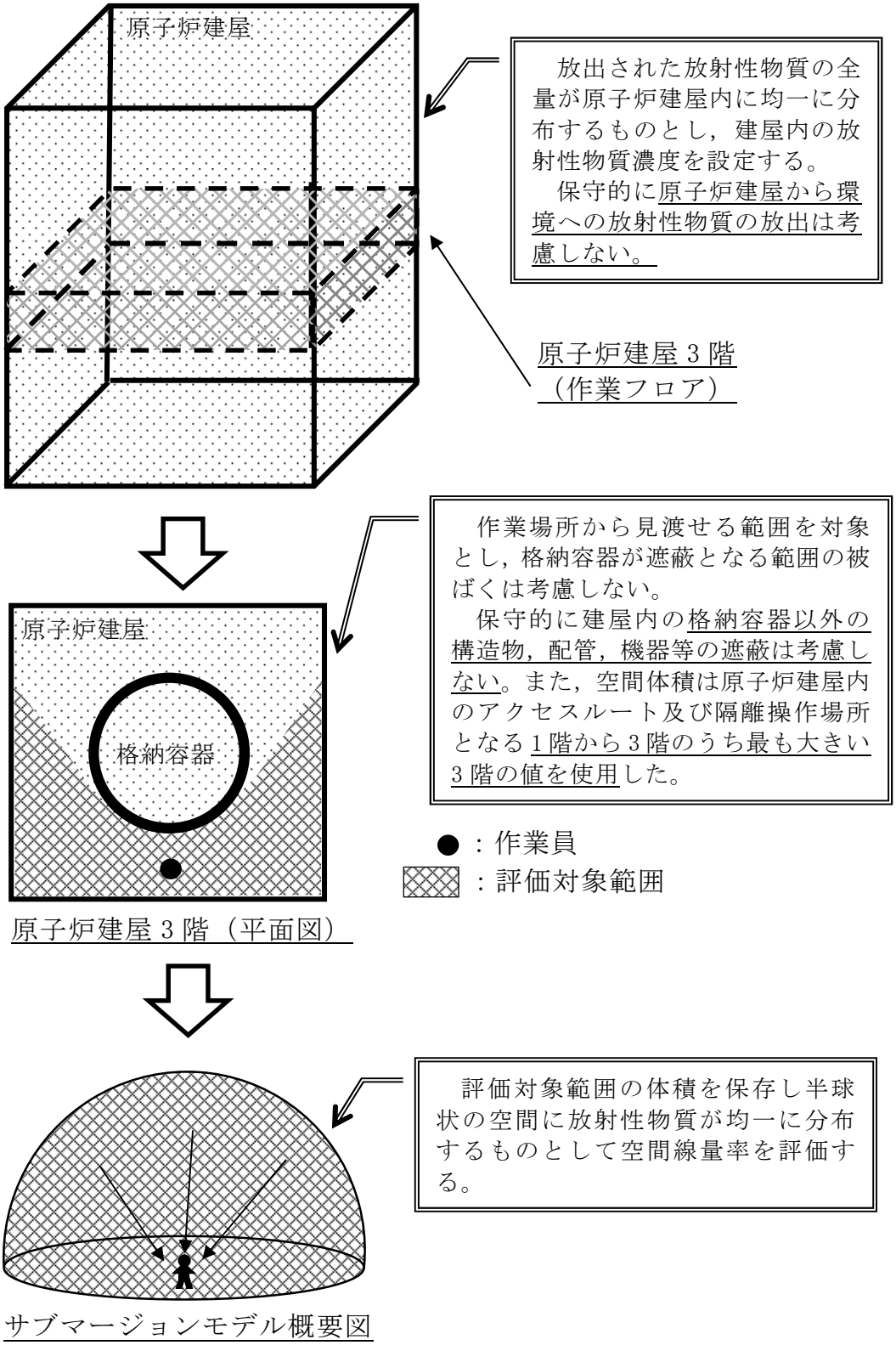
E_{γ}　　：γ線エネルギ（0.5MeV／dis）

μ　　：空気に対するγ線のエネルギ吸収係数（3.9×10^{-3}／m）

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

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

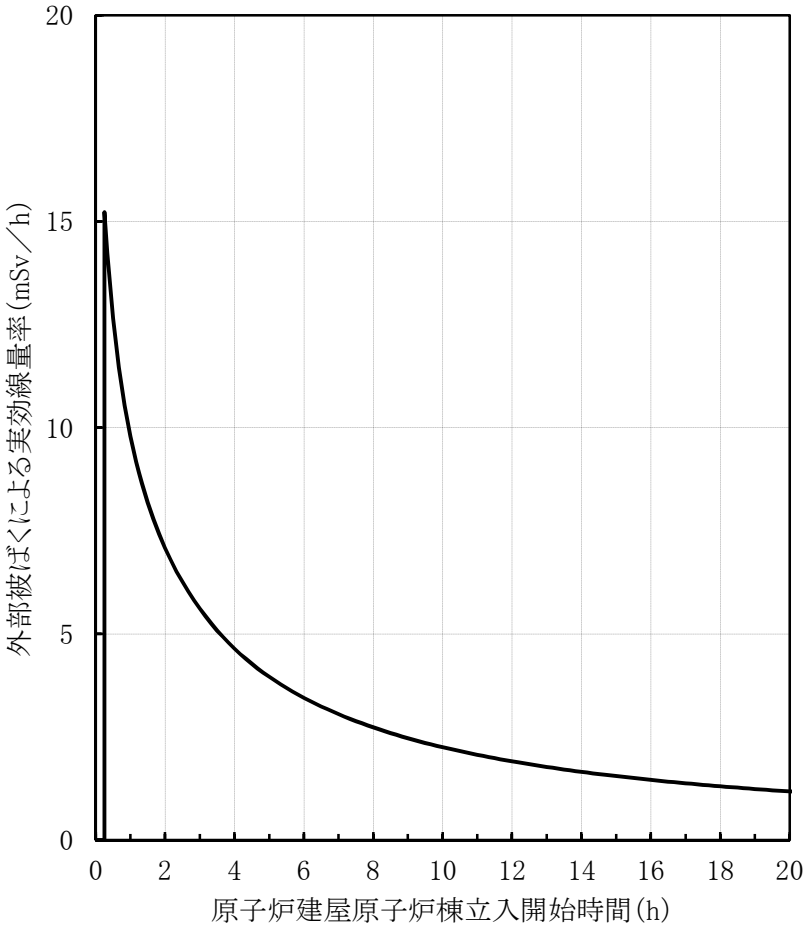
V_{OF}　：評価対象エリア（原子炉建屋原子炉棟地上 3 階）の体積（5,000m^3）



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　ＩＳＬＯＣＡ時の放出量

核　種	収　率 (%)	崩壊定数 (d^{-1})	γ線実効エネルギ (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギ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，ＩＳＬＯＣＡ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，「ＬＯＣＡ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

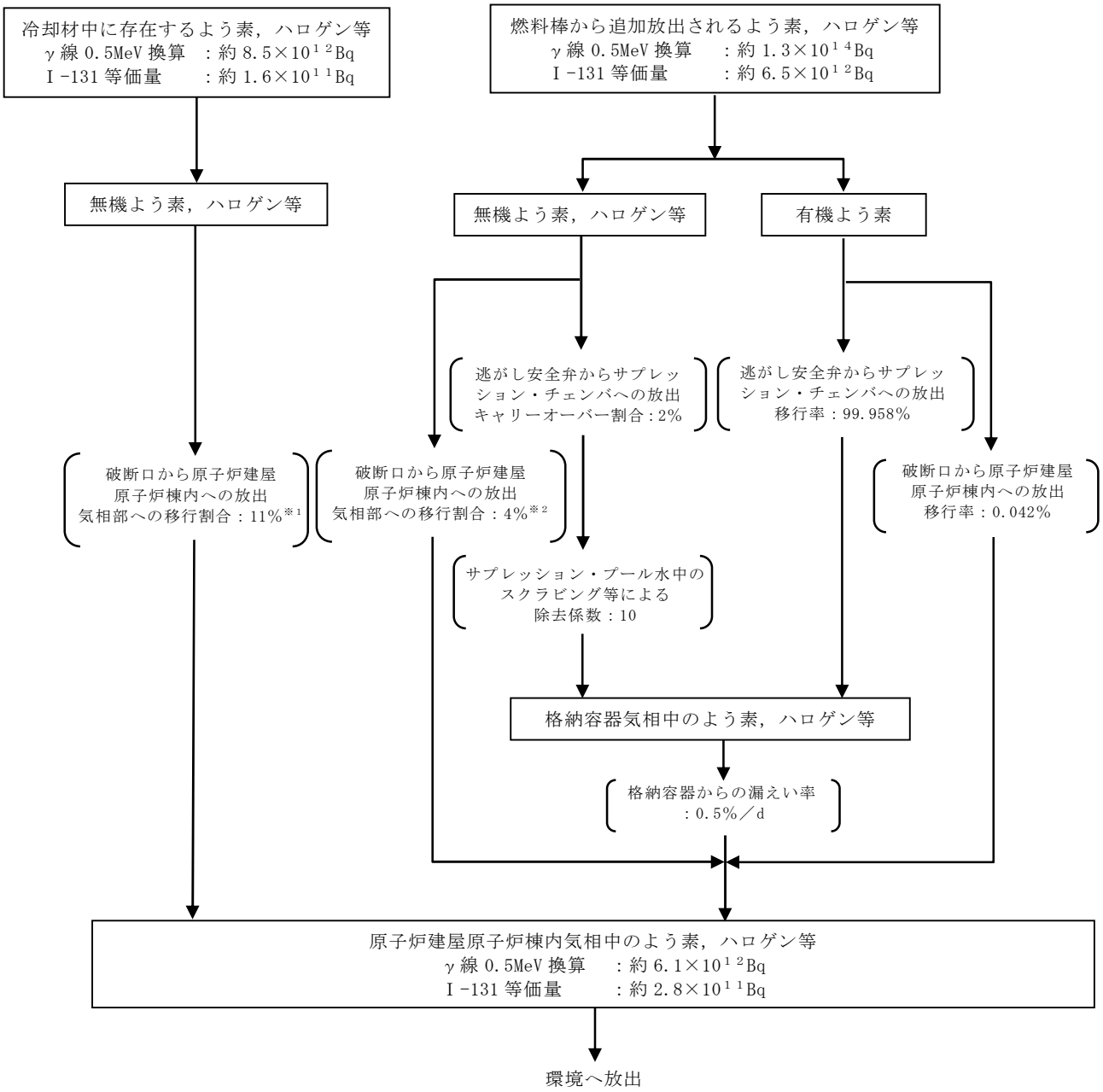
項　目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数（日）	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量（Ｉ－131）(Bq)	3.7×10^{12}	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し，その他の核種はその組成を平衡組成として求め，希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度（Ｉ－131）(Bq／g)	1.5×10^{2}	I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し，その組成を拡散組成とする。（運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度（5.6×10^{-1}Bq／g）を十分に包絡する値である。）
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ＳＡＦＥＲ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 Plan6.5.5 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 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}

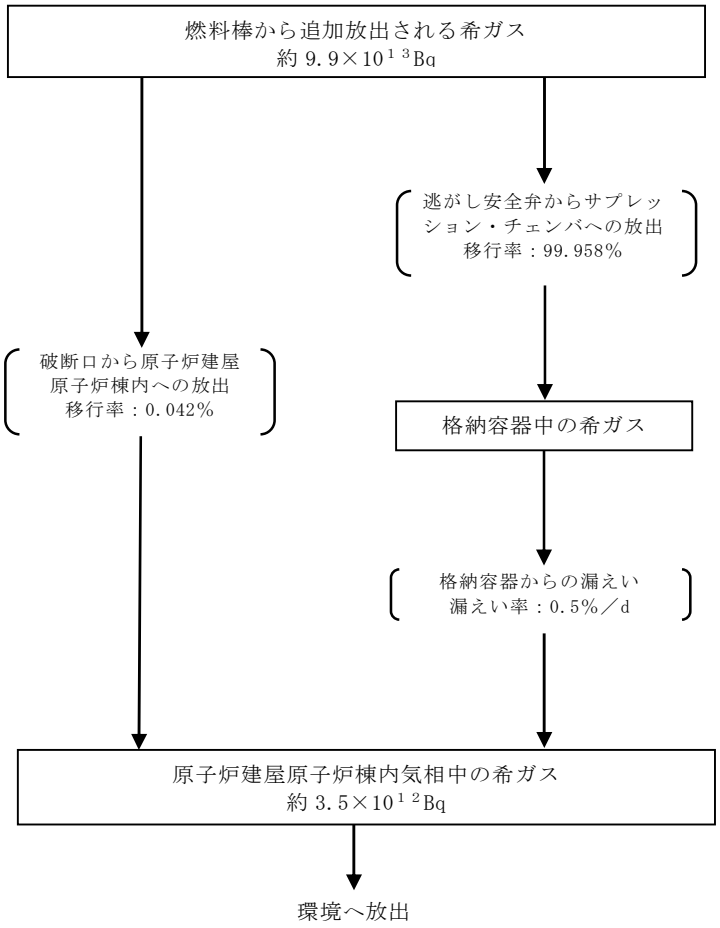
別第 11-5 表　大気拡散条件（地上放出）

核　種	放出量（Bq）
相対濃度（χ／Ｑ） （s／m^3）	非居住区域境界：2.9×10^{-5} 敷地境界　　：8.2×10^{-5}
相対線量（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 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	－	

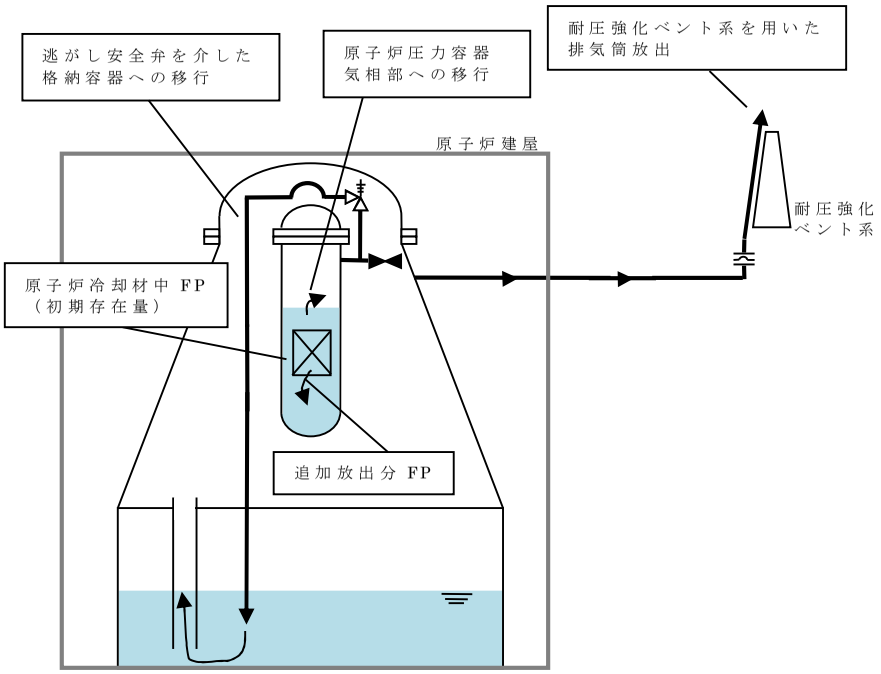
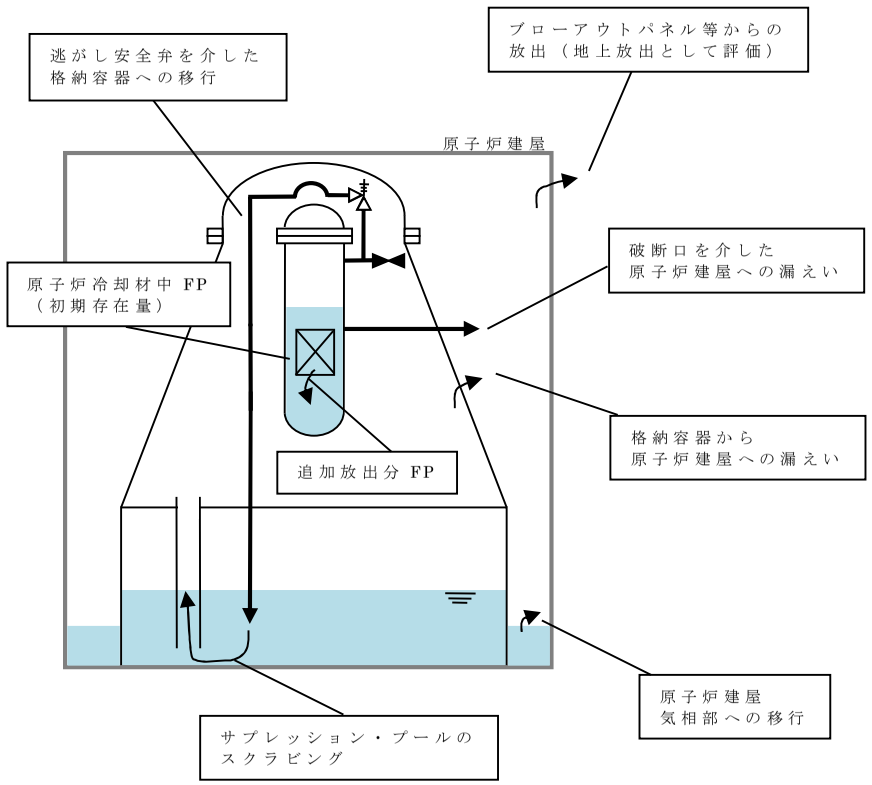
（※1Ci＝3.7×10^{10}Bq）

「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」と「インターフェイスシステムＬＯＣＡ」の非居住区域境界及び敷地境界線量評価の条件の差について

「ＬＯＣＡ時注水機能喪」では，格納容器ベント時の非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価しているのに対し,「インターフェイスシステムＬＯＣＡ」（以下「ＩＳＬＯＣＡ」という。）では破断口からの流出及び格納容器からの漏えいによって原子炉建屋原子炉棟に放出された核分裂生成物がブローアウトパネル等から大気に放出された場合の非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価している。

両者の放出経路の違いについて別第 12-1 表に,評価条件の差異について別第 12-2 表に示す。

別第 12-1 表　放出経路の違いについて

ＬＯＣＡ時注水機能喪失	ＩＳＬＯＣＡ
	

別第 12-2 表　評価条件の差異について（1／2）

項　目	主要解析条件		差異の理由
	ＬＯＣＡ時 注水機能喪失	ＩＳＬＯＣＡ	
原子炉運転日数（日）	2,000	2,000	－
追加放出量（Ｉ－131）（Bq）	2.2×10^{14}	3.7×10^{12}	隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時にも，構造健全性評価を実施した結果，構造健全性が維持されることから，ＩＳＬＯＣＡの追加放出量には実績ベースの値を用いて現実的な放出量を設定している。
冷却材中濃度（Ｉ－131）（Bq／g）	4.6×10^{3}	1.5×10^{2}	隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時にも，構造健全性評価を実施した結果，構造健全性が維持されることから，ＩＳＬＯＣＡの冷却材中濃度には実績ベースの値を用いて現実的な放出量を設定している。
主蒸気中への移行割合（ハロゲン）（%）	よう素：2 よう素以外：－	2	ＬＯＣＡ時注水機能喪失では，よう素以外のハロゲン等の核種は実効線量に対する寄与割合が小さいため考慮していない。
主蒸気中への移行割合（ハロゲン以外）（%）	－	0.1	
燃料棒から追加放出されるよう素の割合（%）	無期よう素：96 有機よう素：4	無期よう素：96 有機よう素：4	－
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへの移行率（%）	100	無期よう素， ハロゲン等：100 有機よう素：99.958	ＩＳＬＯＣＡでは，破断口から原子炉建屋原子炉棟への放出経路を考慮しているため，逃がし安全弁からの移行率は原子炉建屋原子炉棟への移行率分だけ100%より小さくなる。 なお，無機よう素，ハロゲン等は保守的に原子炉建屋原子炉棟とサプレッション・チェンバともに 100%移行するものとしている。
破断口から原子炉建屋原子炉棟への移行率（%）	－	無期よう素， 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	考慮しない	10	ＬＯＣＡ時注水機能喪失では，核分裂生成物がサプレッション・チェンバを介さずに破断口を介して原子炉圧力容器からドライウェルへ移行し，そのままドライウェルベントにより大気に放出される経路が存在することを考慮して，保守的にスクラビングによる除染を考慮していない。
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	同左	－
破断口から原子炉建屋原子炉棟へ移行した冷却材中の放射性物質の気相部への移行割合（%）	－	11	ＩＳＬＯＣＡでは，破断口から原子炉建屋原子炉棟への放出経路を考慮しており，原子炉建屋に放出された原子炉冷却材は減圧沸騰により気相に移行することを想定している。
破断口から原子炉建屋原子炉棟へ移行した追加放出される放射性物質の冷却材から気相への移行割合（%）	－	4	

別第 12-2 表　評価条件の差異について（2／2）

項　目		主要解析条件		差異の理由
		ＬＯＣＡ時 注水機能喪失	ＩＳＬＯＣＡ	
格納容器からの漏えい率 （％／d）		考慮しない	0.5	ＬＯＣＡ時注水機能喪失では，格納容器から原子炉建屋原子炉棟に移行した放射性物質による実効線量の寄与割合が小さいため，考慮していない。
大気拡散条件	χ／Ｑ （s／m^3）	2.0×10^{-6} （排気筒放出）	2.9×10^{-5} （地上放出）	放出経路を考慮して，ＬＯＣＡ時注水機能喪失では，耐圧強化ベント系による排気筒放出を考慮している。
	Ｄ／Ｑ （Gy／Bq）	8.1×10^{-20} （排気筒放出）	4.0×10^{-19} （地上放出）	

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

<table>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">屋外作業</td><td colspan="4">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</td><td colspan="2">燃料の給油準備・給油作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">補給準備作業</td><td colspan="2">補給作業</td><td rowspan="2">給油準備作業</td><td rowspan="2">給油作業</td></tr>
<tr><td>ポンプ設置等作業</td><td>ホース敷設等作業</td><td>補給準備作業</td><td>補給監視作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量評価点</td><td>西側淡水貯水設備
付近</td><td>代替淡水貯槽
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間帯</td><td colspan="4">格納容器ベント実施３時間後以降</td><td colspan="2">格納容器ベント実施３時間後以降</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間（移動時間含む）</td><td>75 分
（約 1.3 時間）</td><td>65 分
（約 1.1 時間）</td><td>20 分
（約 0.4 時間）</td><td>360 分
（6.0 時間）※1</td><td>90 分
（1.5 時間）</td><td>175 分（25 分×7 回）
（約 2.9 時間）</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量率
（格納容器ベント実施３時間後）</td><td>約 6.0mSv／h</td><td>約 15mSv／h</td><td colspan="2">約 6.0mSv／h</td><td colspan="2">約 6.0mSv／h</td></tr>
<tr><td colspan="2">実効線量（マスク考慮）</td><td colspan="4">約 61mSv</td><td colspan="2">約 26mSv</td></tr>
<tr><td rowspan="3">主な評価条件</td><td>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</td><td colspan="6">・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは，建屋の形状等を考慮し，直接ガンマ線については，ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線については，ＡＮＩＳＮコード及びＧ３３-ＧＰ２Ｒコードを用いて作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>大気中へ放出される放射性物質</td><td colspan="6">・大気中へ放出された放射性物質による被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質</td><td colspan="6">・格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは，フィルタ装置の位置，形状等を考慮して作業員の実効線量を評価
・評価に当たっては，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた</td></tr>
</table>

※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
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 ホース積込み，移動，ホース荷卸し 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 ポンプ等設置作業　75分 （西側淡水貯水設備周辺作業） 補給準備 補給開始 ホース敷設等作業　65分 （代替淡水貯槽周辺作業） 補給準備作業 20分 （西側淡水貯水設備周辺作業）		
燃料の給油準備作業	2名		燃料の給油準備作業　90分（西側淡水貯水設備周辺）	

作業内容	対応要員数	10時間	20時間	25時間
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 120分	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。

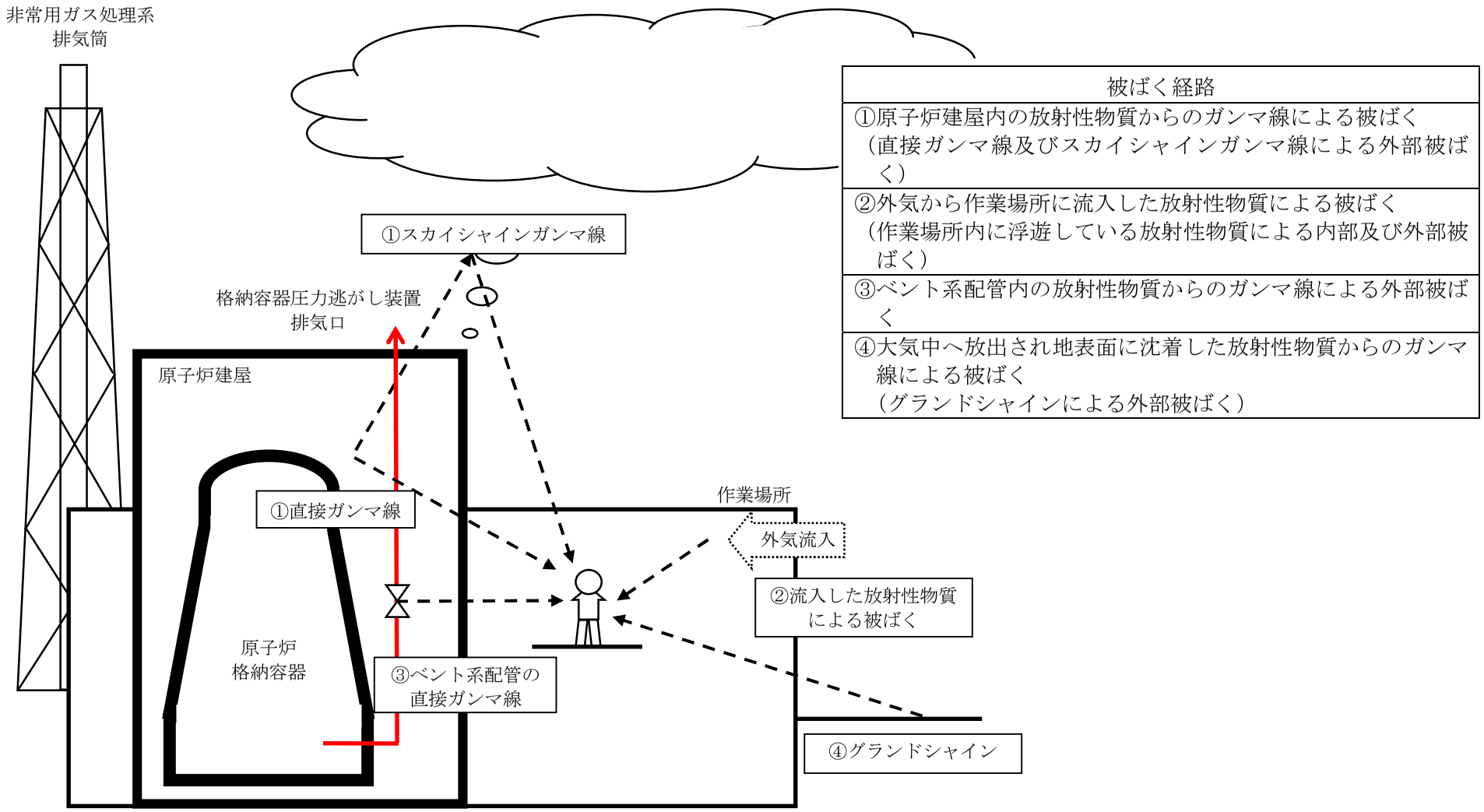
e．作業開始時間

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。



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）	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_\gamma \cdot \chi / Q \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ D ：放射線量率（Sv/h） Q_γ ：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_γ ：ガンマ線エネルギ（0.5 MeV/dis） μ ：空気に対するガンマ線エネルギ吸収係数 （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（m^3）	—
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） 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	1.2 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）

<table>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">被ばく経路</td><td colspan="2">非常用母線接続作業</td></tr>
<tr><td>移動時</td><td>作業時</td></tr>
<tr><td colspan="2">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</td><td>約3.1×10^{0}</td><td>約2.1×10^{0}</td></tr>
<tr><td rowspan="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</td><td>外部被ばく</td><td>約6.6×10^{0}</td><td>約6.6×10^{0}</td></tr>
<tr><td>内部被ばく</td><td>約2.2×10^{1}</td><td>約2.2×10^{1}</td></tr>
<tr><td colspan="2">大気中へ放出され地表面に沈着した
放射性物質からのガンマ線による被ばく</td><td>約1.2×10^{1}</td><td>約1.2×10^{1}</td></tr>
<tr><td colspan="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</td><td>約1.4×10^{-1}</td><td>約4.0×10^{-3}</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量率</td><td>約4.4×10^{1}</td><td>約4.3×10^{1}</td></tr>
</table>

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

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ェル（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[redacted]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ＬＯＣＡ＋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畳を考慮）	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2.2×10^{19}Bq よう素類　　：約2.8×10^{19}Bq ＣｓＯＨ類　：約1.1×10^{18}Bq Ｓｂ類　　：約1.3×10^{18}Bq TeO_2類　：約6.7×10^{18}Bq ＳｒＯ類　　：約1.2×10^{19}Bq ＢａＯ類　　：約1.2×10^{19}Bq MoO_2類　：約2.4×10^{19}Bq CeO_2類　：約7.4×10^{19}Bq La_2O_3類　：約5.5×10^{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ＡＢＷＲ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	ＭＡＡＰ解析結果
原子炉格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内ｐＨ制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため，保守的に設定
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）

<table>
<tr><th>項　目</th><th colspan="3">評価条件</th><th>選定理由</th></tr>
<tr><td>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）</td><td colspan="3">1Pd以下：0.9Pdで0.5％／日
1Pd超過：2Pdで1.3％／日</td><td>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）</td></tr>
<tr><td>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）</td><td colspan="3">1.5h後～19.5h後：1.3％／日（一定）
その他の期間　　：0.5％／日（一定）</td><td>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）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果</td><td colspan="3">考慮しない</td><td>保守的に設定</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）</td><td colspan="3">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）</td><td>ＭＡＡＰのＦＰ挙動モデル（補足2参照）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）</td><td colspan="3">考慮しない</td><td>保守的に設定</td></tr>
<tr><td rowspan="2">原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）</td><td colspan="3">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）</td><td>ＣＳＥ実験及びStandard Review Plan 6.5.2※2に基づき設定（補足3参照）</td></tr>
<tr><td colspan="3">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）</td><td>Standard Review Plan6.5.5※3に基づき設定（補足４参照）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td><td>希ガス類
ＣｓＩ類
ＣｓＯＨ類
Ｓｂ類
TeO_2類
ＳｒＯ類
ＢａＯ類
MoO_2類
CeO_2類
La_2O_3類</td><td>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}</td><td>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}</td><td>ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465※4に基づき設定（補足５参照）</td></tr>
</table>

別紙 17－5

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		Ｓ／Ｃベント	Ｄ／Ｗベント	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465 に基づき設定（補足５参照）
	希ガス類	：約9.5×10^{-1}	：約9.5×10^{-1}	
	ＣｓＩ類	：約1.0×10^{-6}	：約3.9×10^{-3}	
	ＣｓＯＨ類	：約4.0×10^{-7}	：約7.5×10^{-3}	
	Ｓｂ類	：約8.9×10^{-8}	：約1.4×10^{-3}	
	TeO_2類	：約8.9×10^{-8}	：約1.4×10^{-3}	
	ＳｒＯ類	：約3.6×10^{-8}	：約5.8×10^{-4}	
	ＢａＯ類	：約3.6×10^{-8}	：約5.8×10^{-4}	
	MoO_2類	：約4.5×10^{-9}	：約7.2×10^{-5}	
	CeO_2類	：約8.9×10^{-10}	：約1.4×10^{-5}	
	La_2O_3類	：約3.6×10^{-10}	：約5.8×10^{-6}	
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

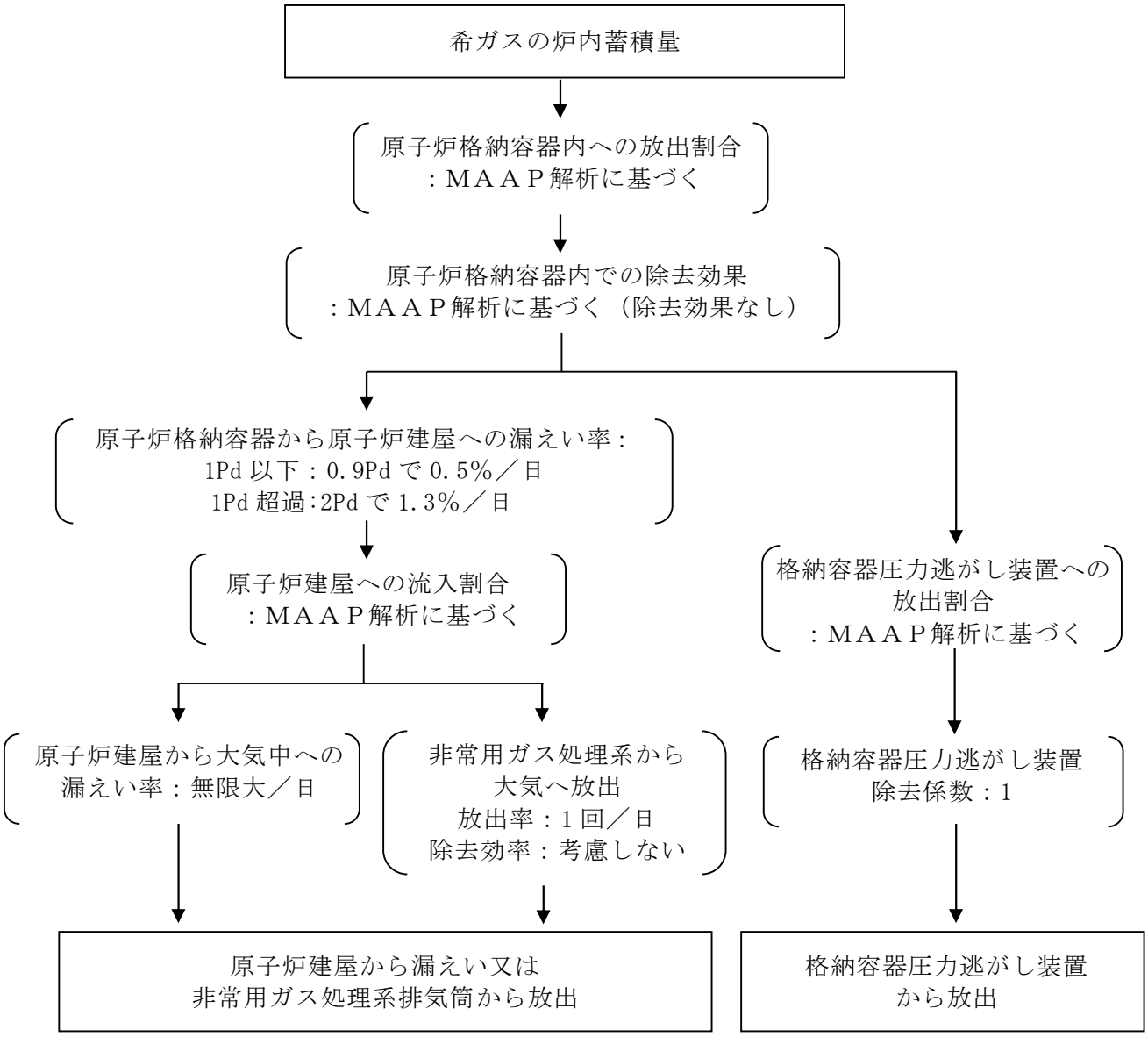
別紙 17－6

※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”,May 2003

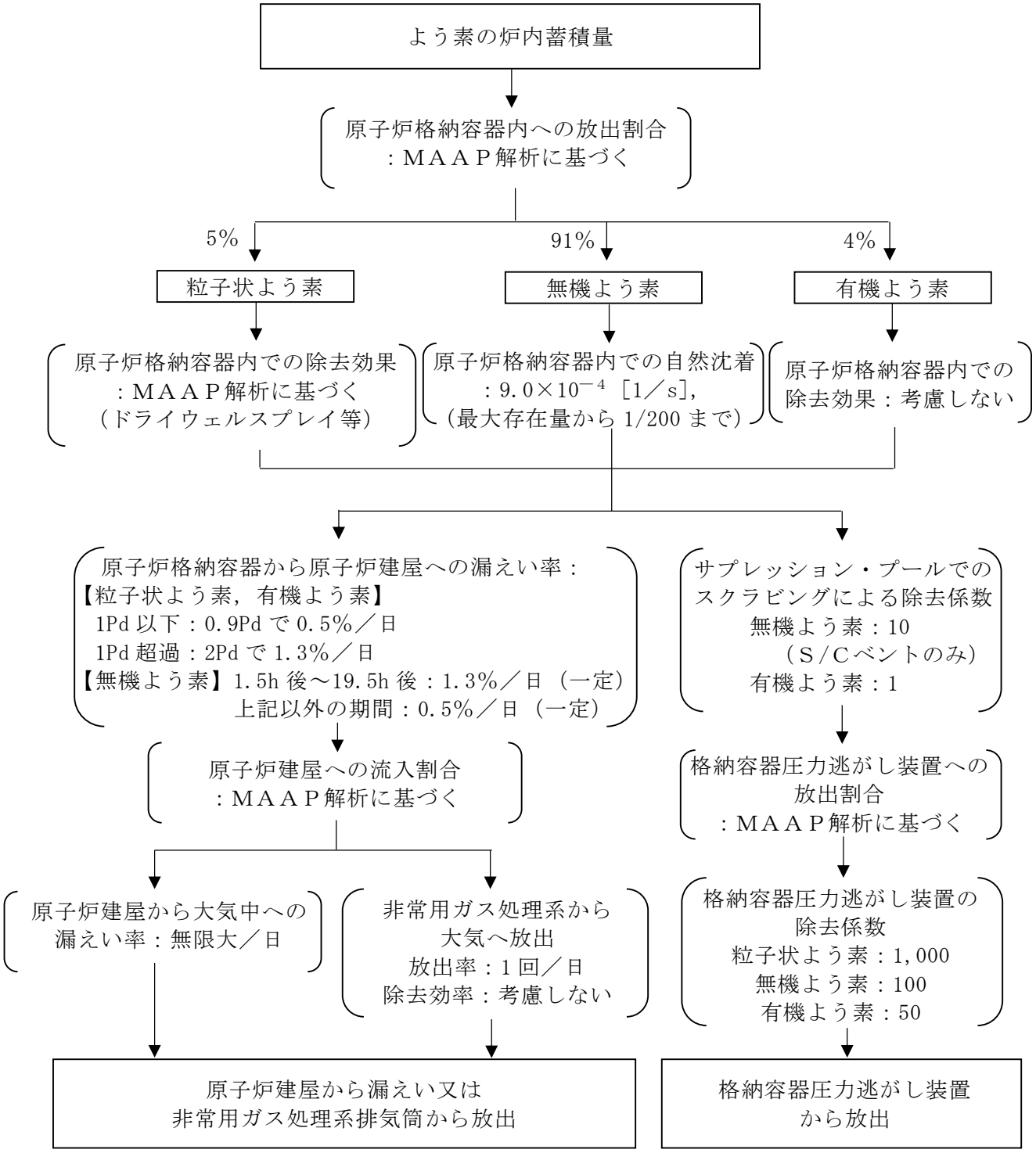
※2 Standard Review Plan6.5.2,“Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”,December 2005

※3 Standard Review Plan6.5.5,“Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”,March 2007

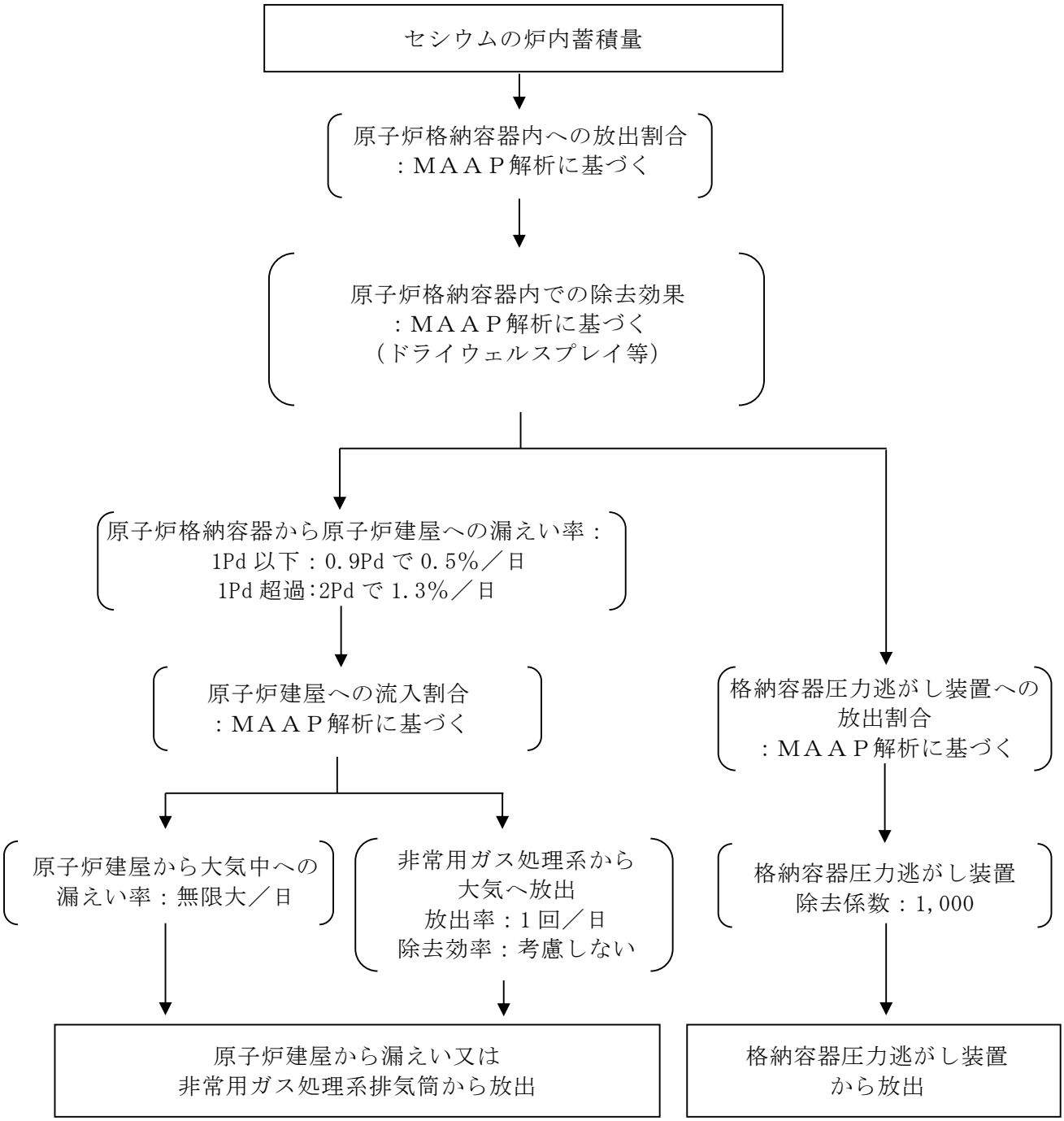
※4 NUREG-1465,“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”,1995



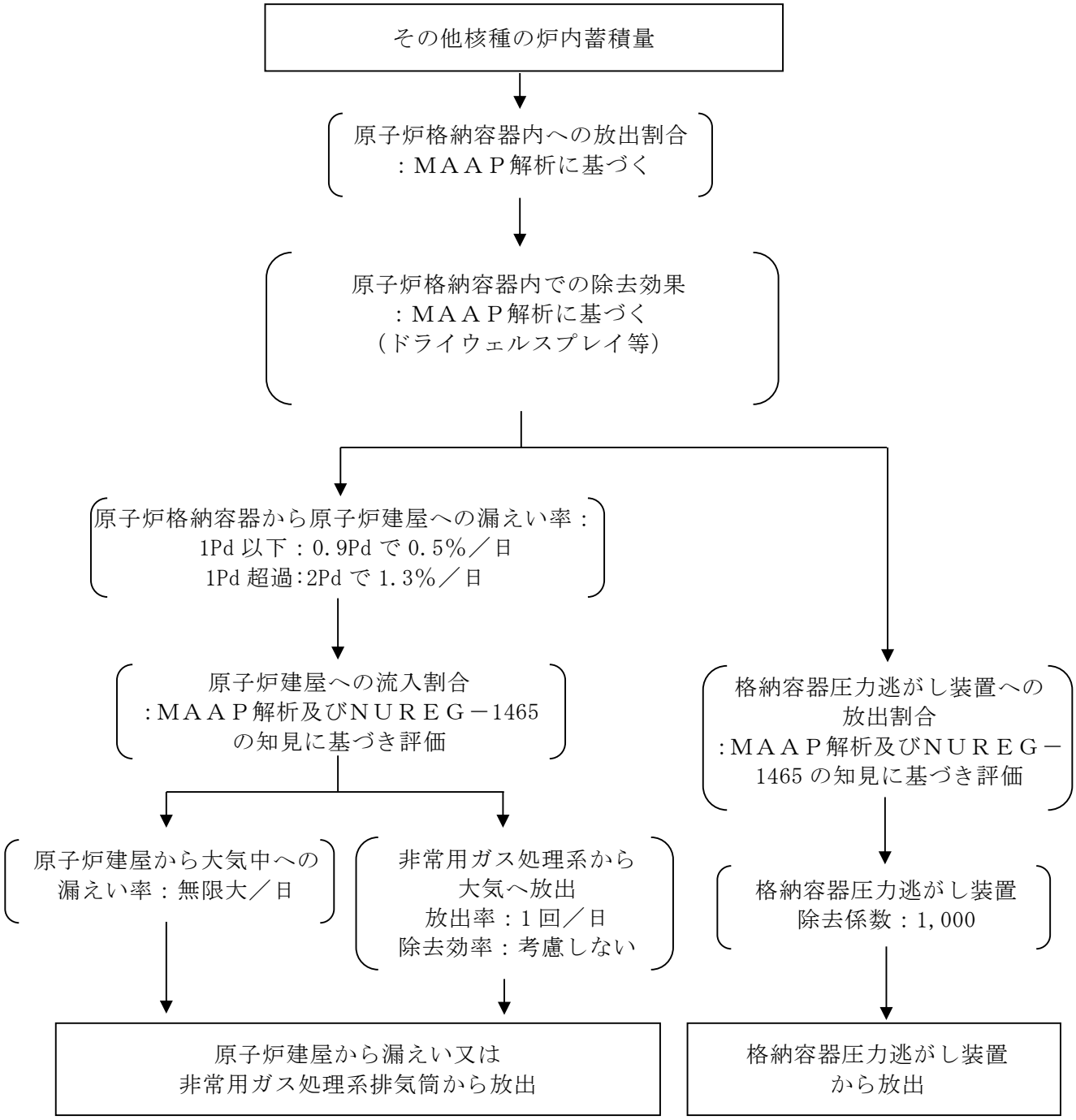
第 1 図　希ガスの大気放出過程



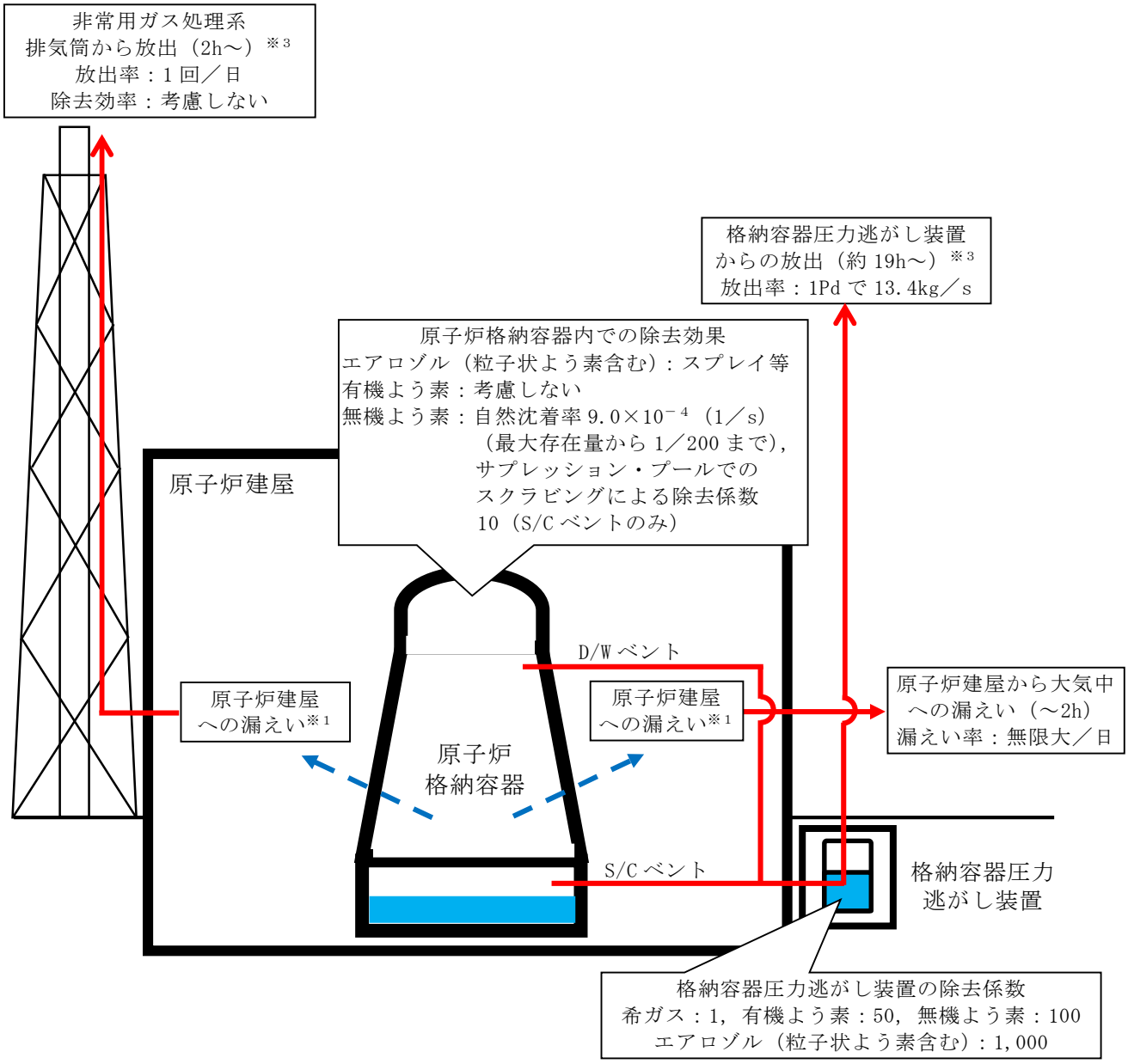
第 2 図　よう素の大気放出過程



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

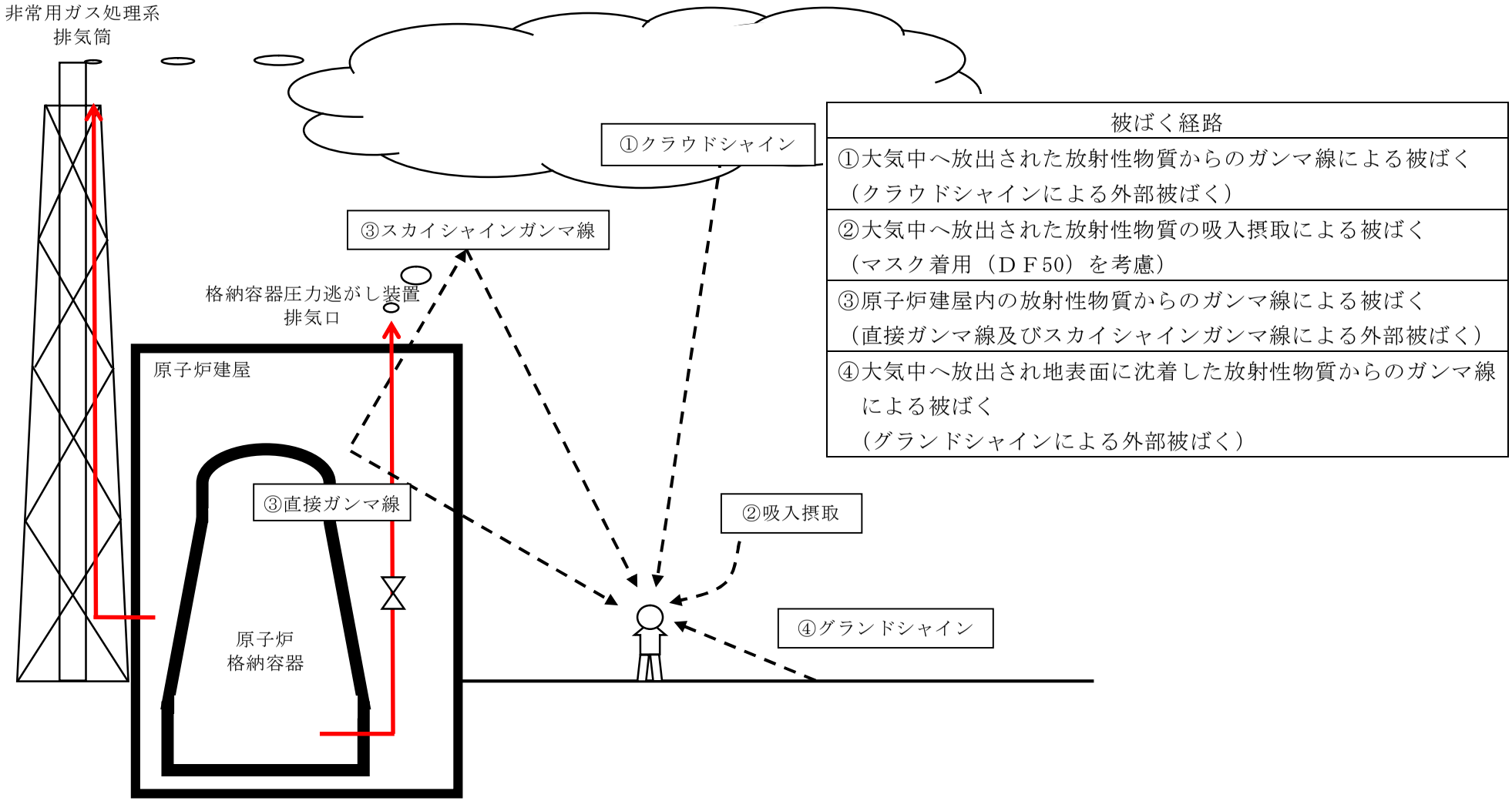


※1　原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd以下：0.9Pdで0.5%／日，1Pd超過:2Pdで1.3%／日
【無機よう素】
1.5h後～19.5h後：1.3%／日（一定），上記以外の期間：0.5%／日（一定）

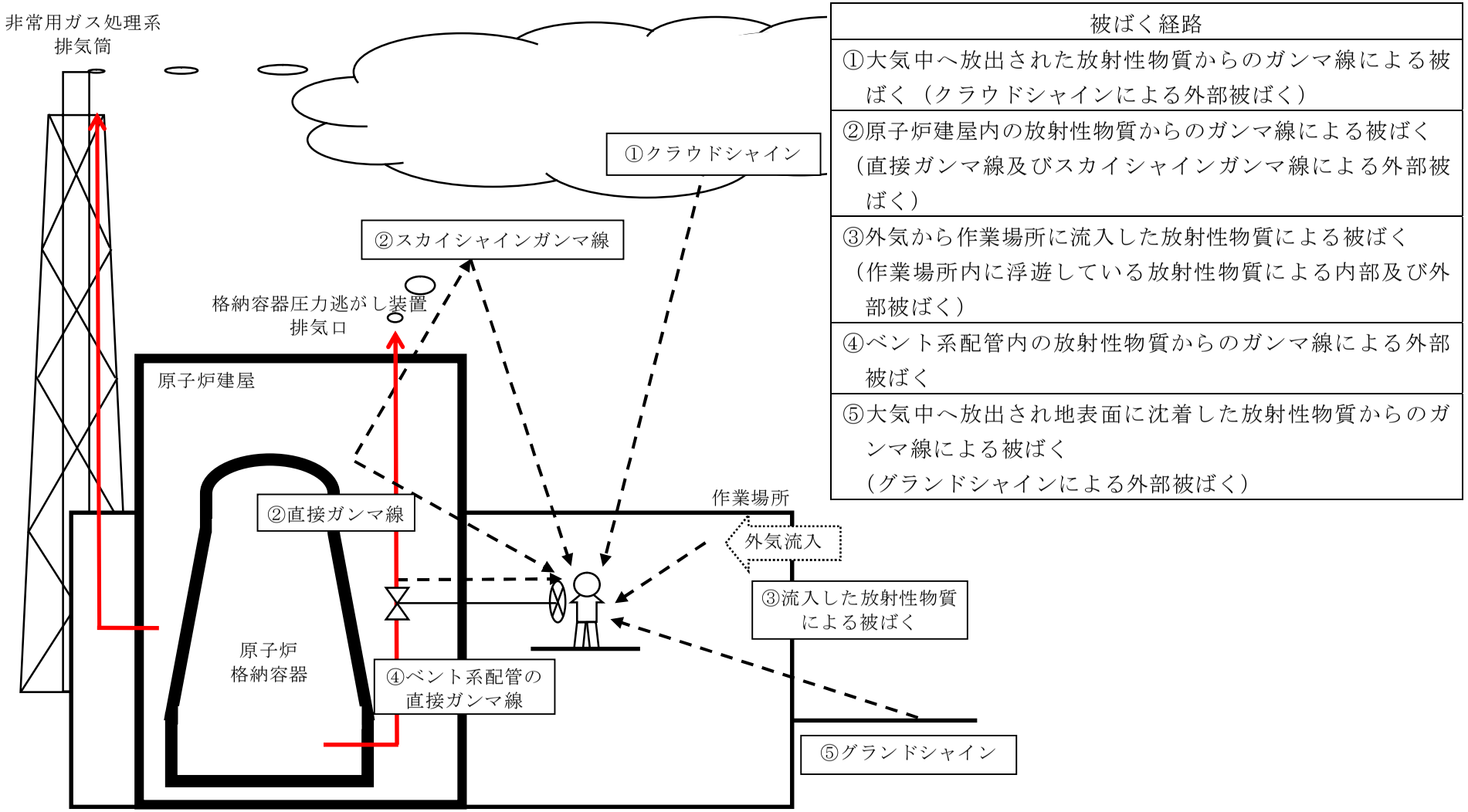
大気への放出経路	0h　▼2h※2　▼19h※3　168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	
非常用ガス処理系排気筒から放出	
格納容器圧力逃がし装置からの放出	

※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。

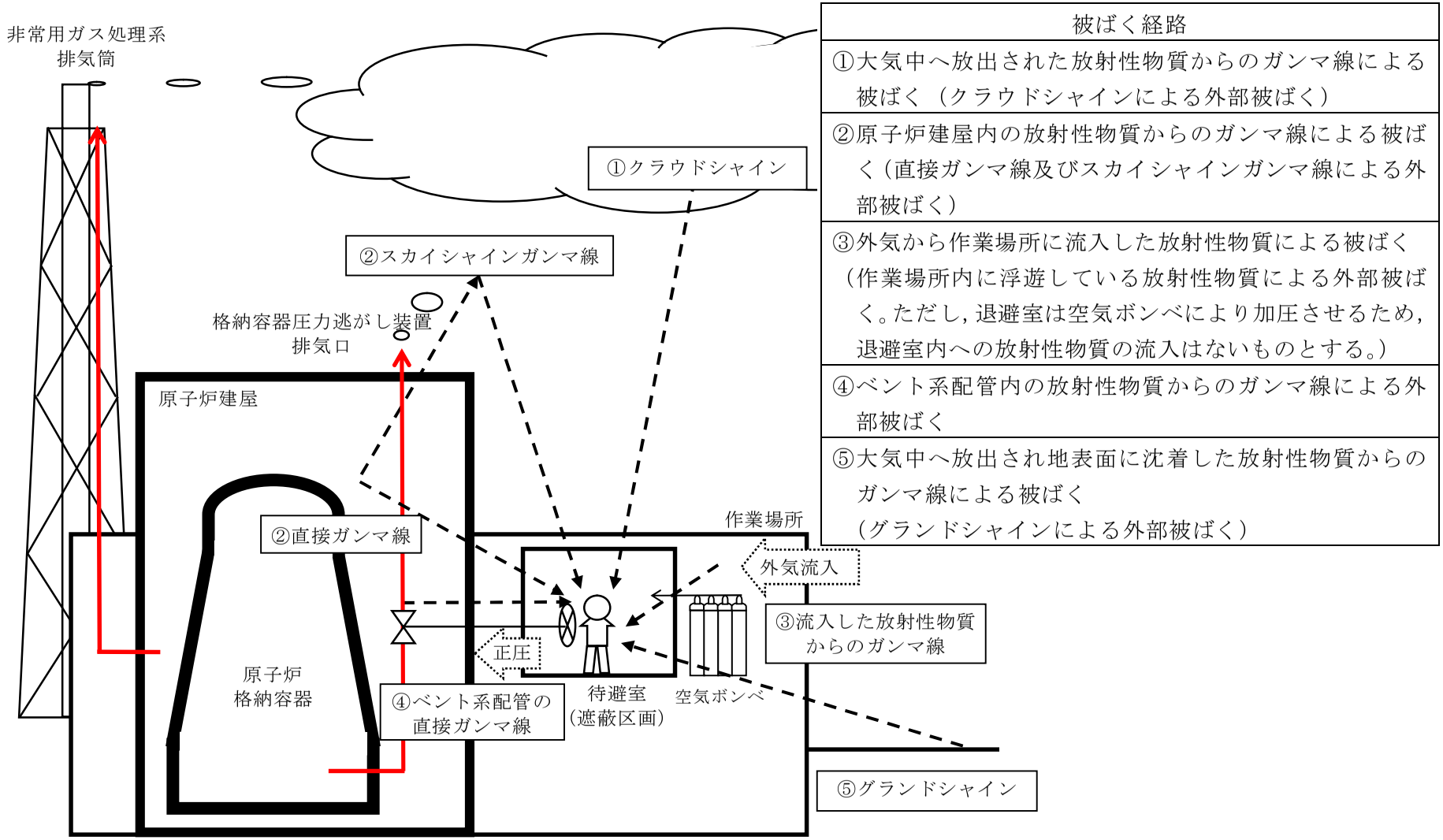
第5図　大気放出過程概略図（イメージ）



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57m 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）	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_\gamma \cdot \chi / Q \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ D　：放射線量率（Sv／h） Q_γ　：大気に放出された放射性物質放出率（Bq／s） （0.5MeV 換算値） E_γ　：ガンマ線エネルギ（0.5MeV／dis） μ　：空気に対するガンマ線エネルギ吸収係数 （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（m^3）	—
作業場所等の空間体積（V_R）	＜Ｓ／Ｃからのベントを行う場合＞ ・第一弁 操作場所　：2,200m^3 屋内移動アクセスルート：2,200m^3 ・第二弁 操作場所　：　590m^3 屋内移動アクセスルート：2,200m^3 ＜Ｄ／Ｗからのベントを行う場合＞ ・第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・第二弁 操作場所　：　590m^3 屋内移動アクセスルート：2,200m^3	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定
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　：[redacted]※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[redacted]（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	[redacted]	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	[redacted]	—
		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
外気から作業場所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	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			
	内部被ばく	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下					
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			約5.2×10^{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	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	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			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1.1×10^{-1}
	内部被ばく							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	外部被ばく	約4.7×10^{0}	約5.2×10^{-2}	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	約4.1×10^{-2}	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		約4.6×10^{-1}	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	
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2.2×10^{-2}	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4.8×10^{-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	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4.8×10^{-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	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	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			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1.5×10^{1}
	内部被ばく							1.0×10^{-2}以下	約1.3×10^{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		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	
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。

補足１　格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は，ＭＡＡＰ内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は，以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力である 310kPa［gage］（1Pd）以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の２種類を設定する。

ただし，ＭＡＡＰ解析においては，よう素の化学組成について考慮されておらず，全て粒子状よう素として扱われることから，無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

1．格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合，設計漏えい率（0.9Pd で 0.5％／日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3\times10^{-6}m^2$）を設定し，ＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2．格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，2Pd で漏えい率 1.3％／日となる等価漏えい面積（約 $7\times10^{-6}m^2$）を設定し，1.と同様にＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3％／日は，以下のＡＥＣの評価式，ＧＥの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は，設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式※1である。格納容器圧力が最高使用圧力の２倍である 620kPa[gage](2Pd)及び格納容器雰囲気温度 200℃までは，

事故後７日間に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器圧力2Pd及び雰囲気温度200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○ＡＥＣの評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 1.28％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
Pt	：	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
Pd	：	設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
Pa	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
Rt	：	事故時の気体定数※2	【523.7J／Kg･K】
Rd	：	空気の気体定数	【287J／Kg･K】
Tt	：	事故時の格納容器雰囲気温度（200℃）	【473.15K】
Td	：	格納容器雰囲気温度（20℃）	【293.15K】

○ＧＥの評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

$$L = L_0\sqrt{\frac{1-\left(\frac{Pa}{Pt}\right)^2}{1-\left(\frac{Pa}{Pd}\right)^2}}$$

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 0.51％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
Pt	：	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
Pd	：	設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
Pa	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0\sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 0.93％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
ρ_t	：	事故時の格納容器内気体の平均密度※3	【2.9kg／m^3】
ρ_d	：	設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度※4	【4.5kg／m^3】
P_t	：	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
P_d	：	設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
P_a	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】

※1　「沸騰水型原子力発電所　事故時の被ばく評価手法について（平成 16 年 1 月）」（株式会社　日立製作所）

※2　事故時の気体定数 R_t は，以下の式により算出した。

R_t［J／kg･K］＝モル気体定数約 8.314［J／K・mol］／平均分子量M［kg／mol］

ＡＥＣの評価式より，事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また，上記計算式より，事故時の気体定数は，平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素，窒素及び水蒸気で構成されるため，分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり，結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり，水素，窒素及び水蒸気のガス組成を 34％：33％：33％とし，水素の割合（34％）は，有効性評価（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」）における水素発生量（約 700kg（内訳：ジルコニウムー水反応 約 325kg，アルミニウム／亜鉛の反応 約 246kg，水の放射線分解 約 115kg））を包含した値であることから，保守的な設定であると考える。

※3　事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_t は，以下の式により算出した。

ρ_t［kg／m^3］＝平均分子量M［kg／mol］×物質量ｎ［mol］／格納容器体積Ｖ［m^3］

定常流の式より，事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また，上記計算式より，事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度は，平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり，保守的な設定であると考える。

※4　原子炉格納容器内気体の平均密度 ρ_d は，以下の式により算出した。

ρ_d［kg／m^3］＝1.205［kg／m^3］×（P_d［Pa］／P_a［Pa］）

1.205［kg／m^3］：乾燥空気密度（20℃）

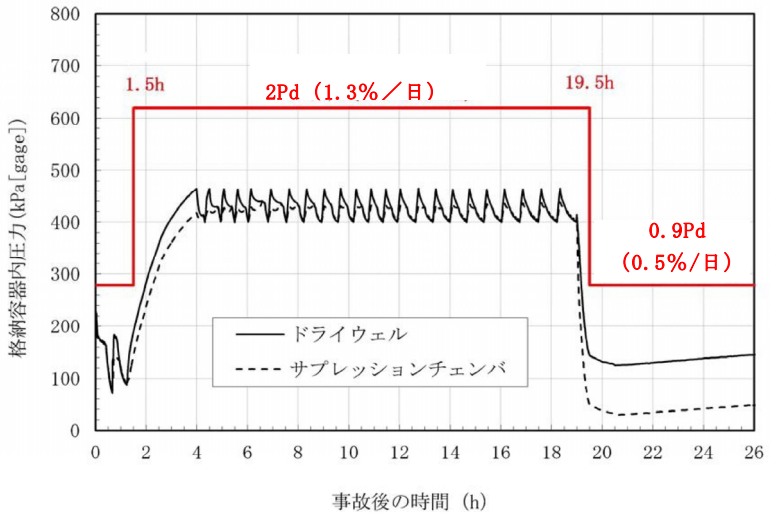
3．無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが，ＭＡＡＰ解析において無機よう素を模擬していないため，ＭＡＡＰ解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては，第 1 図のとおりＭＡＡＰ解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し，その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は，0.9Pd 以下で 0.5％／日，0.9Pd 超過で 1.3％／日を一律に与えるものであり，ＭＡＡＰ解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考える。



第 1 図　格納容器圧力と漏えい率の時間変化
（無機よう素の格納容器漏えい率の設定）

(2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，ＭＡＡＰ解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1.及び 2.に基づき漏えい率を設定する。

補足２　原子炉格納容器内での除去効果について

ＭＡＡＰにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として，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を考慮している。また，沈着については，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，核分裂生成物（以下「ＦＰ」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第５部　ＭＡＡＰ」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第５部　ＭＡＡＰ」（抜粋）

(2) ＦＰの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のＦＰは雰囲気の温度に依存して凝固し，エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のＦＰの輸送においては，熱水力計算から求まる体積流量からＦＰ輸送量を計算する。ＦＰがガス状とエアロゾル状の場合は，気体の流れに乗って，原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したＦＰの場合は，区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また，炉心あるいは溶融炉心中のＦＰの場合は，溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

ＦＰの輸送モデルは上述の仮定に基づいており，炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては，次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたＦＰは，原子炉圧力容器破損前にはＬＯＣＡ破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また，原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からＦＰが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたＦＰはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたＦＰは，気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体，エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のＦＰ輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，ＦＰガス凝縮，ＦＰガス再蒸発を模擬している。なお，沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は，Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて，浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお，Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり，この相関式を使用したＭＡＡＰのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は，水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は，Epsteinのモデルを用い，沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は，原子炉格納容器内でのみ考慮され，流れの中にある構造物に，流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し，沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

ＦＰガスの凝縮は，ＦＰガスの構造物表面への凝縮であり，雰囲気中の気体状ＦＰ圧力がＦＰ飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

ＦＰガスの再蒸発は，凝縮と逆であり，気体状ＦＰの圧力がＦＰの飽和蒸気圧を下回ると，蒸発が起こると仮定している。

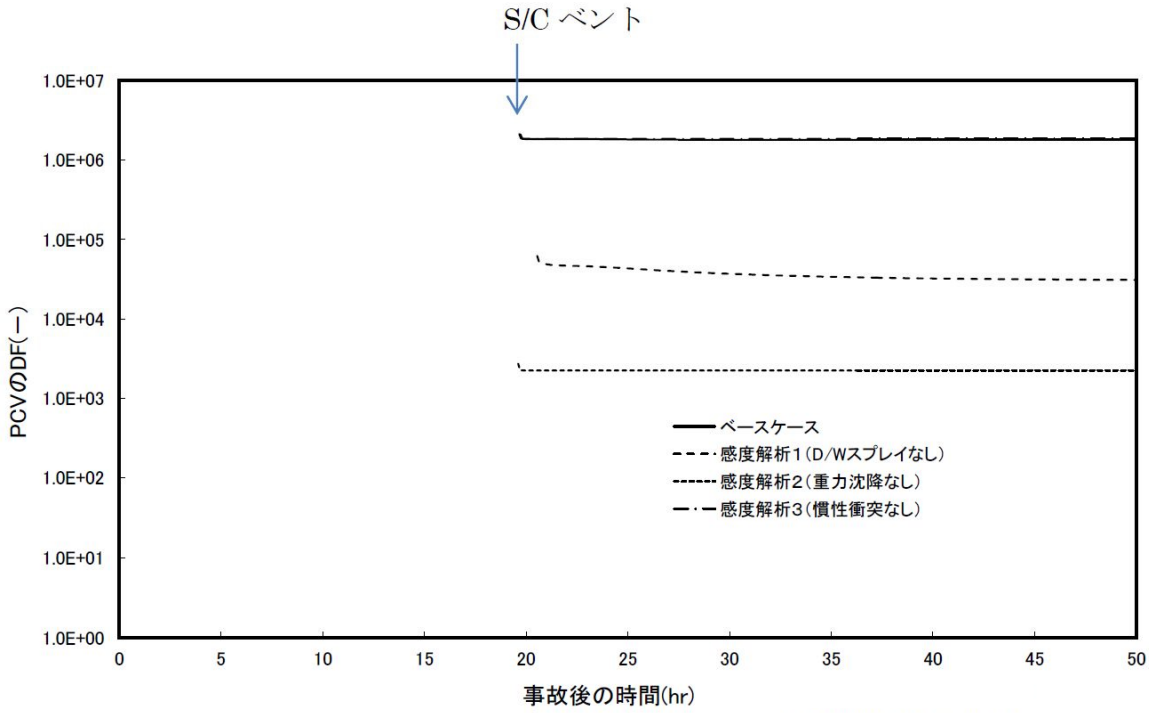
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては，スクラビングによる除染係数（ＤＦ）を設定し，エアロゾル除去効果が計算される。ＤＦの値は，クエンチャ，垂直ベント，水平ベントの３つの種類のスクラビング機器に対し，詳細コードSUPRA[9]を用いて，圧力，プール水深，キャリアガス中の水蒸気質量割合，プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており，これらのデータから求める。

また，格納容器スプレイによるＦＰ除去も模擬しており，スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率，スプレイの液滴径，流量及び落下高さから計算する。

1.　沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため，感度解析を行った。感度解析結果を第１図に示す。なお，感度解析では，以下の式により原子炉格納容器内の除去効果を算出している。

原子炉格納容器内ＤＦ＝原子炉格納容器内へのＣｓＩ放出割合／ベントラインから大気へのＣｓＩ放出割合



第１図　エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第１図より，全除去効果を考慮したベースケースにおけるＤＦ（10^6オーダー）との比較から，重力沈降のＤＦは10^3程度，ドライウェルスプレイのＤＦは10～10^2程度であることがわかる。これより，重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるＤＦは10^4～10^5程度となるため，エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

2.　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

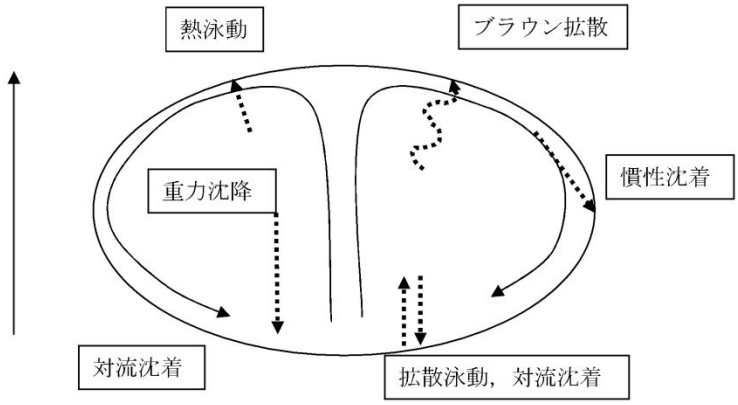
(1)　スクラビング効果について

スクラビングは，エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合，気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは，プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

(2)　ＭＡＡＰ解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について，ＭＡＡＰ解析ではスクラビング計算プログラム（ＳＵＰＲＡコード）により計算されたＤＦ値のデータテーブルに，プール水深，エアロゾルの粒子径，キャリアガス中の水蒸気割合，格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

ＳＵＰＲＡコードでは，スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており，気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度），初期気泡生成時のＤＦ，気泡上昇時のＤＦを評価式により与えている。第２図に，気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルのＤＦを与えている。



第２図　スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3)　ＳＵＰＲＡコードによる計算結果と実験結果の比較について

ＳＵＰＲＡコードによる計算結果については，電力共同研究※1にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第１表及び第３図に示す。また，試験結果を第４図から第10図に示す。

試験結果より，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果と実験結果について，キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるＤＦ値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また，粒径[redacted]μｍまでの粒子について，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果が実験結果より小さいＤＦ値を示しており，保守的な評価であることを確認した。

一方，粒径[redacted]μｍの粒子について，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果が実験結果より大きいＤＦ値を示しているが，これは実験とＳＵＰＲＡコードで用いている粒子の違い（実験：ＬＡＴＥＸ粒子（密度[redacted]g/cm^3），ＳＵＰＲＡコード：ＣｓＯＨ（密度[redacted]g/cm^3））が影響しているためである。ＳＵＰＲＡコードの計算結果を密度補正※2した第７図及び第９図では，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいＤＦ値を示すことが確認できる。

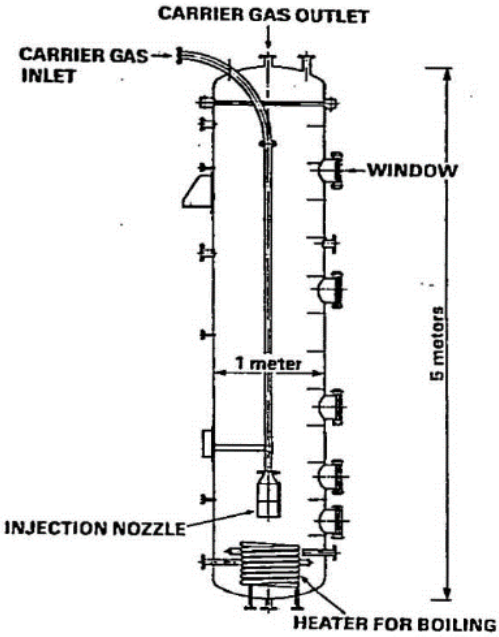
以上より，ＳＵＰＲＡコードにより計算されたＤＦ値を用いることは妥当と考える。

※1　共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（ＰＨＡＳＥ２）最終報告書　平成５年３月

※2　実験ではＬＡＴＥＸ粒子を用いているため，その粒径は[redacted]となる。一方，ＳＵＰＲＡコードではＣｓＯＨの粒径を基にしているため，粒径に粒子密度 [redacted]g／cm^3）の平方根を乗じることにより[redacted]に換算する。

第１表　試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1～15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0～3.8
Hydraulic property	pool water temperature (℃)	80	20～110
	carrier gas temperature (℃)	150	20～300
	steam fraction (vol.%)	50	0～80
	carrier gas flow rate (L/min)	600	300～2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21～1.1	0.1～1.9
	material	LATEX	LATEX,CsI



第３図　試験装置の概要

第４図　キャリアガス流量に対するＤＦの比較

第５図　プール水温に対するＤＦの比較

第６図　水蒸気割合に対するＤＦの比較

第７図　水蒸気割合に対するＤＦの比較（密度補正）

第８図　スクラビング水深に対するＤＦの比較

第９図　スクラビング水深に対するＤＦの比較（密度補正）

第 10 図　ガス温度に対するＤＦの比較

(4)　沸騰による除去効果への影響について

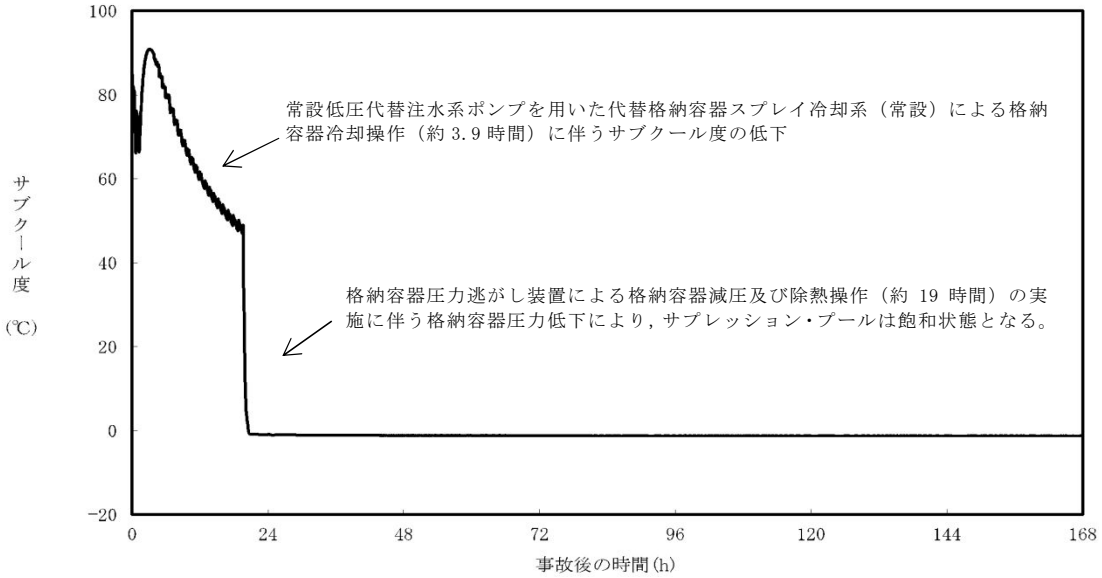
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは,第 11 図のとおり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため，サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。ＭＡＡＰ解析条件及び評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。なお，エアロゾルの粒径については，スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果，第 3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし,「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは，第 12

図のとおり，原子炉圧力容器内のＣｓ－137 は，大破断ＬＯＣＡにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し，その後重力沈降等により，事象発生 5 時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため，本評価においてサプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお，ＣｓＩ，ＣｓＯＨの沸点はそれぞれ 1,280℃，272.3℃以上※2 であり，シビアアクシデント時に原子炉格納容器内でＣｓＩ，ＣｓＯＨが揮発することは考えにくいが，サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のＣｓＩ，ＣｓＯＨの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし，その場合でも，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のＣｓ－137 放出量（事象発生 7 日間で約 18TBq）に包絡されると考えられる。

※2　化合物の辞典　髙本 進・稲本直樹・中原勝儼・山﨑 昶［編集］ 1997 年 11 月 20 日



第 11 図　サプレッション・プールのサブクール度の推移

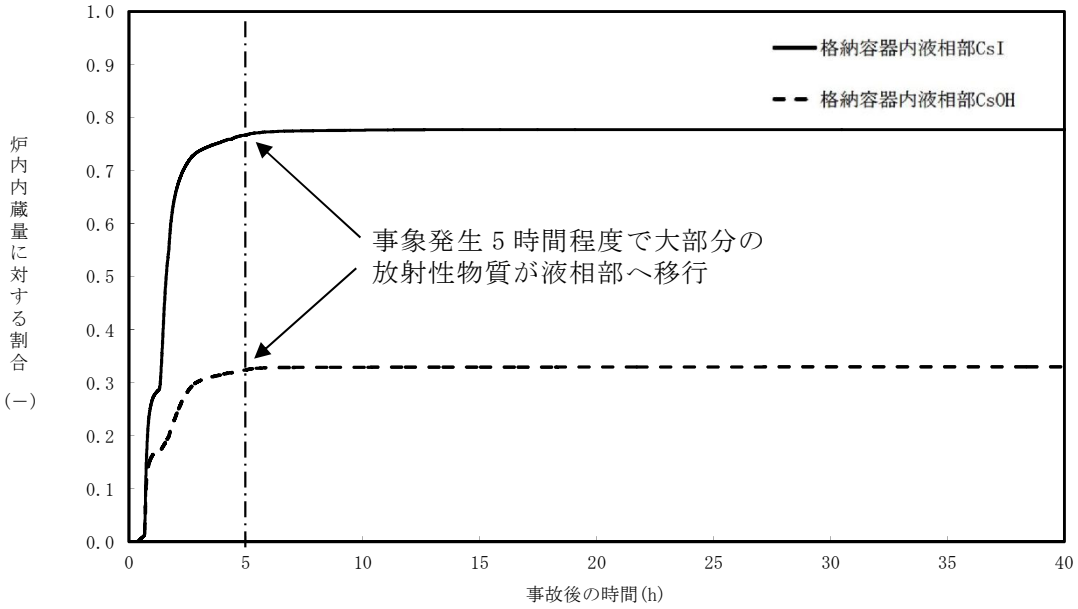
第 2 表　評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	□%	格納容器ベント実施前のドライウェルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	□kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サプレッション・プール水深	□m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	□℃	未飽和状態として設定（設定上限値）
	□℃	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	□μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	□μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ＳＵＰＲＡコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第３表　評価結果

粒径（半径）	ＤＦ	
	未飽和状態 （サブクール度 [redacted] ℃）	飽和状態 （サブクール度 [redacted] ℃）
[redacted] μｍ	[redacted]	
[redacted] μｍ		



第 12 図　原子炉格納容器内液相部中の存在割合

補足３　原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

1．無機よう素の自然沈着率の設定

原子炉格納容器内での無機よう素の除去効果として，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）を用いている。以下に，自然沈着率の算出に関する概要を示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について，財団法人原子力発電技術機構（以下「ＮＵＰＥＣ」という。）による検討「平成９年度ＮＵＲＥＧ－1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年３月）」において，ＣＳＥ（Containment Systems Experiment）A6 実験に基づく値が示されている。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を λ_d（μg／m^3）とすると，原子炉格納容器内における無機よう素濃度 ρ の濃度変化（1／s）は式１で表され，自然沈着率 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて式２のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \qquad \text{（式１）}$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0}\log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \qquad \text{（式２）}$$

なお，ＮＵＰＥＣの報告書では，Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（ＣＳＥ　Ａ６実験）より，時刻 0 分における無機よう素の気相濃度 10^5 μg／m^3 及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 1.995×10^4 μg／m^3 を上式に代入することで，式３のとおり，無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4}（1／s）を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30\times60-0}\log\left(\frac{1.995\times10^4}{10^5}\right) \approx 9.0\times10^{-4} \qquad \text{（式３）}$$

この自然沈着率は，ＢＮＷＬ－1244，“Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report”のＣＳＥ　Ａ６実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分～30 分の濃度変化は，よう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。（第１図参照）

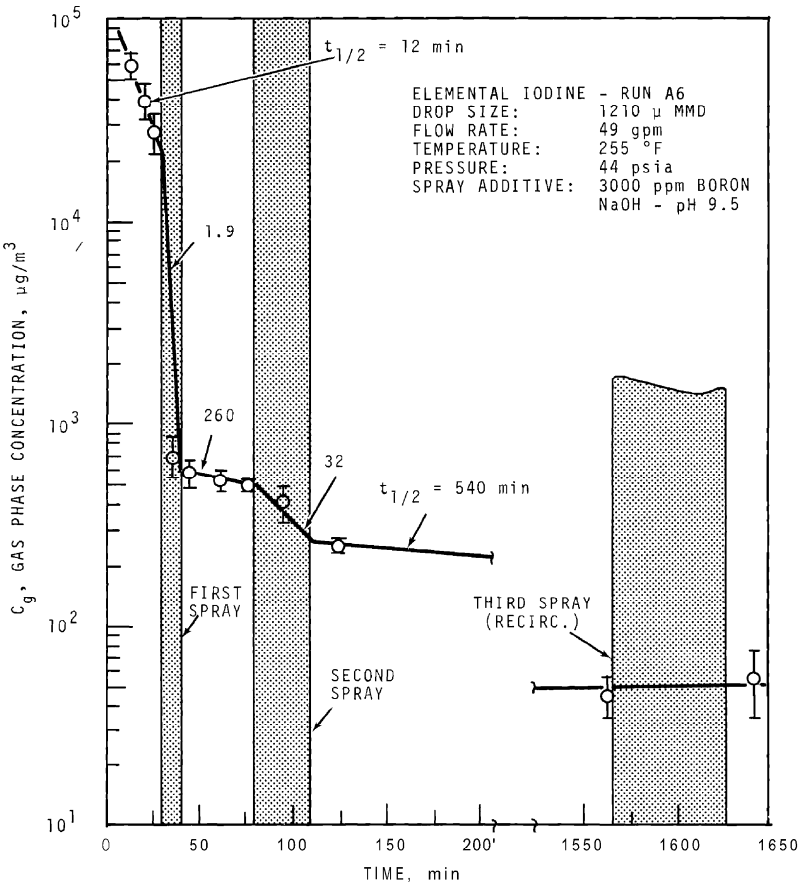


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第１図　CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. ＣＳＥ実験の適用について

ＣＳＥ実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第１表に示す。

第１表　ＣＳＥ実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	ＣＳＥ実験の Run No.			東海第二発電所
	Ａ６※1,※2	Ａ５※3	Ａ１１※3	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下※4
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下※4
格納容器スプレイ	間欠※5	なし	なし	間欠※6

※1　R.K.Hilliard et.al,“Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971
※2　R.K.Hilliard et.al,“Removal of iodine and particles from containment atmospheries by sprays”, BNWL-1244
※3　R.K.Hilliard and L.F.Coleman,“Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457
※4　評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度のＭＡＡＰ解析結果より記載
※5　A6 実験はスプレイを伴う実験だが，自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している
※6　格納容器スプレイを実施するが,評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し，格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していないＡ５及びＡ１１における無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。初期の沈着については A6 と同様の傾向を示すとともに，初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また，米国 SRP6.5.2 では，原子炉格納容器内の無機よう素濃度が 1／200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

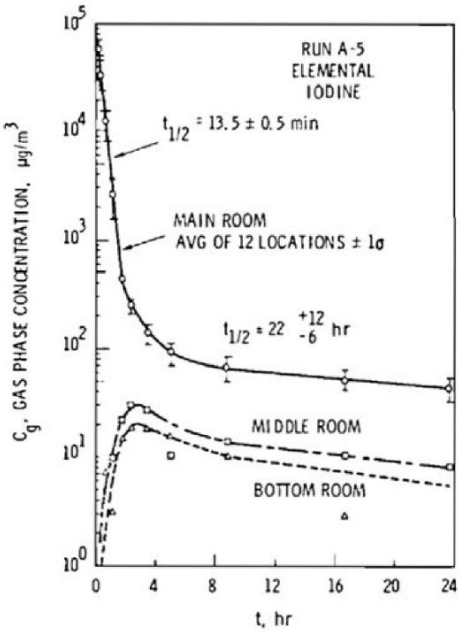


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

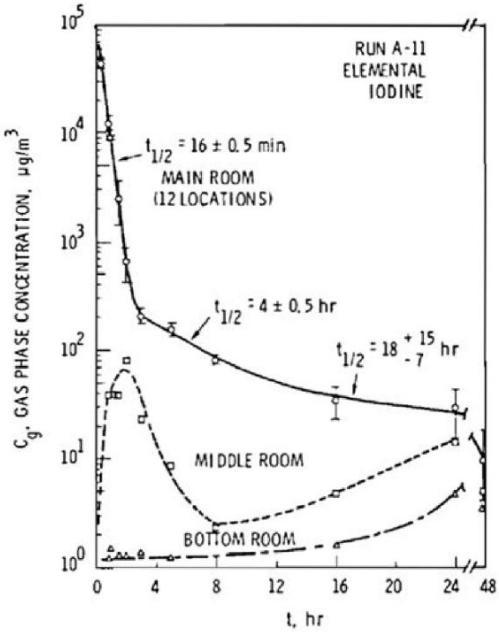


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第２図　ＣＳＥ　Ａ５及びＡ１１実験における無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は，評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け，比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため，ＣＳＥ実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第２表に示す。表からＣＳＥ実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第２表　ＣＳＥ実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	ＣＳＥ実験体系	東海第二発電所
体積（m^3）	約 600	約 5,700
表面積（m^2）	約 570	約 5,900
比表面積（1／m）	約 0.96	約 1.04

補足４　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（無機よう素）

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果（以下「ＤＦ」という。）として，Standard Review Plan 6.5.5 に基づきＤＦ10 を設定している。これは Standard Review Plan 6.5.5 において，「無機よう素のスクラビングによる除去効果として，Ｍａｒｋ－Ⅱ及びＭａｒｋ－Ⅲに対してＤＦ10 以下，Ｍａｒｋ－Ⅰに対してＤＦ5 以下を主張する場合は，特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり（抜粋参照），東海第二発電所はＭａｒｋ－Ⅱ型原子炉格納容器を採用していることから，サプレッション・プールの沸騰の有無に関わらず，ＤＦ10 を適用することとしている。

なお，有機よう素についてはガス状の性質であることから，本ＤＦの効果には期待していない。粒子状よう素のＤＦについては，ＭＡＡＰ解析のスクラビング計算プログラム（ＳＵＰＲＡコード）にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1.	Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above. The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

参考

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として，ＳＰＡＲＣコードによる計算結果並びにＵＫＡＥＡ及びＰＯＳＥＩＤＯＮにて行われた実験がある。

1.　ＳＰＡＲＣコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5 の引用文献※1において，ＳＰＡＲＣコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では，Ｍａｒｋ－Ｉ型原子炉格納容器を対象として無機よう素（I_2），粒子状よう素（ＣｓＩ）及び有機よう素（CH_3I）に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第１図のとおりであり，無機よう素に対するＤＦは最小で 10 程度である。

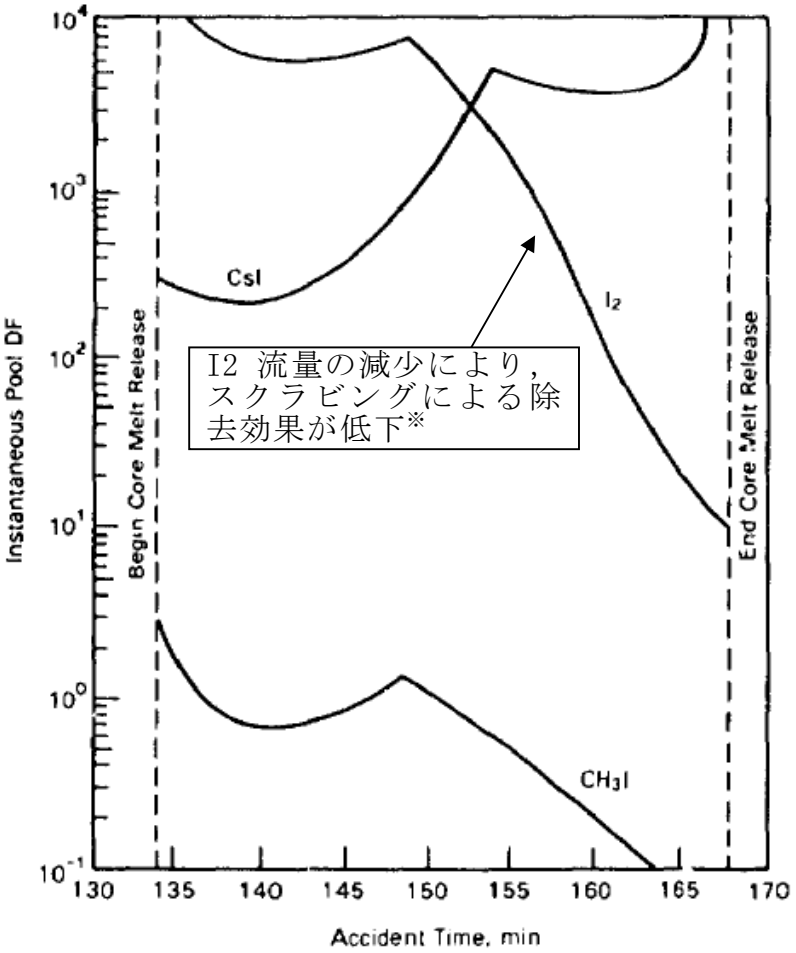
なお，選定した事故シーケンスは，原子炉停止機能喪失であり，以下の事故進展を想定している。

・過渡時において制御棒の挿入不良が発生

・緊急炉心冷却システムは作動するが，原子炉出力レベルはサプレッション・プールの冷却能力を超過

・原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果，炉心損傷が発生

※1　P.C.Owczarski and W.K.Winegarder,“Capture of Iodine in Suppression Pools”,19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第１図　ＳＰＡＲＣ計算結果（瞬時値ＤＦ）

※文献中の記載（抜粋）

“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate(and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool. ”

2.　ＵＫＡＥＡ及びＰＯＳＥＩＤＯＮにて行われた実験

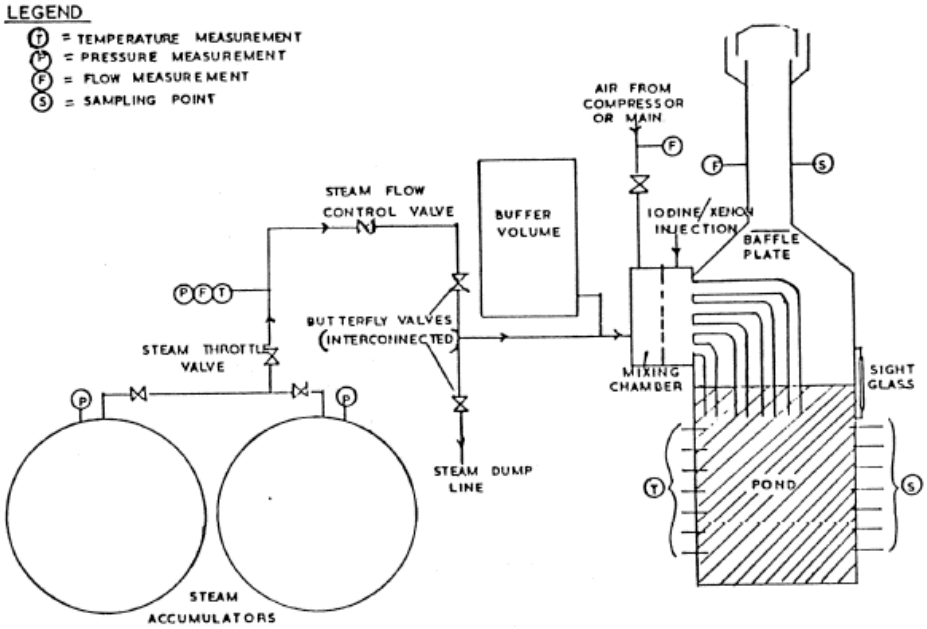
無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について，ＵＫＡＥＡ※2及びＰＯＳＥＩＤＯＮ※3において実験が行われている。実験体系を第２図及び第３図，実験条件及び実験結果を第１表及び第２表に示す※4。第２表のとおり，無機よう素のＤＦは最小で 14 である。

※2　イギリスのウィンフリス（重水減速沸騰軽水冷却炉(SGHWR)）の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

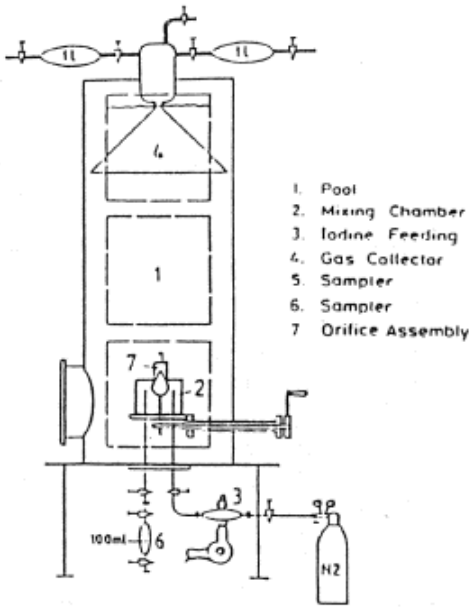
※3　スイスのポール･シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のス

クラビングに関する実験

※4　“State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995



第２図　ＵＫＡＥＡ実験体系



第３図　ＰＯＳＥＩＤＯＮ実験体系

第１表　実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, µm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., ℃	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N_2 + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO_2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N_2 or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu_2O_3 CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	N_2 + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N_2	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEIDON	I_2 vapour	-	N_2	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第 2 表　実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO_2 Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu_2O_3 CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I_2	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I_2	20 - 300 000

* Only one test performed.

補足５　原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は，炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。（参考１参照）

原子炉格納容器外への放出割合の評価に当たっては，想定事故シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため，そのプラント状態を模擬可能なＭＡＡＰコードを用いることとするが，以下の考察から，ＮＵＲＥＧ－1465 の知見を用いて一部補正する。ＭＡＡＰ解析結果を第１表，ＮＵＲＥＧ－1465 の知見を用いて一部補正した結果を第２表に示す。

第１表　放出割合の評価結果（ＭＡＡＰ解析）

核種グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合※1		格納容器圧力逃がし装置への放出割合※1	
	Ｓ/Ｃベント	Ｄ/Ｗベント	Ｓ/Ｃベント	Ｄ/Ｗベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
ＣｓＩ類	約 6.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}	約 3.9×10^{-3}
ＣｓＯＨ類	約 3.1×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Ｓｂ類	約 7.6×10^{-5}	約 7.5×10^{-5}	約 2.7×10^{-6}	約 1.8×10^{-2}
TeO_2類	約 4.4×10^{-5}	約 4.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-7}	約 9.9×10^{-4}
ＳｒＯ類	約 8.6×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 2.6×10^{-5}	約 2.4×10^{-1}
ＢａＯ類	約 9.1×10^{-5}	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.4×10^{-1}
MoO_2類	約 9.1×10^{-5}	約 9.0×10^{-5}	約 3.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-2}
CeO_2類	約 1.6×10^{-5}	約 8.3×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}
La_2O_3類	約 1.6×10^{-5}	約 8.3×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}

※1　小数点第２位を四捨五入

第２表　放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）

核種グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合※1		格納容器圧力逃がし装置への放出割合※1	
	Ｓ/Ｃベント	Ｄ/Ｗベント	Ｓ/Ｃベント	Ｄ/Ｗベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
ＣｓＩ類	約 6.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}	約 3.9×10^{-3}
ＣｓＯＨ類	約 3.1×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Ｃｓ類※2	約 3.4×10^{-5}	約 3.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}	約 7.2×10^{-3}
Ｓｂ類	約 6.7×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-3}
TeO_2類	約 6.7×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-3}
ＳｒＯ類	約 2.7×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
ＢａＯ類	約 2.7×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
MoO_2類	約 3.4×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}	約 7.2×10^{-5}
CeO_2類	約 6.7×10^{-8}	約 6.8×10^{-8}	約 8.9×10^{-10}	約 1.4×10^{-5}
La_2O_3類	約 2.7×10^{-8}	約 2.7×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}	約 5.8×10^{-6}

※1　小数点第２位を四捨五入
※2　CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式 1）

①ＴＭＩや福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第１表によると，高揮発性核種（ＣｓＩ，ＣｓＯＨ）の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合（10^{-6}～10^{-7}オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（10^{-5}オーダー）という結果になっている。

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

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

第３表　ＴＭＩ事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在割合※３

（単位：%）

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	^{144}Ce	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr	^{106}Ru	^{125}Sb	^{137}Cs	^{129}I	^{85}Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	－	－	－	1	－	0.2	3	1	－
地階水，気相タンク類	0.01	－	－	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	－	－	－	0.1	－	0.7	5	7	－
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ（おもに地下水沈殿物）のため，ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって，ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であると考える。

※3　存在割合＝サンプル試料の分析結果／ＯＲＩＧＥＮ２コード解析結果

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

また，第４表は，福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが，最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり，多くの中・低揮発性核種は不検出（ＮＤ）という結果となっている。

第４表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

（単位：Bq/kg・乾土）

試料採取場所		【定点①】*1 グランド（西北西約500m）*2			【定点②】*1 野鳥の森（西約500m）*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍（南南西約500m）*2		④5,6号機サービスビル前（北約1,000m）*2	⑤固体廃棄物貯蔵庫1,2棟近傍（北約500m）*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
試料採取日		3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関		JAEA	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日		3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

出典：東京電力株式会社　HP（http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html）

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より，各元素

の放出挙動は以下のように整理されており※4，高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し，中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

Ｉ，Ｃｓ　：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Ｓｂ，Ｔｅ：被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。

Ｓｒ，Ｍｏ，Ｒｕ，Ｒｈ，Ｂａ：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

Ｃｅ，Ｎｐ，Ｐｕ，Ｙ，Ｚｒ，Ｎｂ：高温状態でも放出速度は低い。

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

③補正について

①及び②より，第１表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず，これは，ＭＡＡＰ解析において，中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ，要因としては，溶融燃料が再冠水し溶融燃料の外周部が固化した後でも，燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや，溶融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお，ＭＡＡＰコードの開発元であるＥＰＲＩからも，以下の報告がなされている。

・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ｒｕ及びＭｏ）の放出について，低温の溶融燃料表面付近ではなく，溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，ＭＡＡＰ解析が保守的な結果を与える場合がある。

・Ｍｏの放出量評価について，ＮＵＲＥＧ－1465 よりもＭＡＡＰの方が放出量を多く評価する。

したがって，ＴＭＩ事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った，環境中への放出量を評価するため，中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり，ＴＭＩ事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ，被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し，ＢＷＲ及びＰＷＲそれぞれに対して放出割合を設定する等，より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたＮＵＲＥＧ－1465 の知見を利用する。事象発生後，炉心損傷が開始し，原子炉圧力容器が破損するまでのＭＡＡＰ解析とＮＵＲＥＧ－1465 の想定の比較は第 5 表のとおりであり，想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが，ＮＵＲＥＧ－1465 の想定とＭＡＡＰ解析の事象進展に大きな差はなく，本評価においてＮＵＲＥＧ－1465 の知見は利用可能と判断している。

第 5 表　ＭＡＡＰ事象進展とＮＵＲＥＧ－1465 の想定の比較

	燃料被覆管損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し，溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
ＭＡＡＰ	約 4 分～約 27 分※5	約 27 分～約 3.3 時間※6
ＮＵＲＥＧ－1465	～30 分	30 分～2 時間

※5　炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※6　原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下，各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ，ＣｓＩグループ，ＣｓＯＨグループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては，ＭＡＡＰ解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお，Ｃｓの放出割合については，ＣｓＩグループ及びＣｓＯＨグループの放出割合，Ｉ元素とＣｓ元素の原子炉停止直後の炉内蓄積重量より，式１を用いて評価する。（式１の導出過程は，参考２参照）

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \qquad \text{（式１）}$$

$F_{Cs}(T)$　：時刻ＴにおけるＣｓの放出割合

$F_{CsOH}(T)$　：時刻ＴにおけるＣｓＯＨグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$　：時刻ＴにおけるＣｓＩグループの放出割合

M_I　：停止直後のＩの炉内蓄積重量

M_{Cs}　：停止直後のＣｓの炉内蓄積重量

W_I　：Ｉの分子量

W_{Cs}　：Ｃｓの分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

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

ここで，中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは，格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス，原子炉建屋への漏えいについてはＣｓと同一になるものとし※7，事象発生から 168 時間経過時点におけるＣｓの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率はＮＵＲＥＧ－1465 で得られた比率に等しいとして，式２及び式３に基づき

評価する。また，第 6 表に，ＮＵＲＥＧ－1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$Fi(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad （式 2）$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$Fi(T) = F_{CS}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad （式 3）$$

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

※7　格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは，粒子状として振る舞い，沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって，中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては，沈着等による除去効果を受けるＣｓの振る舞いに近いと考えられる。

また，中・低揮発性の核種グループは，Ｃｓに比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく，壁面等への付着量も少ない。したがって，格納容器圧力逃がし装置への放出については，格納容器ベントに伴い大気に放出された後も，壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生じるＣｓではなく，原子炉格納容器気相部に浮遊し，壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の

振る舞いに近いと考えられる。

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

第６表　ＮＵＲＥＧ－1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※8
Ｃｓ	0.25
TeO_2，Ｓｂ	0.05
ＳｒＯ，ＢａＯ	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※8　ＮＵＲＥＧ－1465 の Table3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（ＮＵＲＥＧ－1465 では，「Gap Release」，「Early In-Vessel」，「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため，原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

参考１　大気への放出量評価過程について

大気への放出量は，「核種ごとに評価した炉内蓄積量」に「ＭＡＡＰにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したＭＡＡＰにおける核種グループと各グループの核種を第７表に示す。なお，ＭＡＡＰにおける核種グループとＮＵＲＥＧ－1465 における核種グループの比較は第１図のとおりであり，分類数に違いはあるが，取り扱っている核種は同等である。

第７表　ＭＡＡＰにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種※9
希ガス類	Ｋｒ，Ｘｅ
ＣｓＩ類	Ｉ
ＣｓＯＨ類	Ｃｓ，Ｒｂ
Ｓｂ類	Ｓｂ
TeO_2類	Ｔｅ
ＳｒＯ類	Ｓｒ
ＢａＯ類	Ｂａ
MoO_2類	Ｍｏ，Ｃｏ，Ｔｃ，Ｒｕ，Ｒｈ
CeO_2類	Ｃｅ，Ｎｐ，Ｐｕ
La_2O_3類	Ｌａ，Ｙ，Ｚｒ，Ｎｂ， Ｐｒ，Ｎｄ，Ａｍ，Ｃｍ

※9　本評価において「Te_2類」及び「UO_2類」の核種グループに対するＭＡＡＰ解析結果がゼロのため，対象外とした。

［FP の核種グループ］

(NUREG-1465)

ｸﾞﾙｰﾌﾟ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	ﾊﾞﾘｳﾑ・ｽﾄﾛﾝﾁｳﾑ/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

(MAAP)

ｸﾞﾙｰﾌﾟ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO_2
4	SrO
5	MoO_2
6	CsOH
7	BaO
8	La_2O_3
9	CeO_2
10	Sb
11	Te_2
12	UO_2

第１図　ＭＡＡＰ及びＮＵＲＥＧ－1465 における核種グループの比較（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第５部　ＭＡＡＰ」（抜粋））

参考２　Ｃｓの放出割合の評価式について

Ｃｓの放出割合については，ＣｓＩグループ及びＣｓＯＨグループの放出割合，Ｉ及びＣｓの原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにＩ及びＣｓの分子量を用いて，下記の式１により評価している。ここでは，式１の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \qquad \text{（式１）}$$

$F_{Cs}(T)$　：時刻Ｔにおけるｃｓの放出割合

$F_{CsOH}(T)$　：時刻ＴにおけるＣｓＯＨグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$　：時刻ＴにおけるＣｓＩグループの放出割合

M_I　：停止直後のＩの炉内蓄積重量

M_{Cs}　：停止直後のＣｓの炉内蓄積重量

W_I　：Ｉの分子量

W_{Cs}　：Ｃｓの分子量

１．ＣｓＩに含まれるＣｓ

Ｉは全てＣｓＩとして存在しているため，ＣｓＩ中に含まれるＣｓは，ＣｓＩ中に含まれるＩの重量にＩ及びＣｓの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$：時刻ＴにおけるＣｓＩ中に含まれるＣｓの放出量

2．ＣｓＯＨに含まれるＣｓ

ＣｓはＣｓＩ又はＣｓＯＨのいずれかの形態で存在しているため，ＣｓＯＨ中に含まれるＣｓは，１．で算出したＣｓＩ中に含まれるＣｓを差引くことで算出する。

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

$M_{Cs(OH)}(T)$：時刻Ｔにおけるｃｓ ＯＨ中に含まれるＣｓの放出量

3．Ｃｓの放出割合

1. 及び 2. で得られたＣｓの放出量をＣｓの炉内蓄積重量で除することで，Ｃｓの放出割合を算出する。

$$F_{Cs}(T) = \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}}$$

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

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

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

参考３　ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465 の放出割合について

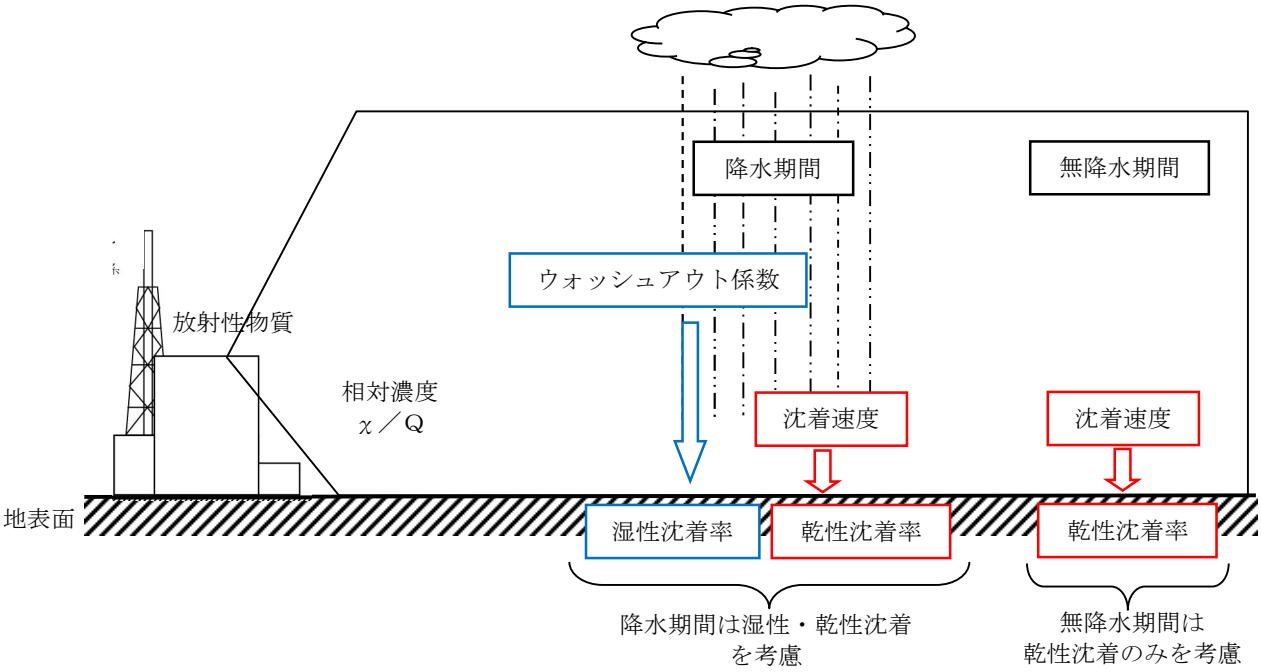
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＧ－1465 の放出割合を第８表に示す。第８表のとおり，Ｃｓ及びＩについてはＭＡＡＰ解析結果の方が大きい。また，希ガスについては，ＮＵＲＥＧ－1465 の放出割合の方が大きいが，これは東海第二の想定事故シナリオでは，原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第８表　ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465 の放出割合

	ＭＡＡＰ	ＮＵＲＥＧ－1465
希ガス	約 0.95	1
Ｉ	約 0.78	0.30
Ｃｓ	約 0.37	0.25

補足６　地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は，第１図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が，地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり，放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ，地表面に落下・沈着する現象であり，大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第１図　地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として，乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.5cm／s を用いる。

以下では，無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.5cm／s ※1 を用いることの適用性について確認した。

※1　有機よう素の地表面への沈着速度としては 1.7×10^{-3}cm／s

1.　評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5cm／s）の適用性は，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値を求め，乾性沈着率の累積出現頻度97%値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm／s，補足8参照）の積が0.5cm／sを超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は，「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（社団法人　日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説4.7では，使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが，ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」［【解説5.3】(1)］に従い，放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \cdots\cdots ①$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$　：時刻 i での乾性沈着率［1／m^2］

$\chi/Q(x,y,z)_i$　：時刻 i での相対濃度［s／m^3］

V_d　：沈着速度［m／s］（0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より）

(2) 湿性沈着率

降雨時には，評価点上空の放射性核種の地表への沈着は，降雨による影響を受ける。湿性沈着率（χ／Q）$_w$（x,y）$_i$は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。

$$(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]$$

・・・・・②

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$　：時刻ｉでの湿性沈着率［1／m^2］

$\chi/Q(x,y,0)_0$　：時刻ｉでの地表面高さでの相対濃度［s／m^3］

Λ_i　：時刻ｉでのウォッシュアウト係数［1／s］

（$= 9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$学会標準より）

P_{ri}　：時刻ｉでの降水強度［mm／h］

Σ_{zi}　：時刻ｉでの建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅［m］

h　：放出高さ［m］

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は以下で定義される。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97\%値（①＋②）}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値（①）}}$$

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$$

・・・・・③

2．地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は，気象指針に記載されているχ／Qの累積出現頻度97%値の求め方※2に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

（1）各時刻における気象条件から，式①及び式②を用いてχ／Q，乾性沈着

率，湿性沈着率を１時間ごとに算出する。なお，評価対象方位以外に風が吹いた時刻については，評価対象方位におけるχ／Ｑがゼロとなるため，地表面沈着率（乾性沈着率＋湿性沈着率）もゼロとなる。

第２図の例は，評価対象方位をＳＷとした場合であり，χ／Ｑによる乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位ＳＷ以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

(2)上記(1)で求めた１時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため，χ／Ｑの累積出現頻度と異なる）。

※2（気象指針解説抜粋）

VI．想定事故時等の大気拡散の解析方法

1．線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。

降水がない時刻は，
湿性沈着率はゼロ

日時	方位 （風向）	風速 （m／s）	大気 安定度	χ／Q （s／m^3）	乾性沈着率 （1／m^2） （①）	降水量 （mm／hr）	湿性沈着率 （1／m^2） （②）	地表面沈着率 （①＋②）
4/1 1:00	ＳＷ （ＮＥ）	4.3	F	○×10^{-6}	○×10^{-9}	0	0	○×10^{-9}
4/1 2:00	ＳＷ （ＮＥ）	4.5	E	○×10^{-6}	○×10^{-9}	1.0	○×10^{-8}	○×10^{-8}
4/1 3:00	Ｓ （Ｎ）	1.4	F	○×10^{-6}	○×10^{-9}	1.5	○×10^{-8}	○×10^{-8}
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・
3/31 24:00	ＳＷ （ＮＥ）	5.5	D	○×10^{-7}	○×10^{-10}	0	0	○×10^{-10}

評価対象方位の時刻のみχ／Q
及び乾性沈着率が出現

評価対象方位をＳＷとし，
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外のχ／Qは
ゼロとなるため，地表面沈着率は
ゼロとなる。

地表面沈着率の
累積出現頻度 97%値

地表面沈着率の並び替えであり，気象条件
によってχ／Qは必ずしも昇順に並ぶとは
限らない。
（従来のχ／Q計算とは順番が異なる。）

No	出現頻度 （%）	χ／Q （s／m^3）	地表面沈着率 （①＋②）
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
・・・	・・・	・・・	・・・
○○	97.004	○×10^{-6}	○×10^{-9}
○○	97.010	○×10^{-6}	○×10^{-9}
・・・	・・・	・・・	・・・
×××	100.000	○×10^{-5}	○×10^{-8}

第２図　地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

（評価対象方位がＳＷの場合）

3.　評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表，地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では，大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用※3している。このことから，地表面沈着率の評価においても同様に，実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度 97%値を評価した。その結果，各地表面沈着率（乾性＋湿性）は乾性沈着率の約 1.22 倍～1.34 倍程度となった。なお，風速，風向，大気安定度，降雨状況等様々な条件から計算を行うため，厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は，必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より，無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として，乾性沈着速度（0.3cm／s）の 1.34 倍（約 0.4cm／s）から保守的に 0.5cm／s と設定することは適切であると考えられる。また，有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は，ＮＲＰＢ－B322 レポートから乾性沈着速度 10^{-3}（cm／s）を引用（補足 7 参照）し，乾性沈着速度（10^{-3}cm／s）に対して上記と同じ倍率（=0.5／0.3）から 1.7×10^{-3}cm／s を採用した。

なお，中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては，更に保守性を持たせ，沈着速度として 1.2cm／s を採用している。

※3　（気象指針解説抜粋）

I．指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は，想定事故期間中の線量を評価するものであるので，この場合には，想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して，平均的な気象条件よりもむしろ出現頻

度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため，指針では，気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し，その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって，放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

VI．想定事故時の大気拡散の解析方法

1．相対濃度

指針では，想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため，相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。

第1表　沈着率評価結果

放出点	相対濃度 (s／m^3)	乾性沈着率（①） (1／m^2)	地表面沈着率（①＋②） (1／m^2)	③比 ((①＋②) ／①)	湿性沈着を考慮した沈着速度 (cm／s)
原子炉建屋	約8.3×10^{-4}	約2.5×10^{-6}	約3.0×10^{-6}	約1.22	約0.36
原子炉 建屋屋上	約4.2×10^{-4}	約1.2×10^{-6}	約1.5×10^{-6}	約1.22	約0.36
排気筒	約3.0×10^{-6}	約8.9×10^{-9}	約1.2×10^{-8}	約1.34	約0.40

第２表　東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋）

No	方位※4 （風向）	降水量 （mm／hr）	χ／Ｑ （s／m³）	地表面沈着率 （1／m²） （①＋②）	乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 （③）	累積出現頻度 （%）
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・
8497	SW (NE)	14.0	約 6.4×10^{-5}	約 2.9×10^{-6}	約 1.22	96.990
8498	**SW (NE)**	**5.0**	**約 1.4×10^{-4}**	**約 3.0×10^{-6}**	**約 1.22**	**97.001**
8499	SW (NE)	3.0	約 2.0×10^{-4}	約 3.0×10^{-6}	約 1.22	97.013
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・

※4　評価対象方位（Ｅ，ＥＳＥ，ＳＥ，ＳＳＥ，Ｓ，ＳＳＷ，ＳＷ，ＷＳＷ,Ｗ）

第３表　東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋屋上）

No	方位※5 （風向）	降水量 （mm／hr）	χ／Ｑ （s／m³）	地表面沈着率 （1／m²） （①＋②）	乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 （③）	累積出現頻度 （%）
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・
8497	SW (NE)	14.0	約 3.2×10^{-5}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	96.990
8498	**SW (NE)**	**5.0**	**約 7.0×10^{-5}**	**約 1.5×10^{-6}**	**約 1.22**	**97.001**
8499	SW (NE)	3.0	約 1.0×10^{-4}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	97.013
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・

※5　評価対象方位（Ｅ，ＥＳＥ，ＳＥ，ＳＳＥ，Ｓ，ＳＳＷ，ＳＷ，ＷＳＷ,Ｗ）

第４表　東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：排気筒）

No	方位※6 （風向）	降水量 （mm／hr）	χ／Ｑ （s／m³）	地表面沈着率 （1／m²） （①＋②）	乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比率 （③）	累積出現頻度 （%）
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・
8497	SW (NE)	0.5	約 7.1×10^{-7}	約 1.2×10^{-8}	約 1.33	96.983
8498	**SW (NE)**	**0**	**約 4.0×10^{-6}**	**約 1.2×10^{-8}**	**約 1.34**	**97.006**
8499	SW (NE)	0	約 4.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-8}	約 1.34	97.018
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・

※6　評価対象方位（ＳＷ）

4．降雨時における被ばく低減について

事故発生後は，原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し，敷地内の放射線環境状況を監視するとともに，作業の際は個人線量計を着用し，作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては，屋外の移動又は作業をする場合には，現場作業員はアノラック，ゴム手袋及び長靴を着用することにより，体表面の汚染を防止する。

また，実際には，事故時の降雨や風向といった気象条件によって，敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから，モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイ・メータ等により高線量となる場所を把握し，著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により，被ばく低減を図ることが可能である。

補足7　有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち，無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁（NRPB）による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート（NRPB-R322※1）に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは，有機よう素について，植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており，以下のとおり報告されている。

・植物に対する沈着速度の“best　judgement”として 10^{-5}m／s（10^{-3} cm／s）を推奨

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル3PSA 解説4.8に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり，沈着速度が小さく，実験で 10^{-4}cm／s～10^{-2}cm／sの範囲である。

・ヨウ化メチルの沈着は，公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり，事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから，有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度0.3cm／sに比べて小さいことがいえる。

また，原子力発電所内は，コンクリート，道路，芝生及び木々で構成されて

いるがエアロゾルへの沈着速度の実験結果（NUREG／CR－4551）によると，沈着速度が大きいのは芝生や木々であり，植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって，有機よう素の乾性沈着速度として，NRPB－R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3}cm／s を用いるのは妥当と判断した。

※1　NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1}. Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

補足８　エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では，地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（0.5cm／s，補足６参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として 0.3cm／s を用いている。以下に，乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551※1に基づき 0.3cm／s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では 0.5μm～5μm の粒径に対して検討されているが，格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また，W.G.N. Slinn の検討※2によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると 0.1μm～5μm の粒径では沈着速度は 0.3cm／s 程度（第１図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm／s を適用できると判断した。

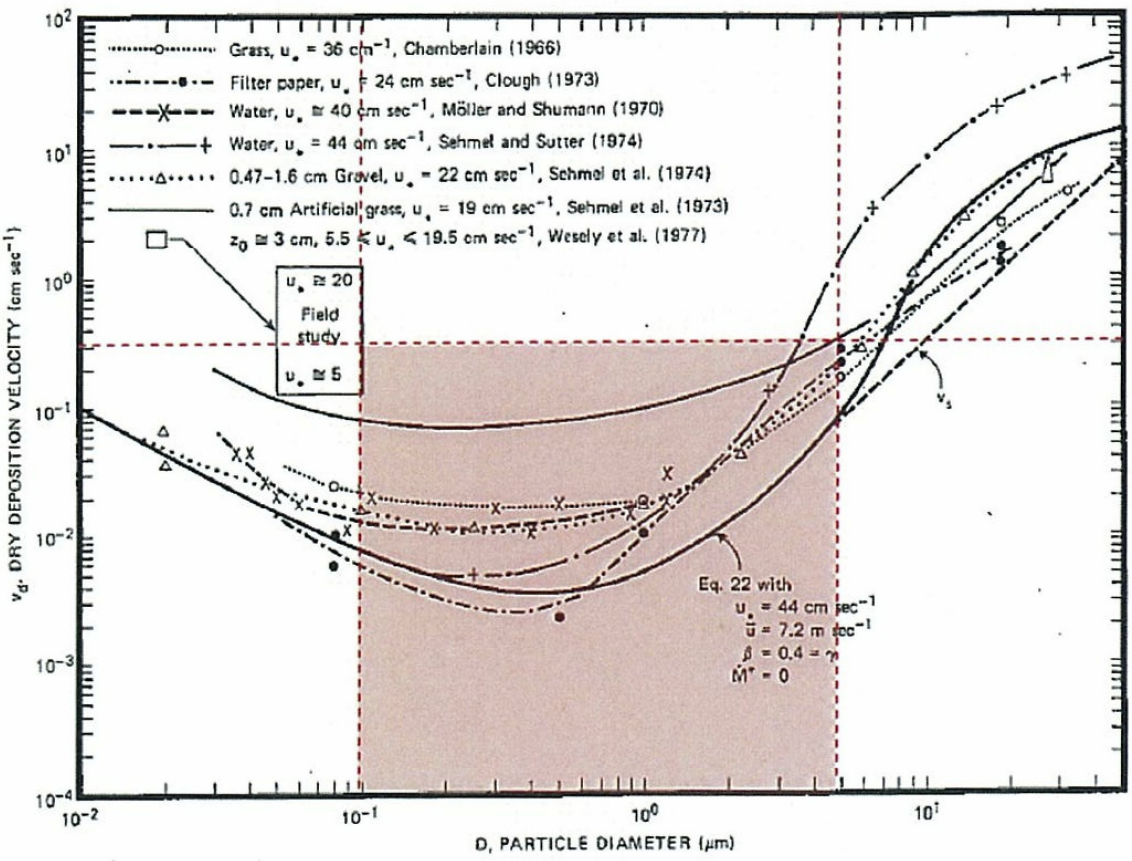


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[19–28] The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第１図　様々な粒径における地表沈着速度（Nuclear Safety Vol.19※2）

※1　J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risk：quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2　W.G.N. Slinn ：Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

（参考）シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「0.1μm～5μm」の範囲であることは，粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから，シビアアクシデント時の粒径分布を想定し，「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに，シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために，海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

この表で整理した試験等は，想定するエアロゾル発生源，挙動範囲（格納容器，原子炉冷却材配管等），水の存在等に違いがあるが，エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく，格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって，過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として，0.1μm～5μmのエアロゾルを想定することは妥当である。

第１表　シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径（μm）	備 考
①	LACE　LA2※1	約0.5～5（第1図参照）	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901※2	0.25～2.5（参考1－1）	格納容器内に水が存在し，溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験※3	0.1～3.0（参考1－2）	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した１次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD※3	0.29～0.56（参考1－2）	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した１次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP※3	0.5～0.65（参考1－2）	シビアアクシデント時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）

※1　J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2　D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3　STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

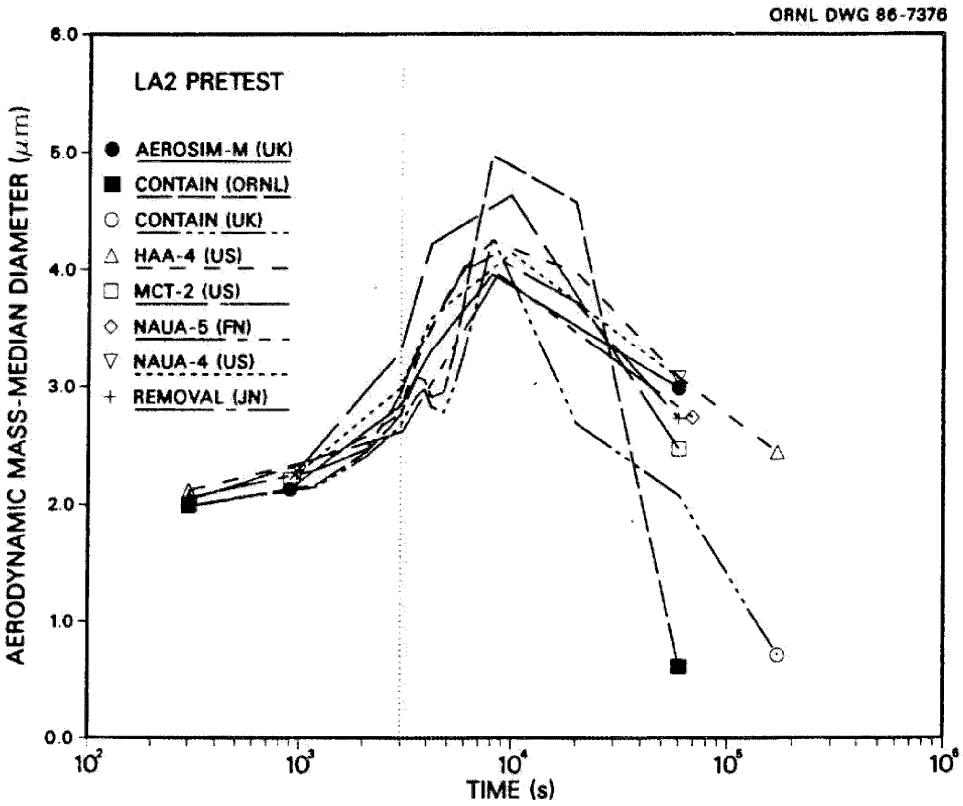


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図　LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO_2, H_2, and H_2O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H_2O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H_2O) = 4.61.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are $Ca(OH)_2$ (ρ = 2.2 g/cm^3) or SiO_2 (ρ = 2.2 g/cm^3) from the concrete and UO_2(ρ = 10 g/cm^3) or ZrO_2 (ρ = 5.9 g/cm^3) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm^3. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO_2 will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w)\ (1-S) & for\ \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w)\ (1+S) & for\ \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from ln (0.25 μm) = -1.39 to ln (2.5 μm) = 0.92.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshall because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3 SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the -1/3 power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon\left(\frac{6}{\pi}\right)^{1/3} \frac{V_S^{0.4}}{g^{0.2}} \; cm$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \; \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

参考1－2　STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した，１次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から１次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

補足 9　実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は,「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」※1に従い，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は，大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり，被ばく評価においては，評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており，原子炉建屋，非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第 1 表～第 2 表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度であり，非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は 20 時間～30 時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速，風向などの気象データは，1 時間ごとのデータとして整理されており，実効放出継続時間として設定できる最小単位は 1 時間である。

また，実効放出継続時間を 2 時間以上で設定した場合，その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し，その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお，平均する期間に異なる風向が含まれる場合は，拡散係数を 0 として平均を計算する。このため，実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから，ベント実施に伴う被ばく評価では，保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である 1 時間を適用し大気拡散評価を行った。

なお，参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また，評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として，第二弁開操作後（Ｓ／Ｃからベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

※1　（気象指針解説抜粋）

(3) 実効放出継続時間（Ｔ）は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

第１表　Ｓ／Ｃからベントを行う場合の実効放出継続時間

	① 放出量（Bq）			② 最大放出率（Bq／h）			(①÷②) 実効放出継続時間（h）		
放出経路	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 8.7×10^{18}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.6×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.2×10^{13}	約 7.1×10^{15}	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第２表　Ｄ／Ｗからベントを行う場合の実効放出継続時間

	① 放出量（Bq）			② 最大放出率（Bq／h）			(①÷②) 実効放出継続時間（h）		
放出経路	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.8×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 7.4×10^{18}	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.7×10^{15}	約 7.5×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.3×10^{13}	約 6.4×10^{15}	約 1.4	約 26.4	約 1.2

第３表　実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 （s／m^3）	相対線量 （Gy／Bq）
１時間	約 3.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-19}
５時間	約 2.9×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
10 時間	約 1.7×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
20 時間	約 1.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-20}

第４表　第二弁開操作後（Ｓ／Ｃからベントを行う場合）に大気に放出された

放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項　目	ベント実施後に大気中へ放出された 放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備　考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 （Bq／h）	約 3.3×10^{14}	約 8.3×10^{13}	（①）事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 （Gy／Bq）	約 1.2×10^{-19}	約 8.7×10^{-19}	（②）実効放出継続時間１時間の相対線量（拡散係数）
線量率※1 （mSv／h）	約 3.8×10^{-2}	約 7.1×10^{-2}	（①×②×10^3） 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 （mSv／h）	約 1.1×10^{-1}		

※1　事故時においては換算係数を 1Sv／Gy として計算

補足 10　ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で考慮している線源の選定について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では，放出さる放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

・大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
・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
・外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
・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
・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

上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には，第 1 表に示すとおり，換気系フィルタ，貯蔵タンク等の線源となる設備があるが，設備からアクセスルート等が十分に離れていること，設備とアクセスルートの間の壁に十分な遮蔽効果が得られること，移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから，被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。設備とアクセスルート等の関係を第 1 図～第 7 図に示す。

第１表　線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設　備※1	考慮していない理由	離隔距離，遮蔽厚等	アクセスルート等における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ，非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり，アクセスルート等から十分離れており，設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁，床があり十分な遮蔽効果に期待でき，被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚（床，壁）：約 100 cm 距　離：10m 以上	10^{-1}mSv／h 以下	①（第 6 図）
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており，移動時における影響は短時間であり被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：なし 距　離：10m 以上	0.5mSv／h 以下	②（第 4 図）
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 100 cm 距　離：20m 以上	10^{-2}mSv／h 以下	③（第 3 図）
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 100 cm 距　離：10m 以上	10^{-2}mSv／h 以下	④（第 3 図）
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 80 cm 距　離：10m 以上	10^{-2}mSv／h 以下	⑤（第 3 図）
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 80 cm 距　離：1m 以上	10^{-2}mSv／h 以下	⑥（第 4 図）
格納容器圧力逃がし装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており，格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚：160 cm以上 距　離：40m 以上	10^{-2}mSv／h 以下	⑦（第 1 図）

※1　表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが，管理区域の区域区分Ⅰ又はⅡ（0.1mSv／h 未満）にある設備であり，被ばく評価上影響は小さい。

第１図　屋外アクセスルート

第 2 図　原子炉建屋 1 階の操作場所及びアクセスルート

第３図　原子炉建屋２階の操作場所及びアクセスルート

第 4 図　原子炉建屋 3 階及び原子炉建屋付属棟 4 階の

操作場所及びアクセスルート

第 5 図　原子炉建屋 4 階の操作場所及びアクセスルート

第 6 図　原子炉建屋 5 階

第 7 図　原子炉建屋 6 階

補足 11　線量評価に用いた気象データについて

1．はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては，東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向，風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では，2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

2．設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り，添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際，添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について，申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ，代表性が確認できなかった。このため，平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて，申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で，安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い，添付書類九（通常運転時の線量評価），添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し，評価を見直すこととした（参考 1 参照）。

※：線量評価には「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。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また，気象データのほかに放射性物質の放出量，排気筒高さ等のプラントデータ，評価点までの距離，排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時，事故時の放出源高さで平地実験，模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては，吹上げ高さを考慮しており，吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは，2011 年 3 月以前，東海第二発電所において，次のように 2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の 5%増による冷却材中のよう素濃度減少により，換気系からの気体状よう素放出量の減少等，参考 2 参照），また，南南東方向（常陸那珂火力発電所方向），北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから，中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社) 日本原子力学会標準　発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき，使用済燃料乾式貯蔵建屋，固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982 年）以降に増設された建屋も反映し，2005 年度の気象データを用いて風洞実験(参考 3 参照)を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では，廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては，1981 年度と 2005 年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が，人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため，従来の風洞実験(1982 年)の結果による有効高さを用いることにした(参考 4 参照)。

3．2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては，気象指針に従い統計処理された1年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では，その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから，2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し，以下について確認する。

・想定事故時の線量計算に用いる相対濃度

・異常年検定

4．想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果，2005 年度気象での相対濃度※2は 2.01×10^{-6} s／m^3，2015 年度気象では 2.04×10^{-6} s／m^3 である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1%の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30%以内）であり，2005 年度の気象データに特異性はない。

※2　排気筒放出における各方位の 1 時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し，その累積頻度が 97%に当たる相対濃度を算出し，各方位の最大値を比較

(2) 異常年検定

a．検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 1 表のとおりである。

なお，参考として，最寄の気象官署（水戸地方気象台，小名浜特別地域

気象観測所）の観測記録についても使用した。

第１表　検定に用いた観測記録

検定年	統計年※3	観測地点※4
2005 年度： 2005 年４月 ～ 2006 年３月	① 2001 年４月～2013 年３月 （申請時最新 10 年の気象データ）	・敷地内観測地点 （地上高 10m, 81m, 140m）
	② 2004 年４月～2016 年３月 （最新 10 年の気象データ）	・敷地内観測地点 （地上高 10m, 81m, 140m） ＜参考＞ ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※3　2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※4　敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが，気象の特異性を確認するため評価

b．検定方法

不良標本の棄却検定に関するＦ分布検定の手順により異常年検定を行った（参考５参照）。

c．検定結果（①～⑯　棄却検定表参照）

検定結果は第２表のとおりであり，最新の気象データ（2004 年４月～2016 年３月）を用いた場合でも，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，有意な増加はない。また，最寄の気象官署の気象データにおいても，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第２表　検定結果

検定年	統計年※5	棄却数				
		敷地内観測地点			参　考	
		地上高 10m	地上高 81m※6	地上高 140m	水戸地方気象台	小名浜特別地域気象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	－	－
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※5　①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※6　敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータであるが，気象の特異性を確認するため評価

5．異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については，風向別出現頻度 17 項目，風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月）にて検定した結果，最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると，棄却された項目は全て風向別出現頻度であり，その方位はＥＮＥ，Ｅ，ＥＳＥ，ＳＳＷである。

ここで，最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため，棄却された各風向の相対濃度について，2005 年度と 2015 年度を第 3 表のとおり比較した。

ＥＮＥ，Ｅ，ＥＳＥについては2005年度に対し2015年度は0.5倍～0.9倍程度の相対濃度となり，2005年度での評価は保守的な評価となっており，線量評価結果への影響を与えない。なお，ＳＳＷについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり，また，ＳＳＷは頻度が比較的低く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表　棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※7（s／m³）（2005年度）：Ａ	相対濃度※7（s／m³）（2015年度）：Ｂ	比（Ｂ／Ａ）
ＥＮＥ	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
Ｅ	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
ＥＳＥ	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
ＳＳＷ	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※7　燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における，各方位の1時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し，その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6．結　論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）での計算結果について比較を行った結果，気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30%以内）の範囲に収まり，2005年度の気象データに特異性はない。

(2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001年4月～

2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果，棄却数は少なく，有意な増加はない。また，気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても，2005 年度の気象データは棄却数は少なく，異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については，最新気象データと比べて保守的，あるいは，ほぼ同等となっており，線量評価結果への影響を与えない。

以上より，2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑥　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5～1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5～2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5～3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5～4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5～5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5～6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5～7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5～8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5～9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑦　棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧　棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5～1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5～2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5～3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5～4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5～5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5～6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5～7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5～8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5～9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑩　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5～1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5～2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5～3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5～4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5～5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5～6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5～7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5～8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5～9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑪　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑫　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5～1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5～2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5～3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5～4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5～5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5～6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5～7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5～8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5～9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑬　棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑭　棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5～1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5～2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5～3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5～4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5～5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5～6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5～7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5～8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5～9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑮　棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑯　棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5～1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5～2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5～3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5～4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5～5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5～6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5～7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5～8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5～9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

（参考）

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1．気象現象の年変動

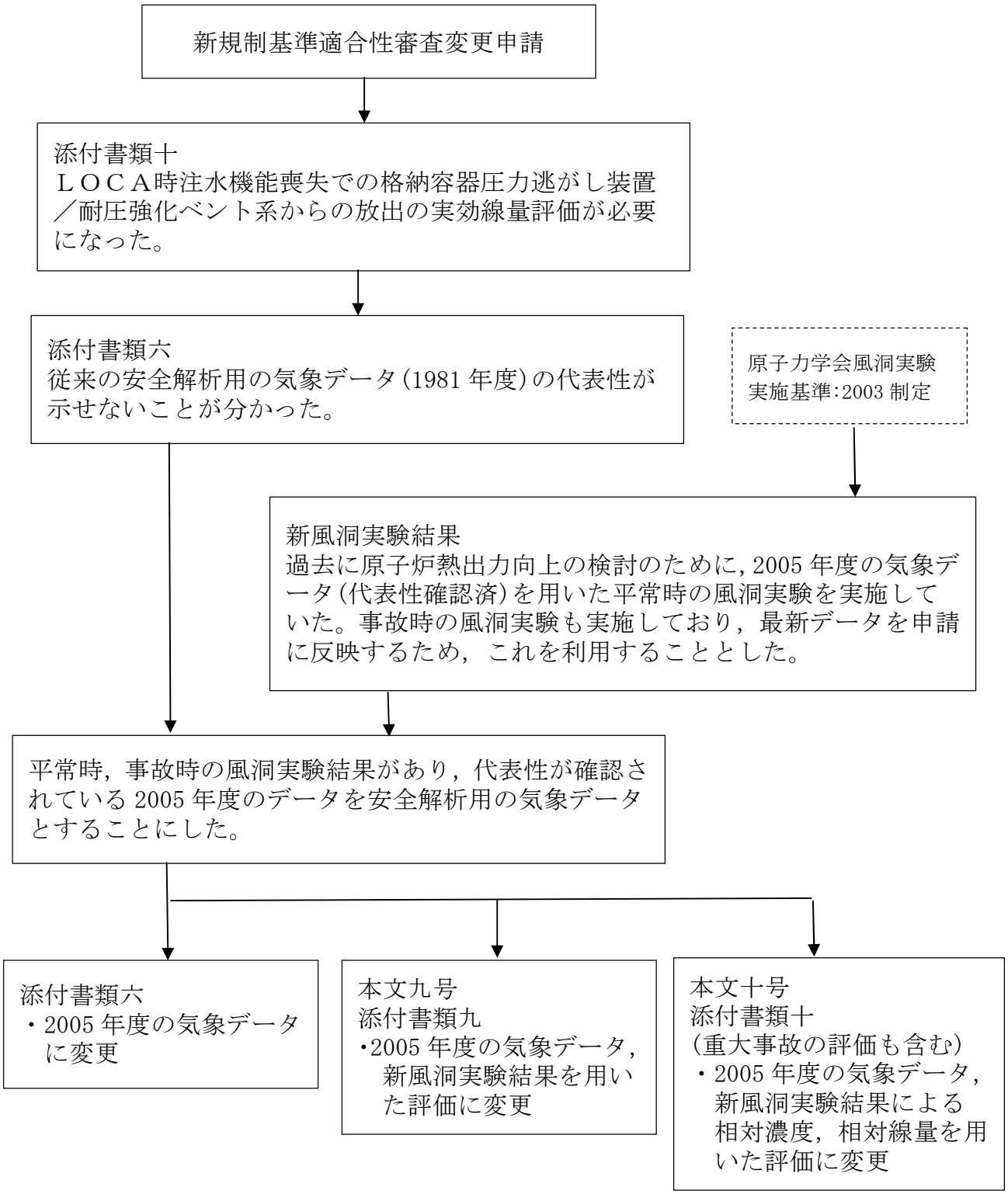
気象現象は，ほぼ1年周期でくり返されているが，年による変動も存在する。このため，想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると，相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は，30％以内であった。

このことから，1年間の気象資料にもとづく解析結果は，気象現象の年変動に伴って変動するものの，その程度はさほど大きくないので，まず，1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には，その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また，2 年以上の気象資料が存在する場合には，これを有効に利用することが望ましい。

参考１

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



参考２

平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は,「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき，換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方，冷却材中の放射性よう素濃度は，次式により求めている。例えば，ここで主蒸気流量ＦＳが増加した場合γが増加するため，放射性よう素濃度は減少する。

$$\mathrm{Ii} = 2.47 \cdot \mathrm{f} \cdot \mathrm{Yi} \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

Ｉｉ:核種ｉの炉心燃料からの漏えい率（Bq／s）
ｆ　:全希ガス漏えい率（1.11×10^{10}）
Ｙｉ:核種ｉの核分裂収率（%）
λｉ:核種ｉの崩壊定数（s^{-1}）
Ａｉ:核種ｉの冷却材中濃度（Bq／g）
Ｍ　:冷却材保有量（g）
β　:原子炉冷却材浄化系のよう素除去率（s^{-1}）

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

ＤＦ:原子炉冷却材浄化系の除染係数
ＦＣ:原子炉冷却材浄化系流量（g／s）
γ　:よう素の主蒸気への移行率（s^{-1}）

$$\gamma = \mathrm{CF} \cdot \frac{FS}{M}$$

ＣＦ:よう素の主蒸気中への移行割合
ＦＳ:主蒸気流量（g／s）

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため，放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

参考 3

東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は，参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成 25 年 12 月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準　発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」(2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後,風洞実験実施基準:2003 は改訂され風洞実験実施基準:2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009 も満足している。

1. 実験手順

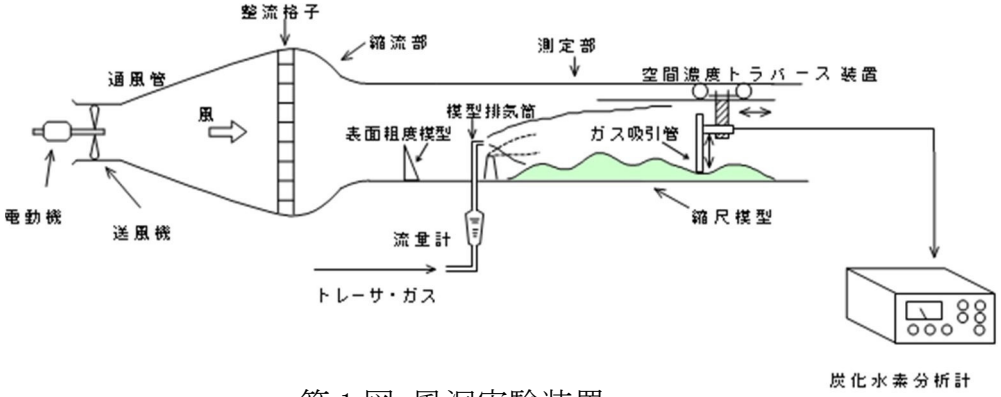
（１）大気安定度で中立（Ｃ～Ｄ）[注)] に相当する条件になるように風洞実験装置(第 1 図参照)内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（第 2 図参照）。

（２）排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（CH_4）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（第 3 図参照）。

（３）風洞実験装置内に縮尺模型（1／2,000，風下 10Km）を入れ，所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し，地表濃度を測定する模型実験

を行い平地実験結果と照合し,排気筒源有効高さを求める(第 4 図参照)。

これにより，建屋，地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第 1 図 風洞実験装置

注）風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は,風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では，アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており，中立よりも安定側の気流状態になっていたが,風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイア）が製作，採用されるようになり，風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため，放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると，1987 年の風洞実験の 80～110m に対し，今回は 95～115m と高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（C～D）を再現したしたため，建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり，建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく，見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は，D～E の大気安定度に相当する気流の乱れであり，建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して，見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方，平常時の排気筒有効高さを比較すると，1987 年の風洞実験の 120～180m に対し，今回は 150～220m と高く評価されている。これは，上記の気流の調整方法の違いよる影響に加え，気象データの変更及び吹出し速度の増加（14m／s から 16m／s に増加）により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図 5 及び図 6 に 1987 年の平地実験の結果，模型実験結果の一例を示す。

2. 放出源高さ

放出源高さは，事故時は通常の換気系は運転されないと想定し，排気筒実高 H_{01}=Hs，平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し，次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ H_{02} とする。ここで，1/Uには，2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02} = Hs + \Delta H$$

$$\Delta H = 3\frac{W}{U}D$$

Hs ：排気筒実高（m）
D ：排気筒出口の内径（m）
W ：吹出し速度（m／s）
1/U ：風速逆数の平均（s／m）

第1表　放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ(m)	放出源高さ（GL m）	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	－	216
WSW	ENE	－	－	－	－
W	E	－	－	－	－
WNW	ESE	－	－	－	－
NW	SE	0.27	58.3	－	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径（m）				4.5	
吹出し速度（m/s）				16.0	
排気筒高さ（GL）（m）				140.0	

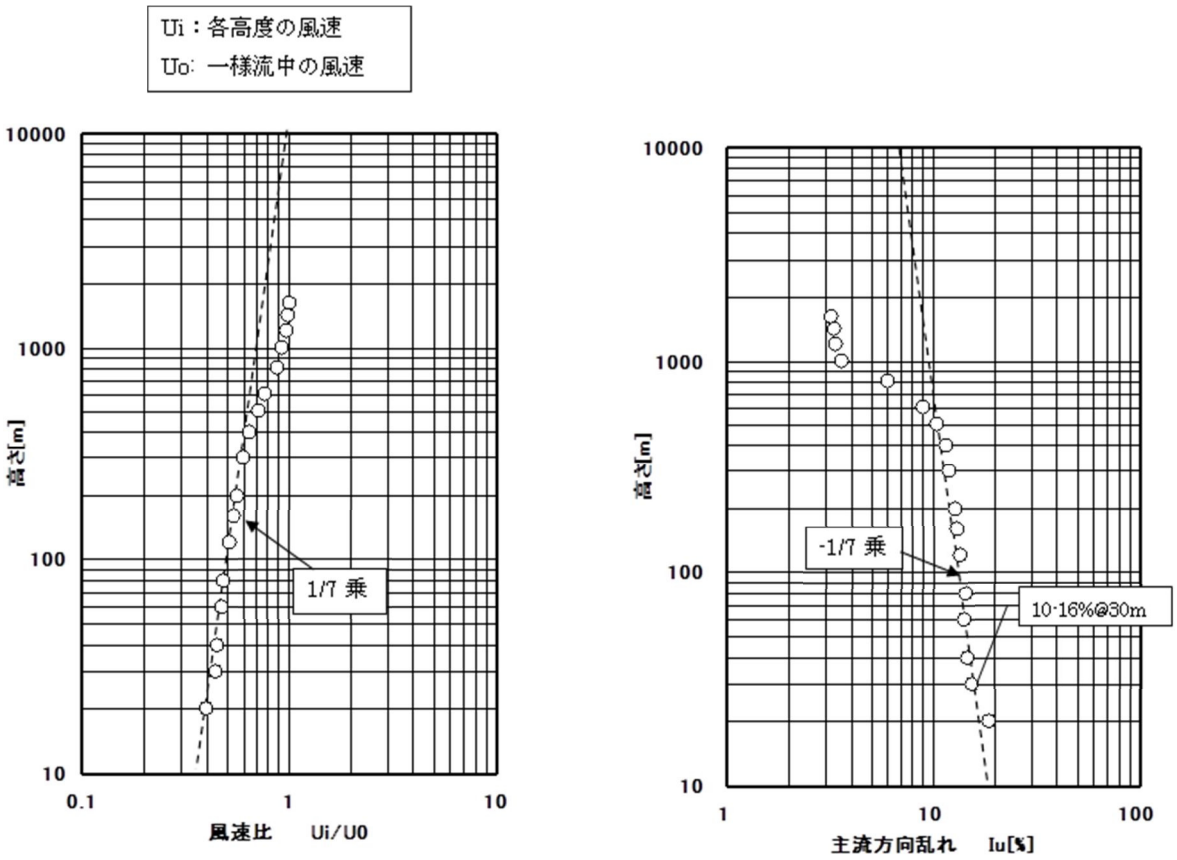
*1　風速逆数の平均（2005年4月～2006年3月）
*2　排気筒設置位置標高：EL 8m

3. 排気筒有効高さ

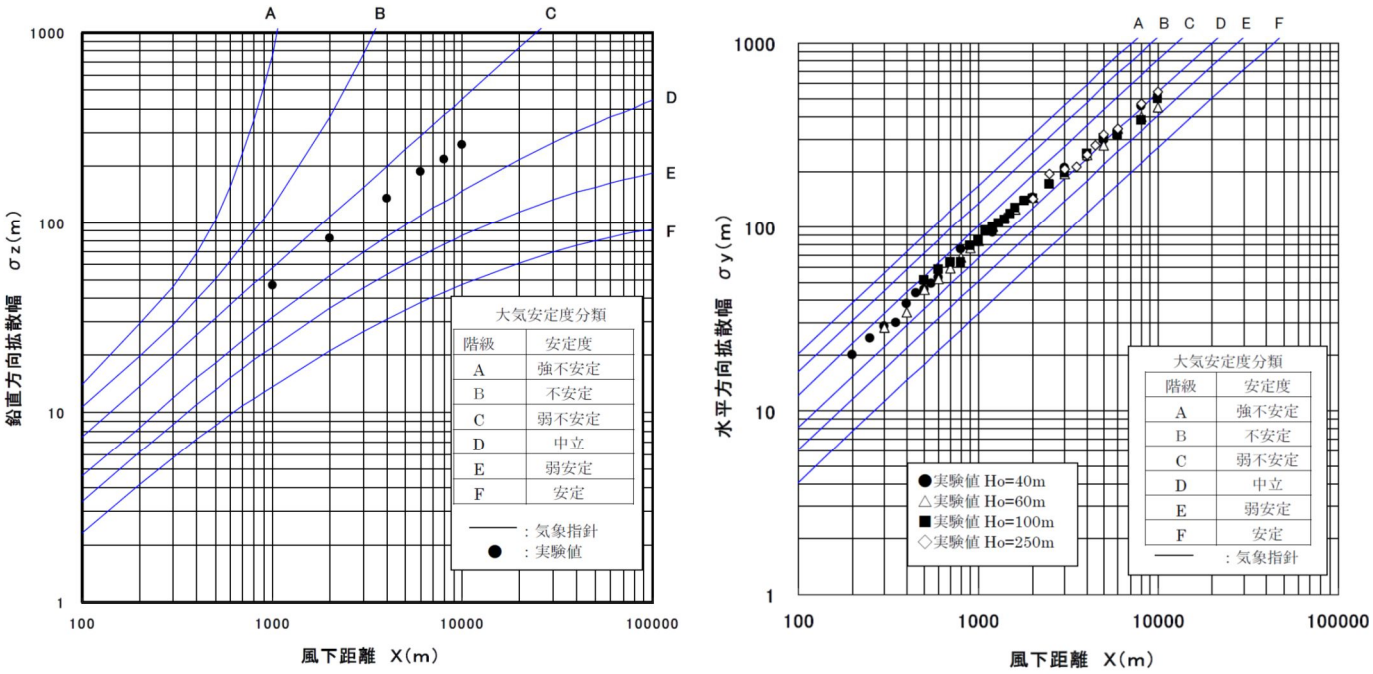
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から，第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

第2表　排気筒有効高さ

風　向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



注）野外の相当高さで 400m までは風速分布，乱れ分布を再現する。

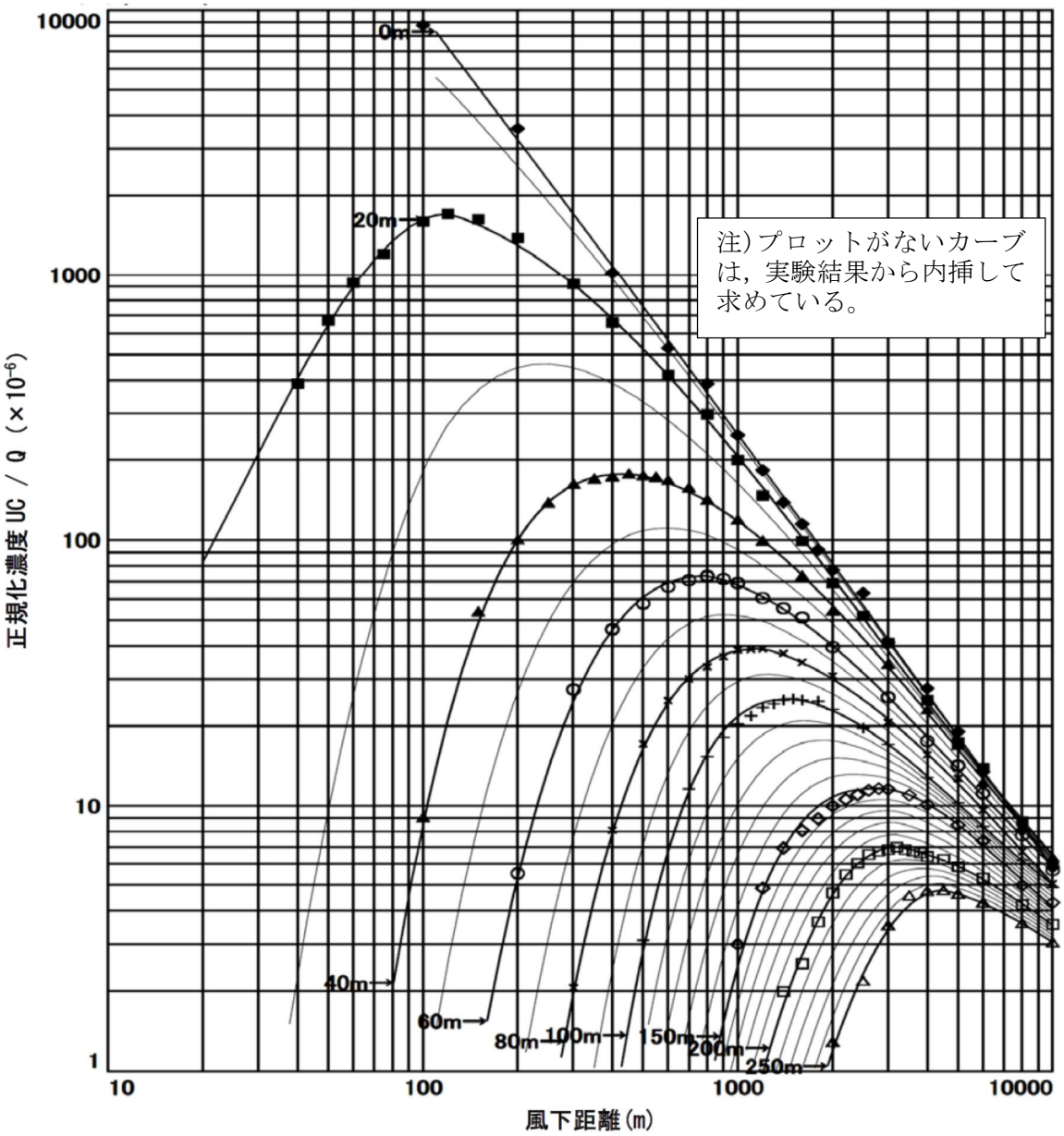


注）鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値（C～D）になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値（C～D）になっている。

第 2 図　気流条件調整結果

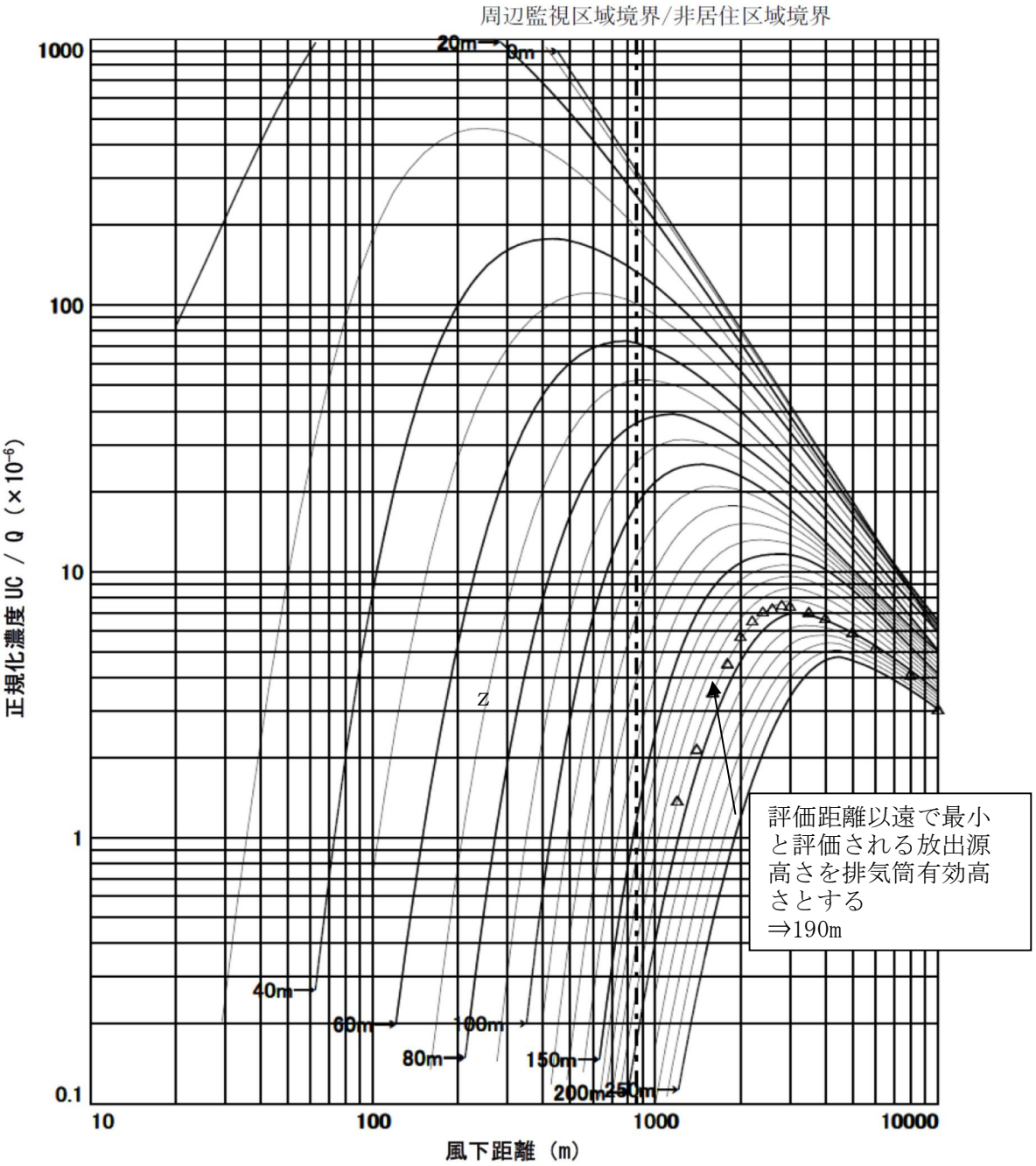
別紙 17－133

記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
◆	0	＋	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		

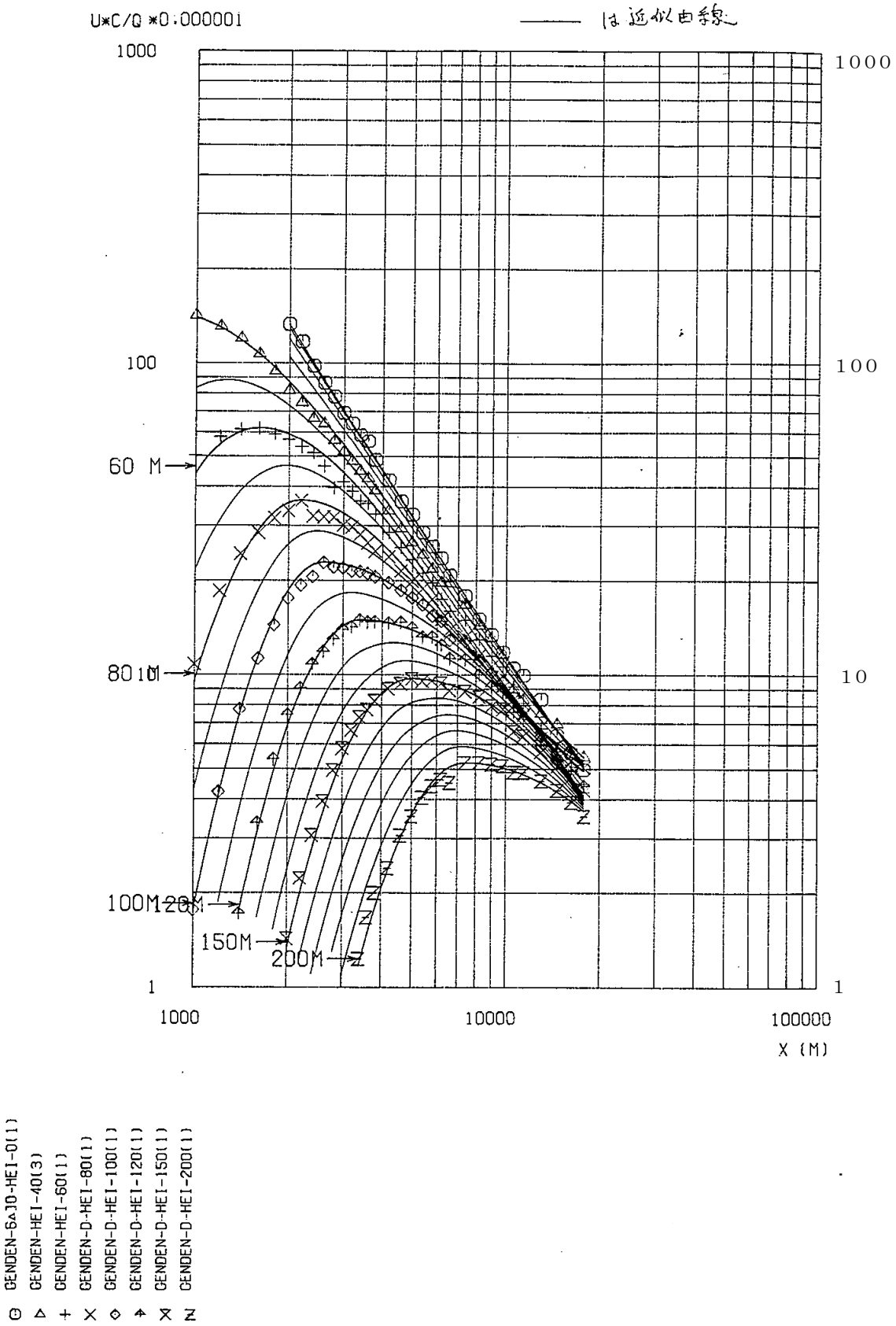


第 3 図 平地実験結果

風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m

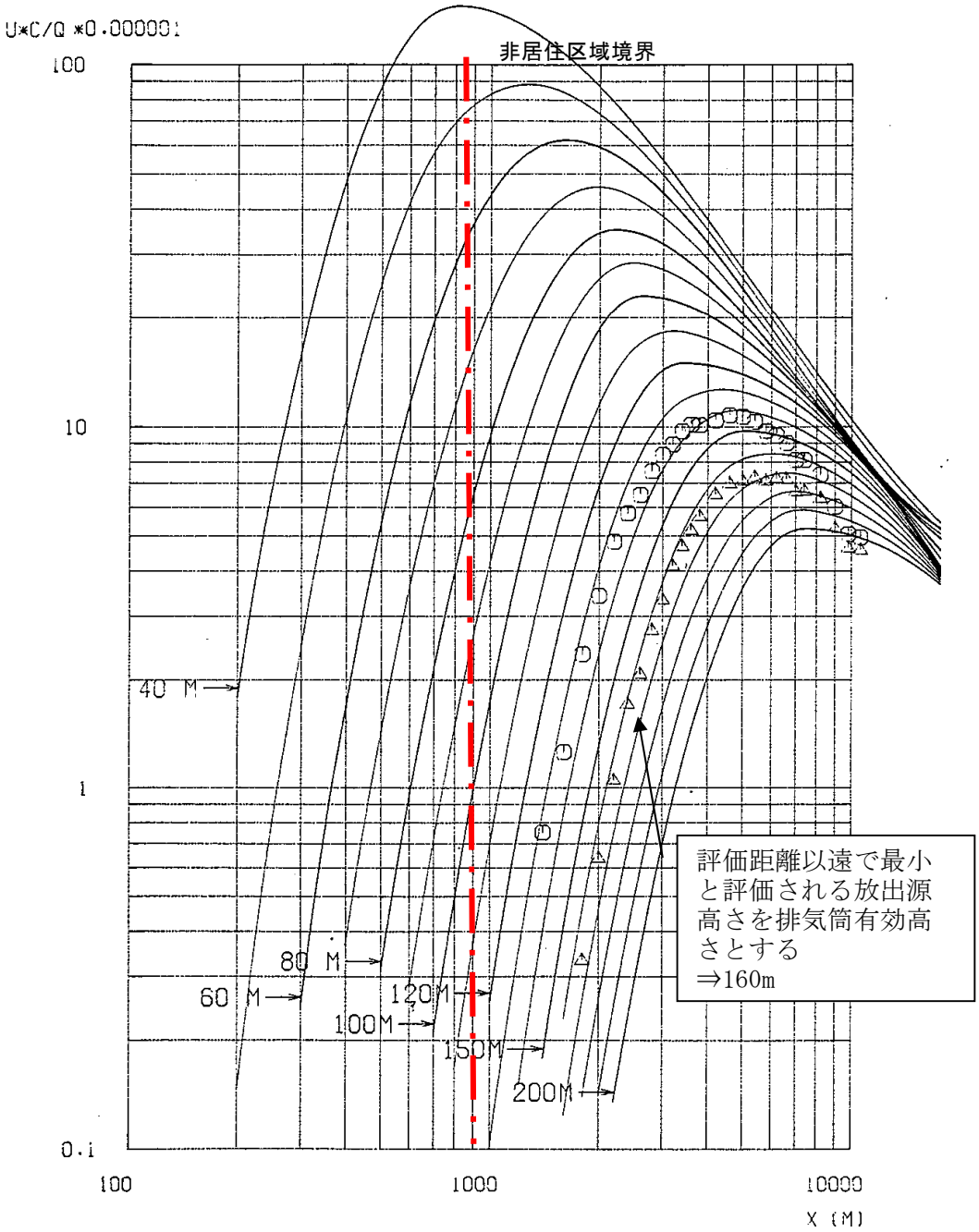


第４図　排気筒有効高さの求め方（風向：Ｓ，平常時の例）



第 5 図　1982 年風洞実験の平地実験結果

風下方位	風向	放出高度 Ho m	有効高さ He m	評価地点 Xp Km	符号
N	S	166	135～135	0.86	○
		191	160		△



注）　○は参考評価

第 6 図　1982 年風洞実験の模型実験結果の一例（風向：S，平常時の例）

参考 4

東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では，廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは，排気筒有効高さは 1982 年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003 の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」※1では，建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる，既設・増設建屋の並びに直角な風向と，既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い，有効高さの変動が 10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に，平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点（ＳＷ方向）に向かう風の風向を含む主要風向において，風洞実験で用いる放出源高さを 1981 年度と 2005 年度気象データから求め比較した結果＋5～－3%と変動が 10%以内であった。放出源高さと有効高さはほぼ比例である※2ため有効高さの変動も 10%以内に収まると推定されることから，1987 年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し，東海第二発電所は＋6～＋14%と 10%を超えていた（下図参照）。

東海発電所

風向	着目方位	1981年度データ（1982年風洞実験）		2005年度データ		放出高さ変動割合(%)	風向頻度(%)(2005年度)
		吹上げ高さ(m)	放出高さ(m)	吹上げ高さ(m)	放出高さ(m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	−1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	−3	8.95
E	W	51	132	48	129	−2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	−4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

別紙 17－138

（参考）

東海第二発電所

風向	着目方位	1981年度データ（1982年風洞実験）		2005年度データ（2007年風洞実験）		放出高さ変動割合(%)	風向頻度(%)（2005年度）
		吹上げ高さ(m)	放出高さ(m)	吹上げ高さ(m)	放出高さ(m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

※１　風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

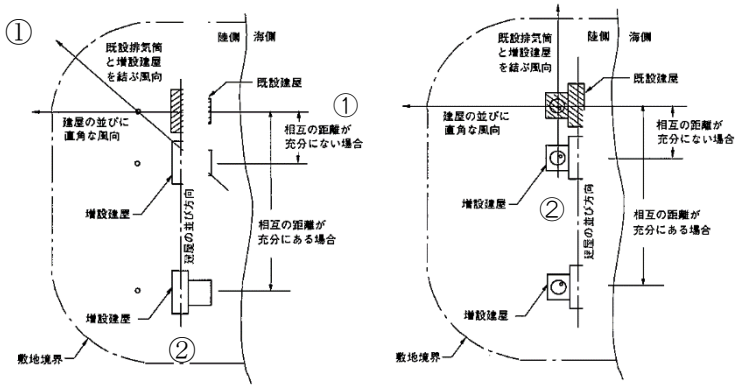
2.　原子炉増設の際の実験の必要性について

a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは，放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって，かつ，既設排気筒高さが増設建屋の高さの 2.5 倍以上ある場合，または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし，このうち増設建屋の影響については，上記の条件が満たされない場合でも，次のように取り扱うことができる。

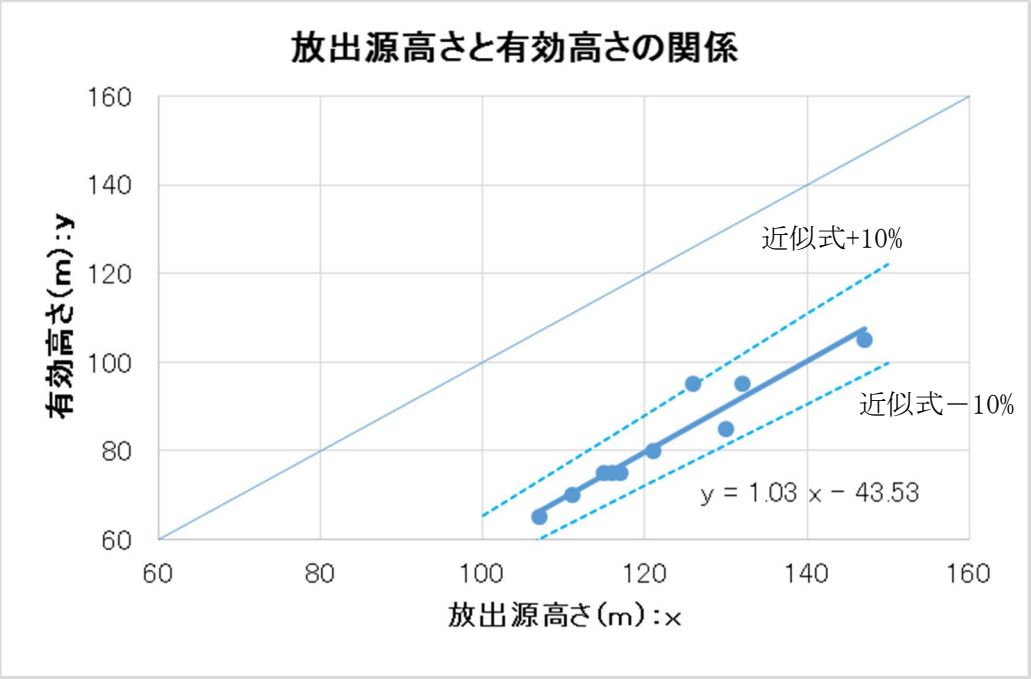
1) 既設，増設建屋配置により，①建屋の並びに直角な風向，②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め，既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち，最も①，②に近い２風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い，その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合*は，既存の実験結果をそのまま使用できる（解説図 2-1 参照）。

＊　ここで，あまり変わらない場合とは，有効高さの変化が 10%以内であり，かつ，線量目標値，めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



※2　1982 年東海発電所風洞実験時の放出源高さと有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さと有効高さは，下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから，放出源高さが 10%変動したとしても，有効高さの変動は 10%以内に収まると推定される。



参考 5

異常年検定法の概要について

F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は，正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち，不良標本と見られるものを X_0(検定年)，その他のものを X_1，X_2，X_3，…Xi，…Xn(比較年)とした場合，X_0を除く他の n 個の標本の平均を$\bar{X} = \sum_{i=1}^{n} X_i/n$として，標本の分散から見て X_0と$\bar{X}$との差が有意ならば X_0を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。

（1） 仮説:不良標本 X_0と他の標本（その平均値）$\bar{X}$との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X}(\bar{X} = \sum_{i=1}^{n} X_i/n)$$

（2） 分散比 F_0を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^{n}(X_i - \bar{X})^2/n$$

（3） 検定年は 1 年，比較年は 10 年，有意水準（危険率）は 5%として，F 分布表の F 境界値（$F_9^1(0.05) = 5.12$）を求める。

（4） F_0と F 境界値を比較して，F_0<F 境界値であれば仮説は採択する。具体的には，次のように棄却限界の上限値と下限値を求め，その範囲に検定年 X_0が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S\sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)}F境界値} < X_0 < \bar{X} + S\sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)}F境界値}$$

補足 12　コンクリート密度の根拠について

1.　はじめに

日本建築学会　建築工事標準仕様書・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（以下，JASS 5N)」に基づき，コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

2.　乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式(解 3.6)を用いて,以下の手順で推定した。

① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め，調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換

② JASS 5N の予測式（解 3.6）により，含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量 ρ_p を算出

③ コンクリートのばらつきを考慮して，ρ_p から $3\sigma_d$ を差し引く。(解説図 3.10)

標準偏差 σ_d は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から 0.024t/m^3（最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \qquad \text{（解 3.6 より）}$$

ρ_p：乾燥単位容積質量（kg／m^3）

G_0：調合計画における粗骨材量（絶乾）（kg／m^3）※参考参照

S_0：調合計画における細骨材量（絶乾）（kg／m^3）※参考参照

C_0：調合計画におけるセメント量（kg／m^3）※参考参照

w：コンクリート中の含水量（kg／m^3）※安全側に0とする。

3.　推定乾燥単位容積質量について（参考参照）

推定乾燥単位容積質量の最小値は2.016g／cm^3となり，遮蔽計算に使用するコンクリート密度はこれを包絡する2.00 g／cm^3とする。

参考

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

σd=

No.	打設場所	重量調合[kg/m3]					砂（絶乾）	砂利（絶乾）	（ＪＡＳＳ５Ｎより）	
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			ρp	ρp-3σd
1	一次遮蔽壁								2.209	2.137
2									2.218	2.146
3									2.217	2.145
4									2.201	2.129
5									2.207	2.135
6									2.229	2.157
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋								2.155	2.083
8									2.164	2.092
9									2.156	2.084
10									2.165	2.093
11									2.162	2.090
12									2.173	2.101
13									2.165	2.093
14									2.177	2.105
15									2.155	2.083
16									2.162	2.090
17									2.159	2.087
18									2.203	2.131
19									2.197	2.125
20									2.192	2.120
21									2.202	2.130
22									2.183	2.111
23									2.155	2.083
24									2.164	2.092
25									2.164	2.092
26									2.175	2.103
27									2.149	2.077
28									2.156	2.084
29									2.162	2.090
30									2.165	2.093
31									2.154	2.082
32									2.143	2.071
33									2.168	2.096
34									2.168	2.096
35									2.172	2.100
36									2.154	2.082
37									2.168	2.096
38									2.133	2.061
39									2.137	2.065
40									2.152	2.080
41									2.118	2.046
42									2.137	2.065
43									2.117	2.045
44									2.132	2.060
45									2.157	2.085
46									2.117	2.045
47									2.148	2.076
48									2.126	2.054
49									2.155	2.083
50									2.112	2.040
51									2.088	2.016
52									2.189	2.117
53									2.175	2.103
54									2.181	2.109
55									2.157	2.085
56									2.161	2.089
57									2.163	2.091
58									2.137	2.065
59									2.155	2.083
60									2.141	2.069
61									2.166	2.094
62									2.205	2.133
63									2.170	2.098
64									2.251	2.179
65									2.172	2.100
66									2.169	2.097
67									2.189	2.117
68									2.178	2.106
69									2.195	2.123
70									2.182	2.110
71									2.164	2.092
72									2.174	2.102
73									2.176	2.104
74									2.183	2.111

ρp=G0＋S0＋1.2C0

最小値	2.016

スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお，評価に当たっては，サプレッション・チェンバ（Ｓ／Ｃ）からのベントを行う場合及びドライウェル（Ｄ／Ｗ）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

(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 図及び第 7 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，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線，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よる外部被ばく及び内部被ばく，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，第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果等を考慮し，作業場所における相対線量（Ｄ／Ｑ）及び相対濃度（χ／Ｑ）から被ばく評価を行った。なお，内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c．評価地点

評価地点は，第 8 図に示すとおりとした。

d．作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は,第 7 表及び第 8 表に示すとおり，サプレッション・チェンバ（Ｓ／Ｃ）からのベントを行う場合，スクラビング水の補給作業については 13mSv／h，窒素ガスの供給作業については 3.6mSv／h となり，ドライウェル（Ｄ／Ｗ）からのベントを行う場合，スクラビング水の補給作業については 15mSv／h，窒素ガスの供給作業については 4.6mSv／h となり，スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお，スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は,移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり,作業が可能である。

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ＬＯＣＡ＋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畳を考慮）	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2.2×10^{19}Bq よう素類　　：約2.8×10^{19}Bq ＣｓＯＨ類　：約1.1×10^{18}Bq Ｓｂ類　　：約1.3×10^{18}Bq TeO_2類　：約6.7×10^{18}Bq ＳｒＯ類　　：約1.2×10^{19}Bq ＢａＯ類　　：約1.2×10^{19}Bq MoO_2類　：約2.4×10^{19}Bq CeO_2類　：約7.4×10^{19}Bq La_2O_3類　：約5.5×10^{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ＡＢＷＲ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	ＭＡＡＰ解析結果
原子炉格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール内ｐＨ制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため，保守的に設定
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

別紙 18－3

第１表　放出量評価条件（2／3）

<table>
<tr><th>項　目</th><th colspan="3">評価条件</th><th>選定理由</th></tr>
<tr><td>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）</td><td colspan="3">1Pd以下：0.9Pdで0.5％／日
1Pd超過：2Pdで1.3％／日</td><td>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（別紙 17 補足 1 参照）</td></tr>
<tr><td>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）</td><td colspan="3">1.5h後～19.5h後：1.3％／日（一定）
その他の期間　　：0.5％／日（一定）</td><td>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）（別紙17補足1参照）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果</td><td colspan="3">考慮しない</td><td>保守的に設定</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）</td><td colspan="3">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）</td><td>ＭＡＡＰのＦＰ挙動モデル（別紙17補足2参照）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）</td><td colspan="3">考慮しない</td><td>保守的に設定</td></tr>
<tr><td rowspan="2">原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）</td><td colspan="3">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）</td><td>ＣＳＥ実験及び Standard Review Plan 6.5.2※2に基づき設定（別紙17補足3参照）</td></tr>
<tr><td colspan="3">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）</td><td>Standard Review Plan6.5.5※3に基づき設定（別紙 17 補足 4 参照）</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td><td>希ガス類
ＣｓＩ類
ＣｓＯＨ類
Ｓｂ類
TeO_2類
ＳｒＯ類
ＢａＯ類
MoO_2類
CeO_2類
La_2O_3類</td><td>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}</td><td>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}</td><td>ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465※4に基づき設定（別紙 17 補足 5 参照）</td></tr>
</table>

別紙 18－4

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		Ｓ／Ｃベント	Ｄ／Ｗベント	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465 に基づき設定（別紙 17 補足５参照）
	希ガス類	：約9.5×10^{-1}	：約9.5×10^{-1}	
	ＣｓＩ類	：約1.0×10^{-6}	：約3.9×10^{-3}	
	ＣｓＯＨ類	：約4.0×10^{-7}	：約7.5×10^{-3}	
	Ｓｂ類	：約8.9×10^{-8}	：約1.4×10^{-3}	
	TeO_2類	：約8.9×10^{-8}	：約1.4×10^{-3}	
	ＳｒＯ類	：約3.6×10^{-8}	：約5.8×10^{-4}	
	ＢａＯ類	：約3.6×10^{-8}	：約5.8×10^{-4}	
	MoO_2類	：約4.5×10^{-9}	：約7.2×10^{-5}	
	CeO_2類	：約8.9×10^{-10}	：約1.4×10^{-5}	
	La_2O_3類	：約3.6×10^{-10}	：約5.8×10^{-6}	
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

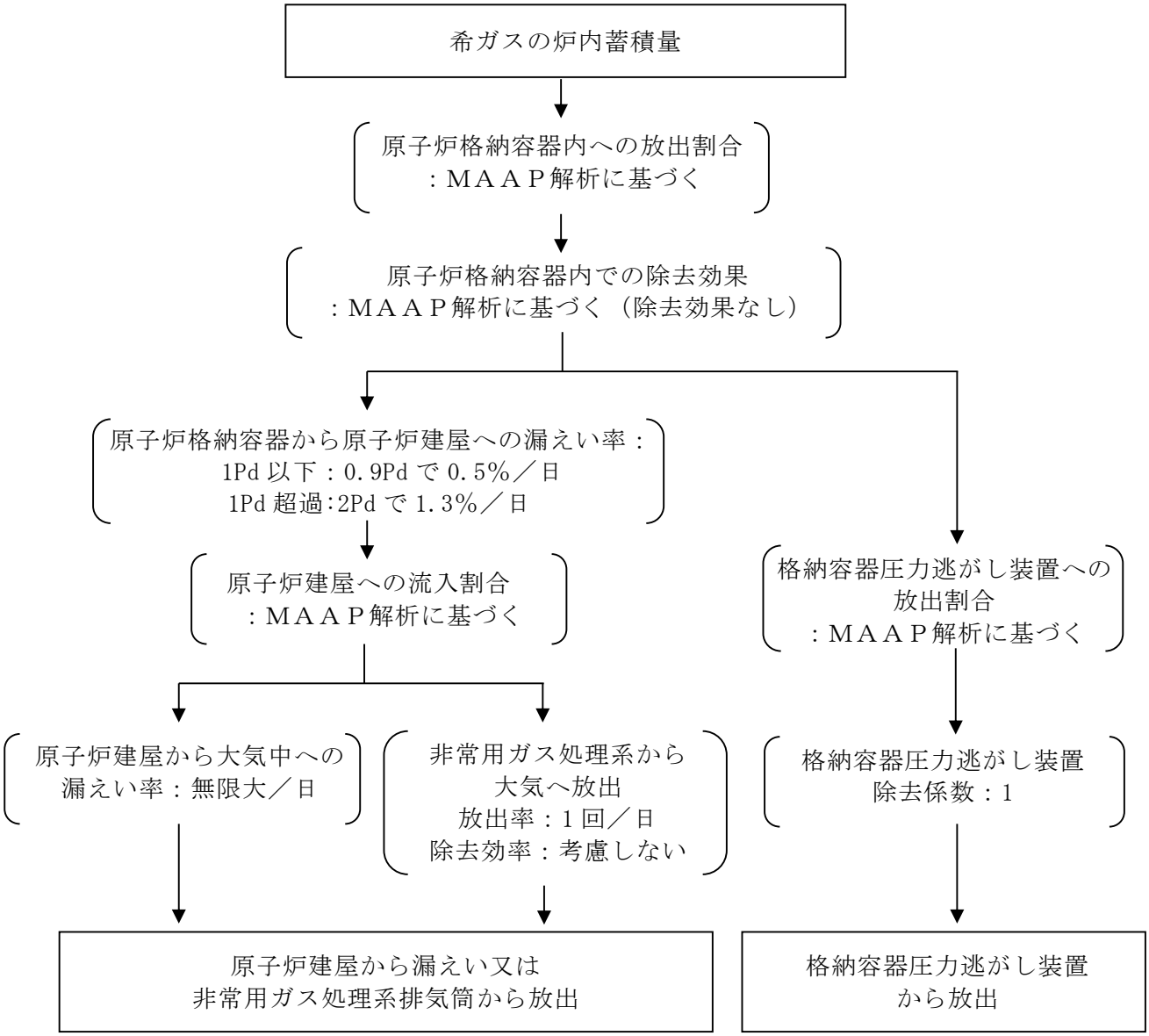
別紙 18－5

※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”,May 2003

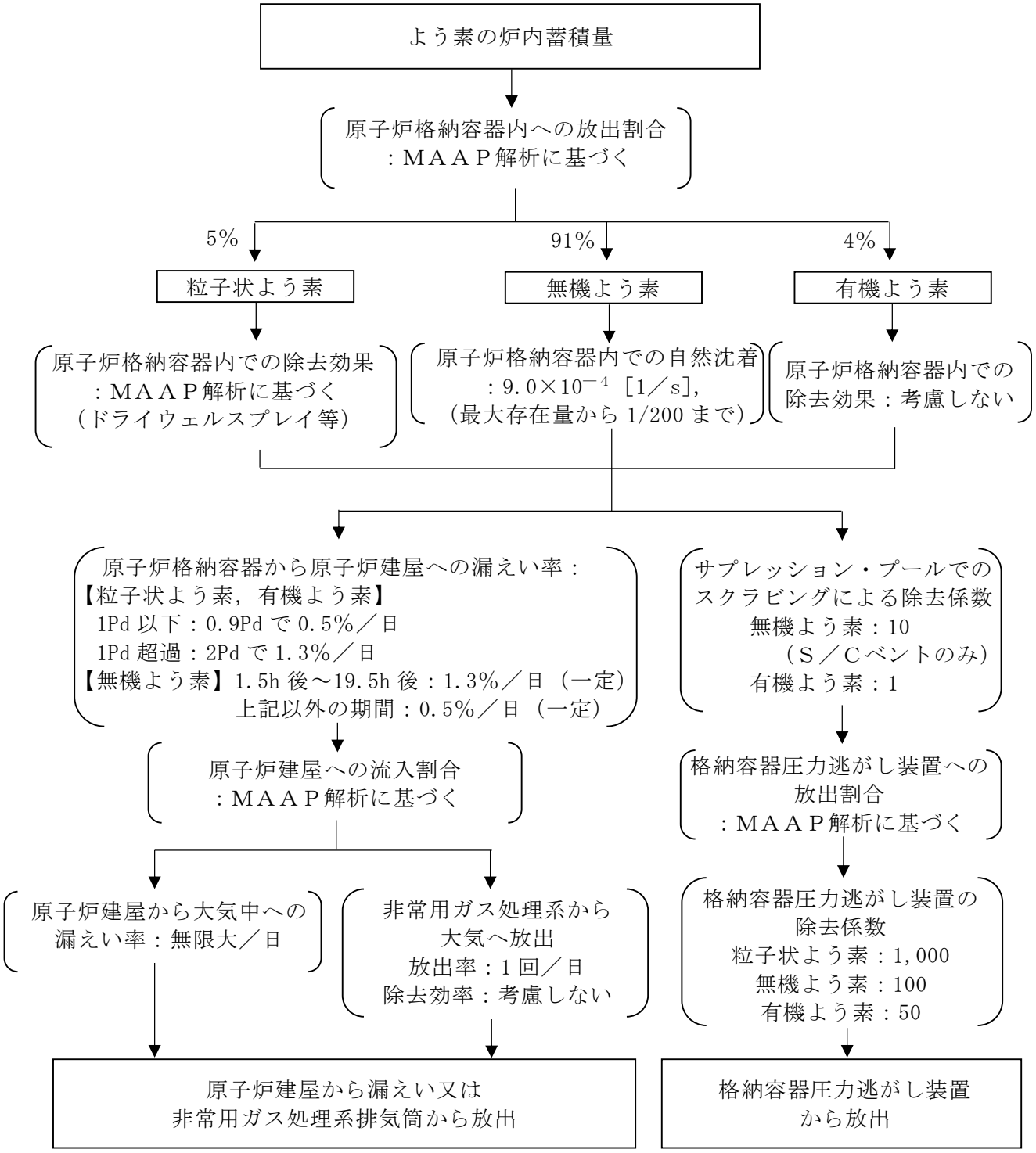
※2 Standard Review Plan6.5.2,“Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”,December 2005

※3 Standard Review Plan6.5.5,“Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”,March 2007

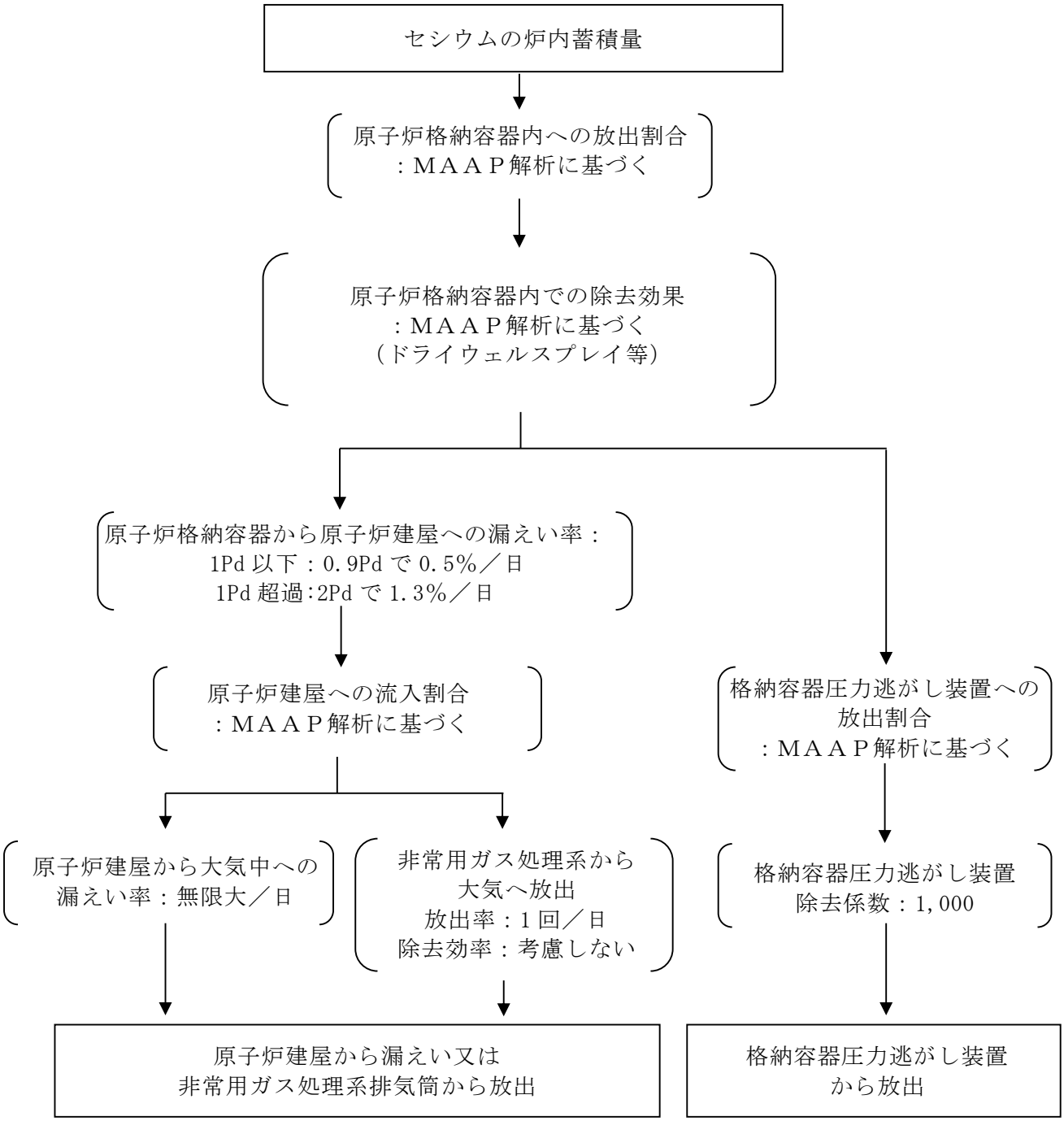
※4 NUREG-1465,“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”,1995



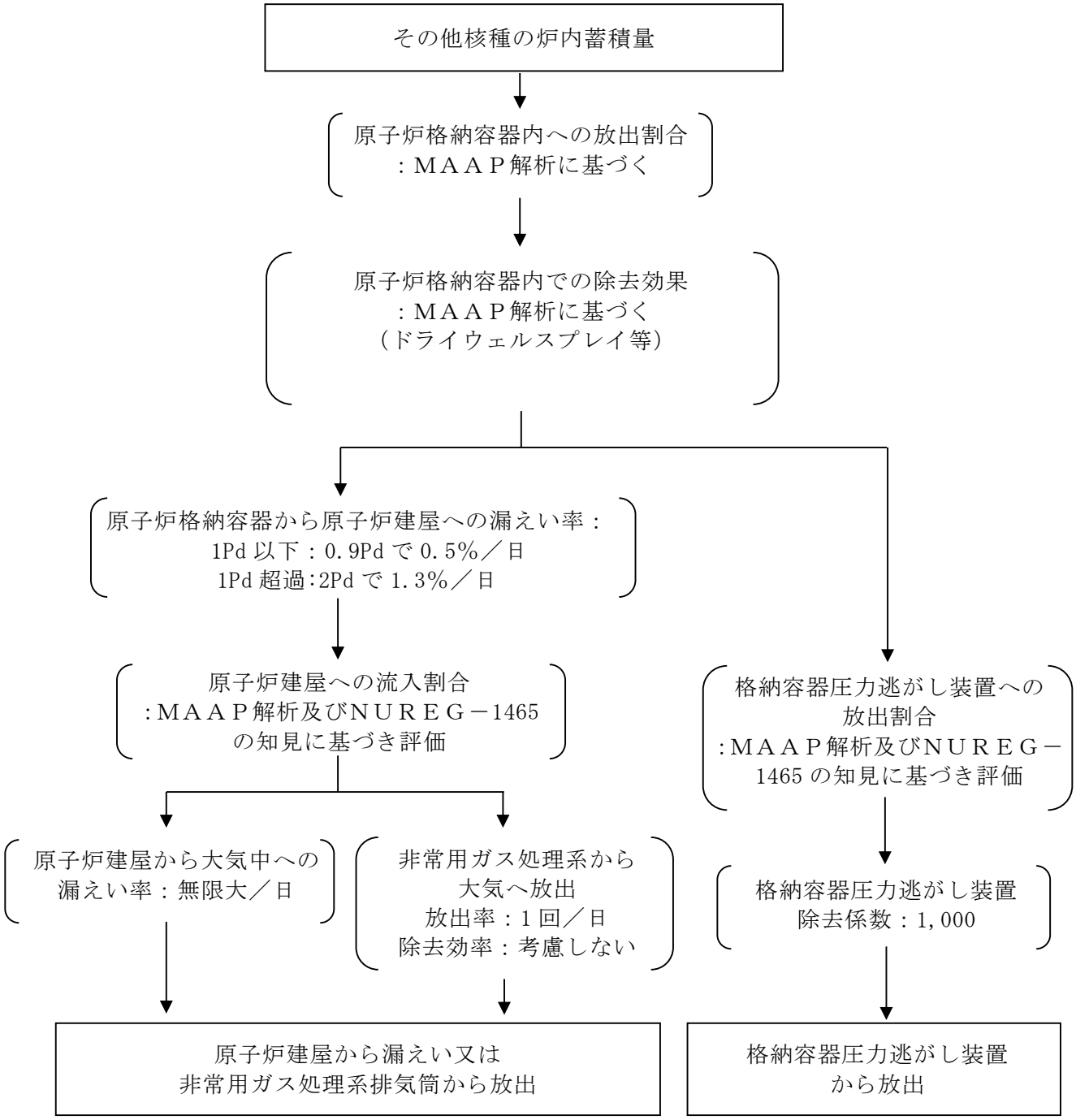
第 1 図　希ガスの大気放出過程



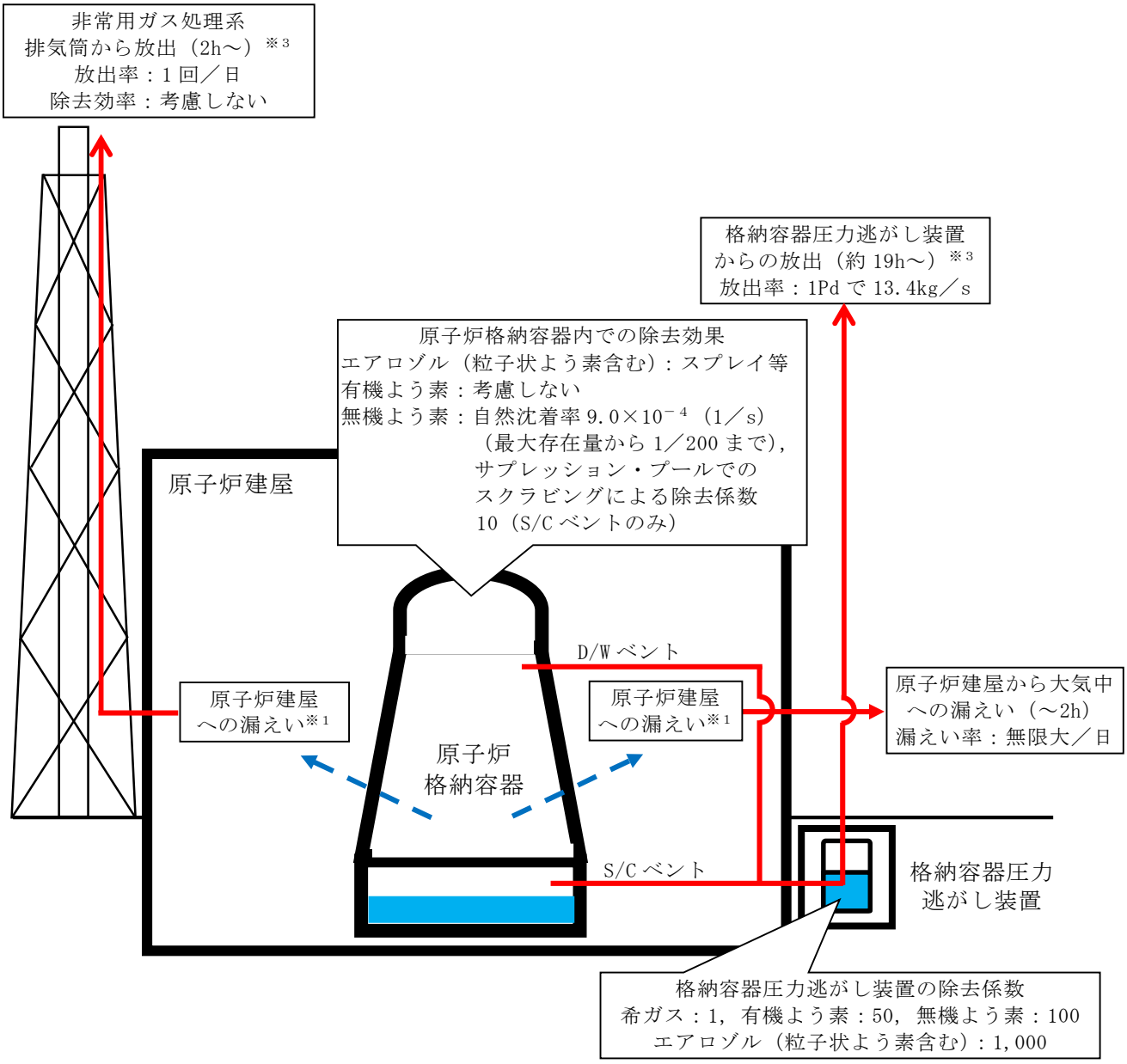
第 2 図　よう素の大気放出過程



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

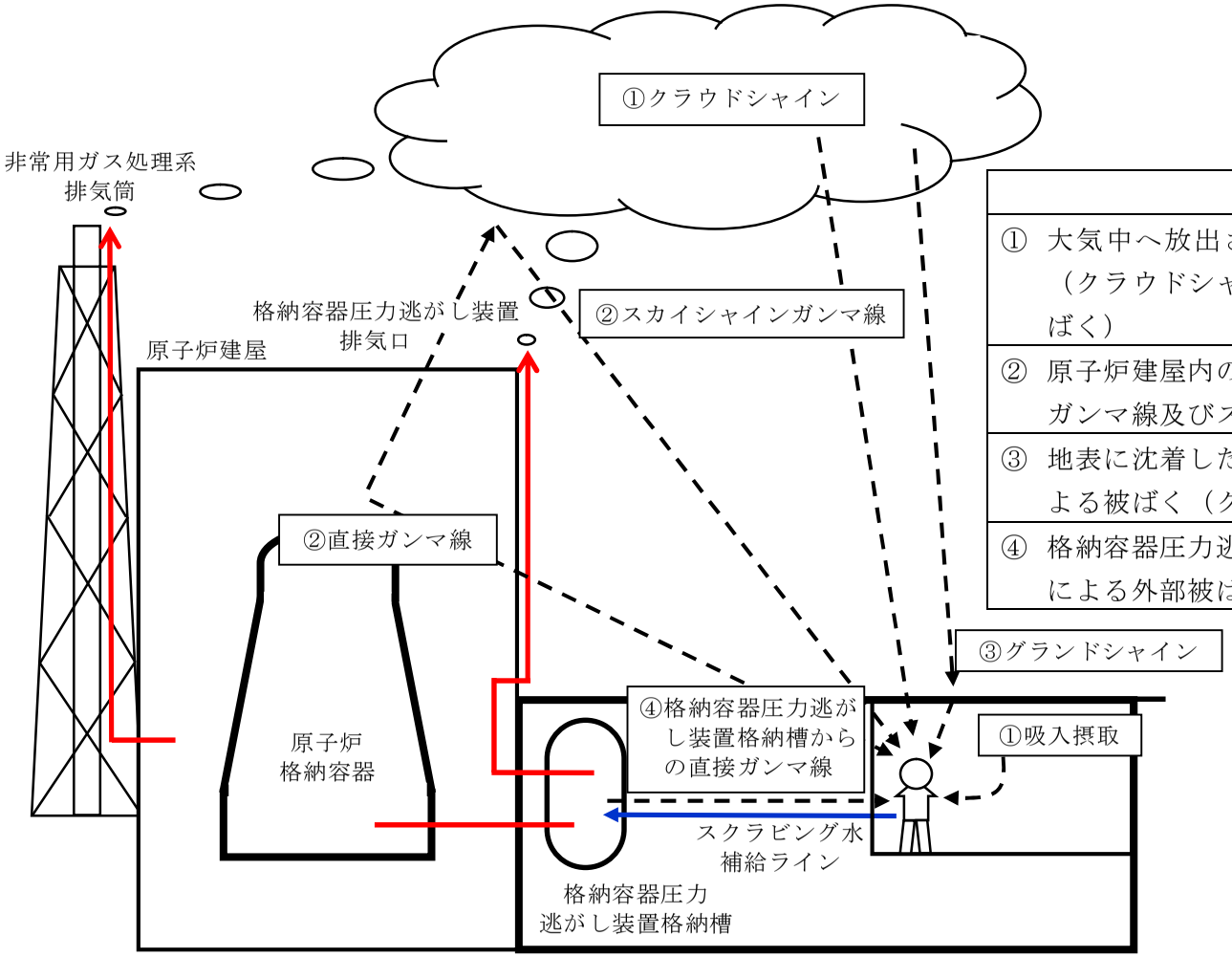


※1　原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd以下：0.9Pdで0.5%／日，1Pd超過:2Pdで1.3%／日
【無機よう素】
1.5h後～19.5h後：1.3%／日（一定），上記以外の期間：0.5%／日（一定）

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	

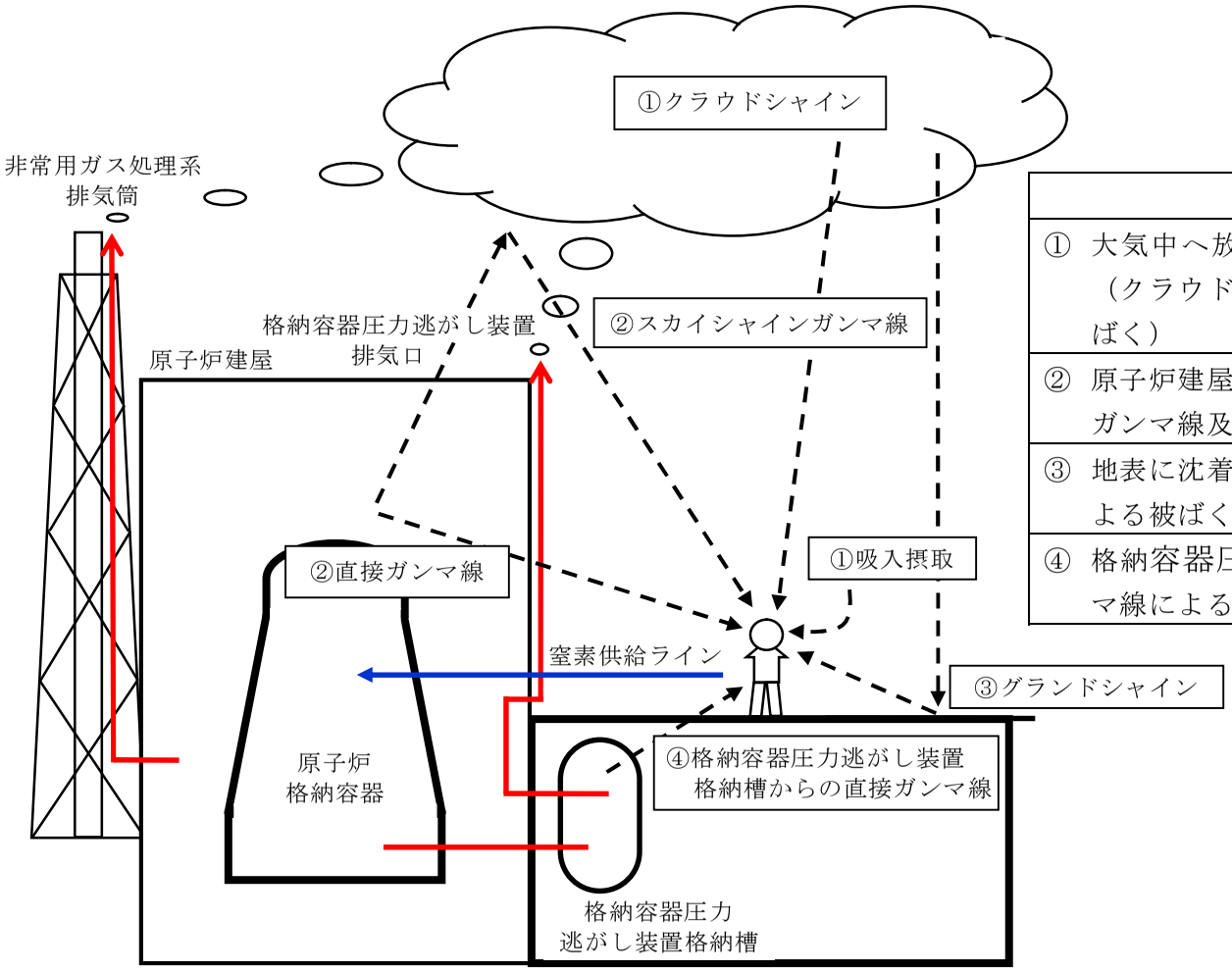
※2　非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
※3　事象発生後19h以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第5図　大気放出過程概略図（イメージ）



被ばく経路
① 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）
② 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）
③ 地表に沈着した放射性物質からの放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
④ 格納容器圧力逃がし装置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）

第６図　スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



被ばく経路
① 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく）
② 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）
③ 地表に沈着した放射性物質からの放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
④ 格納容器圧力逃がし装置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）

第７図　窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

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（地上高 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（地上高 140m）の気象データを使用（別紙 17 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57m 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（別紙 17 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 8 図参照	屋外移動時は敷地内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，建屋放出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）

<table>
<tr><th colspan="2">作業内容</th><th>放出箇所</th><th colspan="2">χ／Ｑ及びＤ／Ｑ</th></tr>
<tr><td rowspan="5">スクラビング
水補給作業</td><td rowspan="5">屋外移動時
／作業時</td><td>原子炉建屋漏えい
（地上放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 8.3×10^{-4}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器圧力逃がし装置排気口
（建屋屋上放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 4.2×10^{-4}</td></tr>
<tr><td>Ｄ／Ｑ
（Gy／Bq）</td><td>約 8.7×10^{-19}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">非常用ガス処理系排気筒
（排気筒放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 3.0×10^{-6}</td></tr>
<tr><td>Ｄ／Ｑ
（Gy／Bq）</td><td>約 1.2×10^{-19}</td></tr>
<tr><td rowspan="8">窒素供給作業</td><td rowspan="4">屋外移動時</td><td>原子炉建屋漏えい
（地上放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 8.3×10^{-4}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器圧力逃がし装置排気口
（建屋屋上放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 4.2×10^{-4}</td></tr>
<tr><td>Ｄ／Ｑ
（Gy／Bq）</td><td>約 8.7×10^{-19}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">非常用ガス処理系排気筒
（排気筒放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 3.0×10^{-6}</td></tr>
<tr><td>Ｄ／Ｑ
（Gy／Bq）</td><td>約 1.2×10^{-19}</td></tr>
<tr><td rowspan="4">作業時</td><td>原子炉建屋漏えい
（地上放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 7.4×10^{-4}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器圧力逃がし装置排気口（建屋屋上放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 3.7×10^{-4}</td></tr>
<tr><td>Ｄ／Ｑ
（Gy／Bq）</td><td>約 7.7×10^{-19}</td></tr>
<tr><td rowspan="2">非常用ガス処理系排気筒
（排気筒放出）</td><td>χ／Ｑ
（s／m^3）</td><td>約 3.0×10^{-6}</td></tr>
<tr><td>Ｄ／Ｑ
（Gy／Bq）</td><td>約 6.3×10^{-20}</td></tr>
</table>

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） 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 ICRP Publication 71 に基づき設定
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：0.5cm／s 無機よう素：0.5cm／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（別紙 17 補足 6～補足 8 参照）

第５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
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

第６表　フィルタ装置からの直接ガンマ線

項　目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv／h 以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv／h 以下）に基づき設定
コンクリート密度	2.10g／cm^3	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g／cm^3 以上で施工

第８図　大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第７表　スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（Ｓ／Ｃからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
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		1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下
大気中へ放出された放射性物質よる被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下
	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
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約3.3×10^{0}	約3.3×10^{0}	約2.9×10^{0}	約3.3×10^{0}
格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽からの直接線		約1.0×10^{1}	約6.3×10^{-1}	約6.3×10^{-1}	約6.3×10^{-1}
作業線量率		約1.3×10^{1}	約3.9×10^{0}	約3.6×10^{0}	約3.9×10^{0}

第８表　スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（Ｄ／Ｗからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
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		1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下
大気中へ放出された放射性物質よる被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下
	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
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4.5×10^{0}	約4.5×10^{0}	約4.0×10^{0}	約4.5×10^{0}
格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽からの直接線		約1.0×10^{1}	約6.3×10^{-1}	約6.3×10^{-1}	約6.3×10^{-1}
作業線量率		約1.5×10^{1}	約5.1×10^{0}	約4.6×10^{0}	約5.1×10^{0}