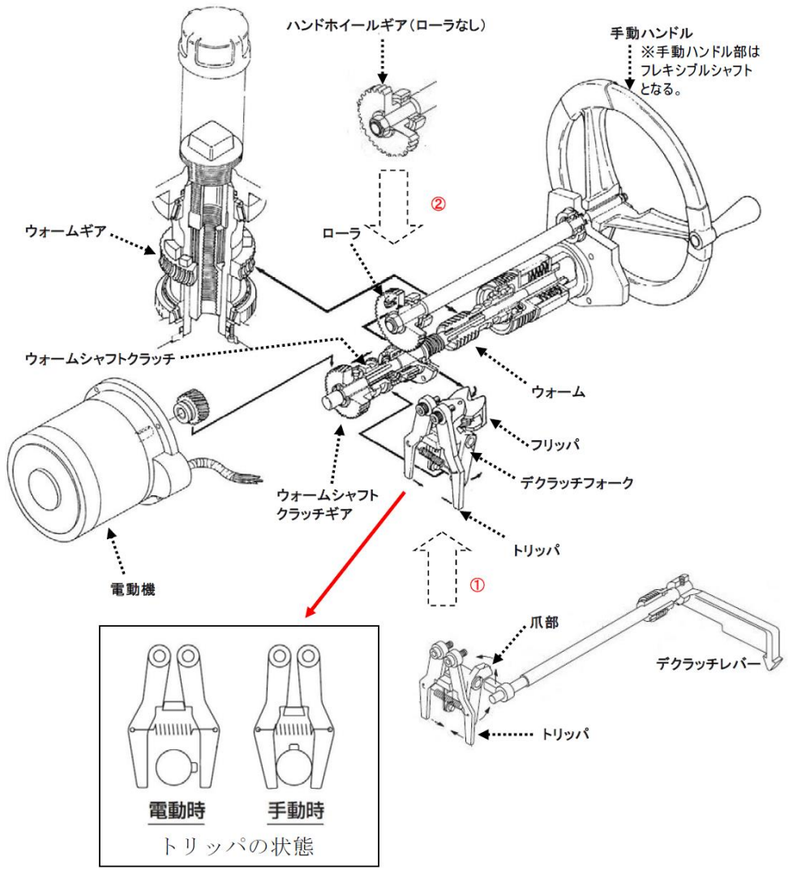
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム 隔離弁の駆動方式は，電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり，これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。 オートデクラッチ機構は，従来，弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切替操作を，フレキシブルシャフトを操作することで，自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。 また，弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は，クラッチ機構を採用しており，電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため，トルク伝達に影響を与えない構造となっている。 オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第１図に示す。 オートデクラッチ機構は，ウォームシャフトクラッチが保持される位置により，弁へのトルクの伝わり方が変動する。 電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第２図，第３図に示す。	別紙３ フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム 隔離弁の駆動方式は，電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり，これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。 フレキシブルシャフトが接続されているベント弁は，通常状態においては電動側のギアがかみ合い，中央制御室からの遠隔操作によって，モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。 人力操作の際は，弁設置場所での電動／手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い，フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。 なお，手動操作時に電源が復旧した際は，モータの起動により電動側のギアがかみ合い，中央制御室からの遠隔操作が可能となる。 オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要を図１，電動操作，手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を図２～５に示す。 オートデクラッチ機構は，ウォームシャフトクラッチが保持される位置により，弁へのトルクの伝わり方が変動する。	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
 ＜注記＞ ①標準型では，ウォームシャフトクラッチ切替用のデクラッチレバーが本体機構に付くが，オートデクラッチ機能付きでは，手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。 ②オートデクラッチ機能付きでは，手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため，ハンドホイールギアにローラが取り付けられている。 第１図　オートデクラッチ機構の概要図	図１　オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要	設備の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第２図　弁駆動部の詳細図（電動駆動時（通常状態））	図２　弁駆動部の状態（電動操作時（通常状態））	
第３図　弁駆動部の詳細図（手動操作時）	図３　弁駆動部の状態（通常状態から手動操作位置への切替え（オートデクラッチ））	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（参考）オートデクラッチ機構の操作概要		

図４　弁駆動部の状態（手動操作時）

図５　弁駆動部の状態（手動操作位置から電動操作位置への自動復帰）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	別紙８ ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について ベント実施に伴う現場作業は，放射線環境下での作業となることから，作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。 なお，中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については，高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。 線量影響の評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。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。 (1) 評価条件 a. 想定シナリオ 想定シナリオは以下のとおりとした。 ・発災プラント：２号炉 ・想定事象：冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失 ・以下の２ケースについて評価※1 -Ｗ／Ｗベントにより事象収束に成功 -Ｄ／Ｗベントにより事象収束に成功 ※１　島根原子力発電所２号炉においては，原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち，原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにおいても，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって，仮に重大事故が発生したと想定する場合であっても，第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては，代替循環冷却に失敗することも考慮し，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては，前述の「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。なお，よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内ｐＨ制御については，その効果に期待しないものとした。 b. 放出放射能量 大気中への放出放射能量は，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	価と同様の評価方法にて評価した。なお，Ｄ／Ｗベント時においては，ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。 評価結果を表１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．被ばく評価条件 被ばく経路の概念図を図１及び図２に示す。 大気拡散評価の条件は，評価点を除き，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。 放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を表２に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点，評価点並びに評価結果を表３に示す。 評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。 ・Ｗ／Ｗベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物　１階） ・Ｄ／Ｗベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物　２階） ・第二隔離弁操作位置（原子炉建物　３階） なお，屋内移動中（往路，復路）の評価点は，１階～３階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物３階の第二隔離弁操作位置で代表した。 大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表４に示す。 格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を図３から図７に示す。 d．評価方法 (a) 原子炉建物外での作業 (a-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 原子炉建物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実効線量は，原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，評価点の位置等を踏まえて評価した。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Ｇ３３ＧＰ２Ｒコードを用いて評価した。 (a-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，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踏まえ評価した。 (a-3) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお，評価に当たってはマスクの着用を考慮した。 (a-4) 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 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は，事故期間中の大	・設備の相違 島根２号炉は原子炉建物の二次格納施設外での作業実施

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。 (b) 原子炉建物内での作業 (b-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは，作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度※1になると仮定し，サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は，２号炉の一次隔離弁，二次隔離弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値[redacted]m^3を設定した。 (b-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。 また，ベントガスからの放射線について，遮蔽厚さが最も薄い天井での遮蔽厚さを考慮して評価した※1。 (b-3) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは，作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度※1になると仮定して評価した。 なお，評価に当たってはマスクの着用を考慮した。 (b-4) 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 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は，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，建物外壁による遮蔽，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。 (b-5) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは，配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を，作業エリアの位置，配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。 なお，格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及び屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，第１ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし，評価の対象外とした。 また，原子炉建物内の配管においても，配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は，影響は軽微であるとし評価の対象外とした。 ※１　格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL.65m）から放出されたベント流体は，熱エネルギーを持つため放出後に上昇し，さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また，	・評価条件の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ベント流体の放出口（EL.65m）と一次隔離弁の開操作場所（W／Wベント時：原子炉建物１階([redacted])，D／Wベント時：原子炉建物２階([redacted] は少なくとも 40m 程度の高低差があることから放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては，ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。	
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。	e．作業時間 格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を表５及び図８，９に示す。 各作業時間には，作業場所への往復時間を含めた。 各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため，各作業時間とは別に，作業場所への往路及び復路での評価を行った。	
(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。	(2) 評価結果 格納容器ベント（W／Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表６に示す。また，格納容器ベント（D／Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表７に示す。 最も被ばく線量が大きくなる作業においても約 12mSv となった。したがって，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても，作業可能であることを確認した。 なお，表６，７の評価結果は，表５に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち，評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており，その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって，表５に示す各作業の作業開始時間の範囲においては，いずれの時間帯においても作業可能である。 また，炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については，当該作業に係る被ばく線量が，炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため，作業可能である。	・評価結果の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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

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

核種類	停止時炉内内蔵量［Bq］（gross 値）	放出放射能量[Bq](gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
ＣｓＯＨ類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Ｓｂ類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^{8}	約 3.1×10^{11}
TeO_2類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^{9}	約 2.9×10^{12}
ＳｒＯ類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^{9}	約 1.5×10^{12}
ＢａＯ類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^{9}	約 1.6×10^{12}
MoO_2類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^{8}	約 5.5×10^{11}
CeO_2類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^{8}	約 3.4×10^{11}
La_2O_3類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^{8}	約 9.1×10^{10}

表１ 大気中への放出放射能量（７日間積算値）（２／２）
（Ｄ／Ｗベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量［Bq］（gross 値）	放出放射能量[Bq](gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
ＣｓＯＨ類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
Ｓｂ類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
TeO_2類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
ＳｒＯ類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
ＢａＯ類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
MoO_2類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
CeO_2類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
La_2O_3類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

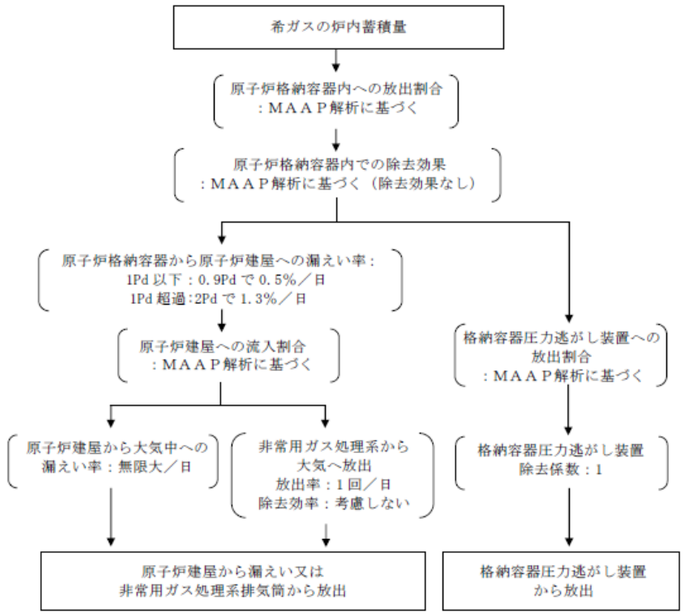
第１表　放出量評価条件（２／３）

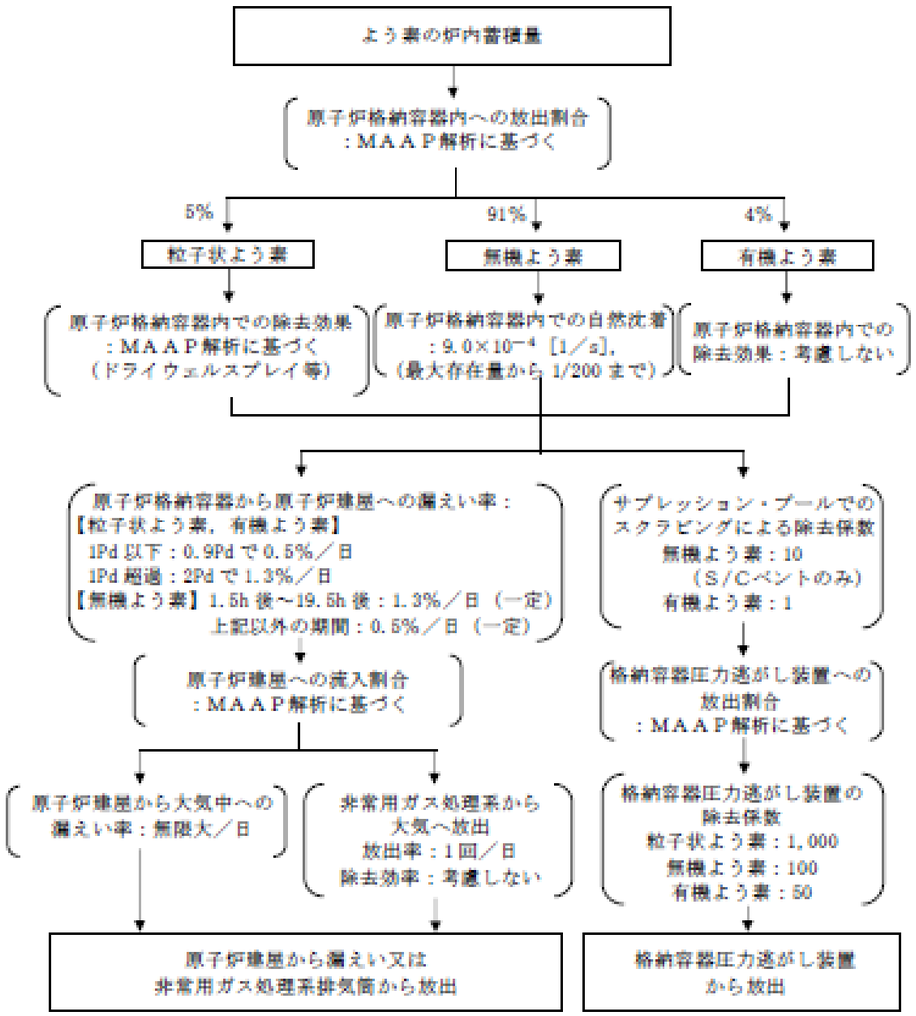
項　目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	1Pd以下：0.9Pdで0.5％／日 1Pd超過：2Pdで1.3％／日			ＭＡＡＰ解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし，原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.5％／日）及びＡＥＣの式等に基づき設定（補足１参照）
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1.5h後～19.5h後：1.3％／日（一定） その他の期間　：0.5％／日（一定）			原子炉格納容器の設計漏えい率（0.5％／日）及びＡＥＣの式等に基づき設定（格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3％／日の漏えい率を設定）（補足1参照）
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	ＭＡＡＰ解析に基づく（沈着，サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）			ＭＡＡＰのＦＰ挙動モデル（補足2参照）
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率：9.0×10^{-4}（1／s） （原子炉格納容器内の最大存在量から1／200まで）			ＣＳＥ実験及びStandard Review Plan 6.5.2※2に基づき設定（補足3参照）
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果：10（Ｓ／Ｃベントのみ）			Standard Review Plan6.5.5※3に基づき設定（補足４参照）
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合		Ｓ／Ｃベント	Ｄ／Ｗベント	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465※4に基づき設定（補足５参照）
	希ガス類	：約4.3×10^{-3}	：約4.3×10^{-3}	
	ＣｓＩ類	：約6.2×10^{-5}	：約6.2×10^{-5}	
	ＣｓＯＨ類	：約3.1×10^{-5}	：約3.2×10^{-5}	
	Ｓｂ類	：約6.7×10^{-6}	：約6.8×10^{-6}	
	TeO_2類	：約6.7×10^{-6}	：約6.8×10^{-6}	
	ＳｒＯ類	：約2.7×10^{-6}	：約2.7×10^{-6}	
	ＢａＯ類	：約2.7×10^{-6}	：約2.7×10^{-6}	
	MoO_2類	：約3.4×10^{-7}	：約3.4×10^{-7}	
	CeO_2類	：約6.7×10^{-8}	：約6.8×10^{-8}	
	La_2O_3類	：約2.7×10^{-8}	：約2.7×10^{-8}	

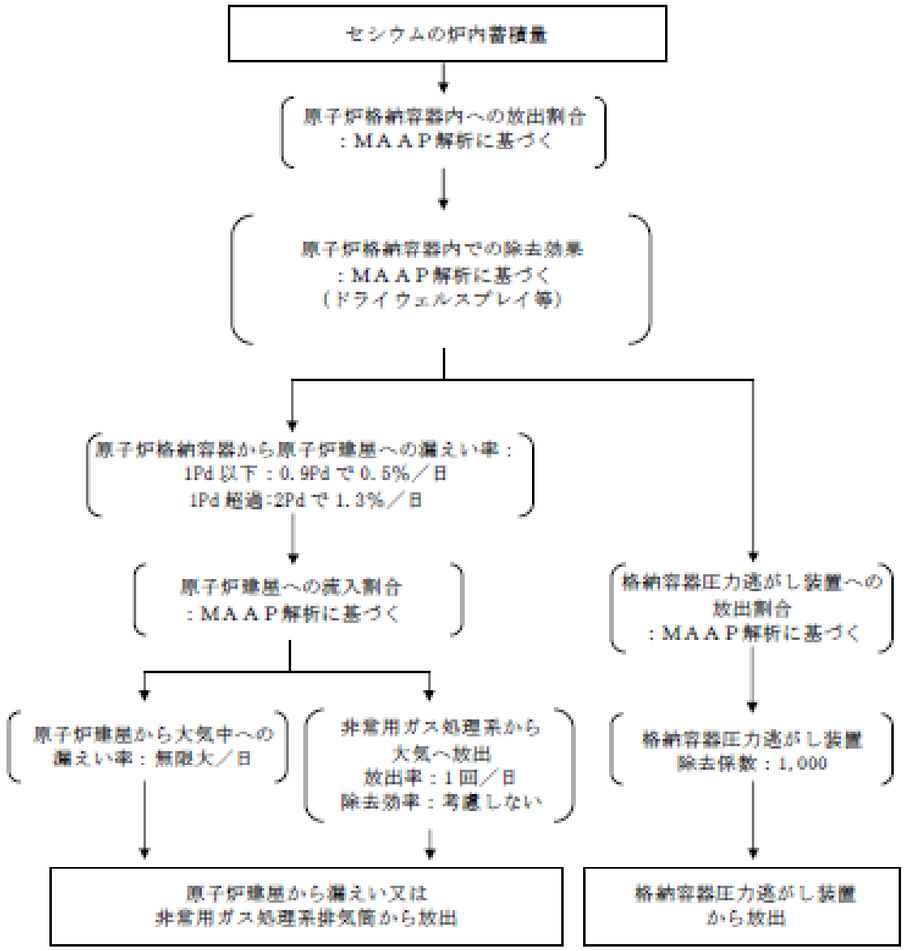
第１表　放出量評価条件（３／３）

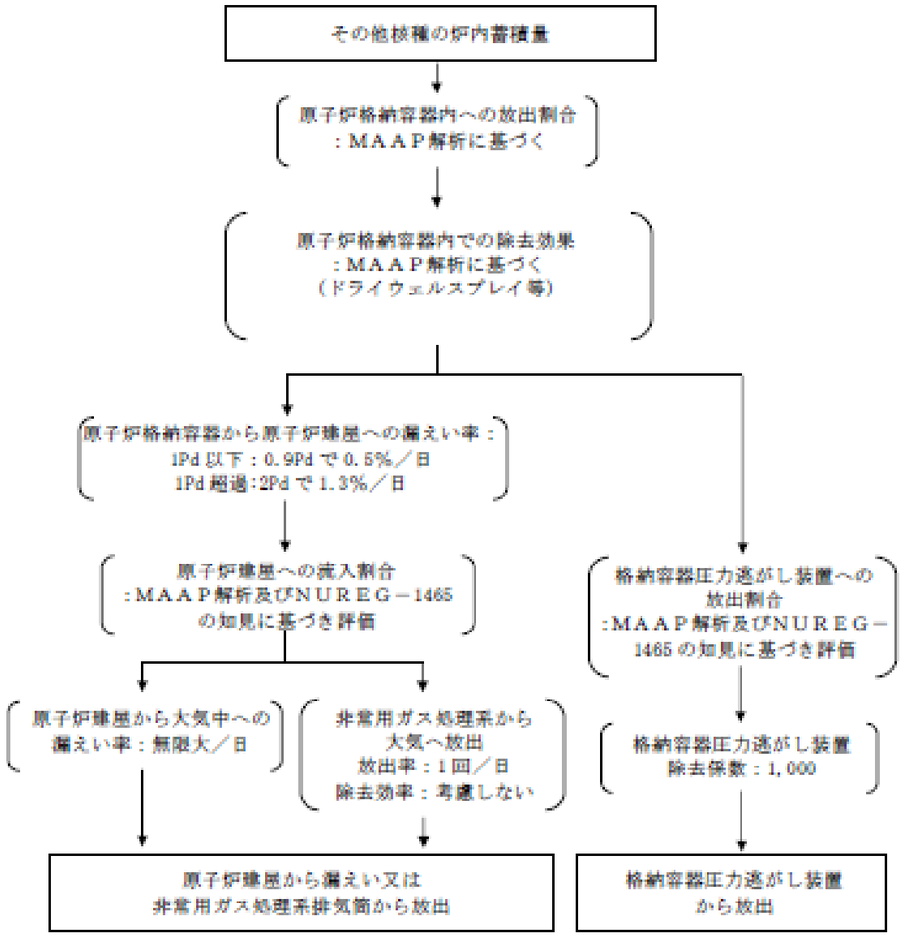
項　目	評価条件	選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座に大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1回／日（排気筒放出）	設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として5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 希ガス類　：約9.5×10^{-1} ＣｓＩ類　：約1.0×10^{-6} ＣｓＯＨ類　：約4.0×10^{-7} Ｓｂ類　：約8.9×10^{-8} TeO_2類　：約8.9×10^{-8} ＳｒＯ類　：約3.6×10^{-8} ＢａＯ類　：約3.6×10^{-8} MoO_2類　：約4.5×10^{-9} CeO_2類　：約8.9×10^{-10} La_2O_3類　：約3.6×10^{-10} D／Wベント 希ガス類　：約9.5×10^{-1} ＣｓＩ類　：約3.9×10^{-3} ＣｓＯＨ類　：約7.5×10^{-3} Ｓｂ類　：約1.4×10^{-3} TeO_2類　：約1.4×10^{-3} ＳｒＯ類　：約5.8×10^{-4} ＢａＯ類　：約5.8×10^{-4} MoO_2類　：約7.2×10^{-5} CeO_2類　：約1.4×10^{-5} La_2O_3類　：約5.8×10^{-6}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465 に基づき設定（補足５参照）
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス　：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1,000	設計値に基づき設定

※1　Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of 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

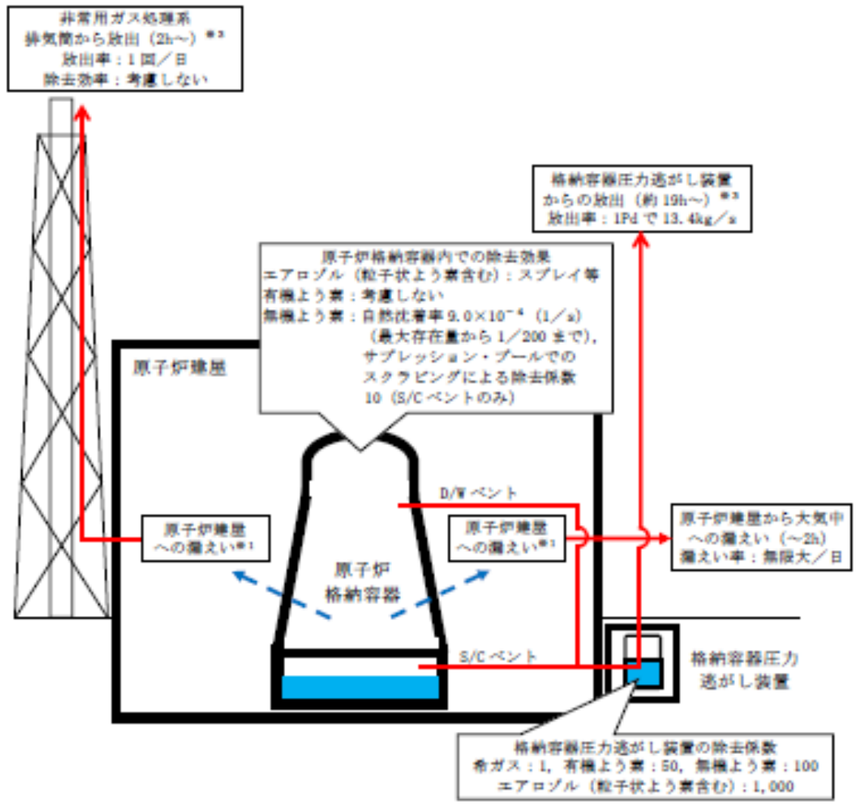
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第１図　希ガスの大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第２図　よう素の大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第３図セシウムの大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第４図　その他核種の大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

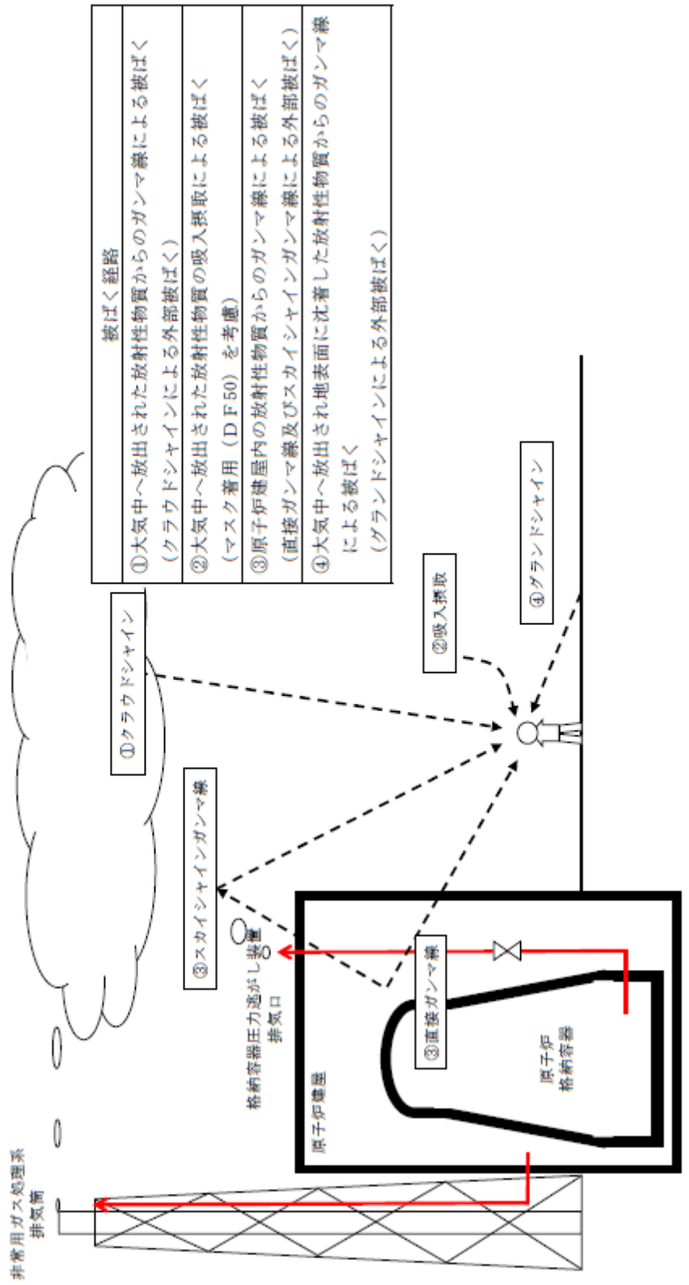
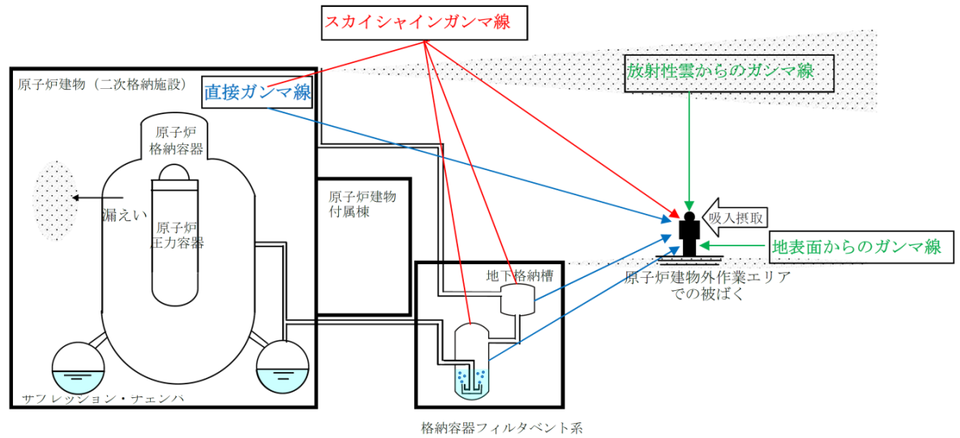


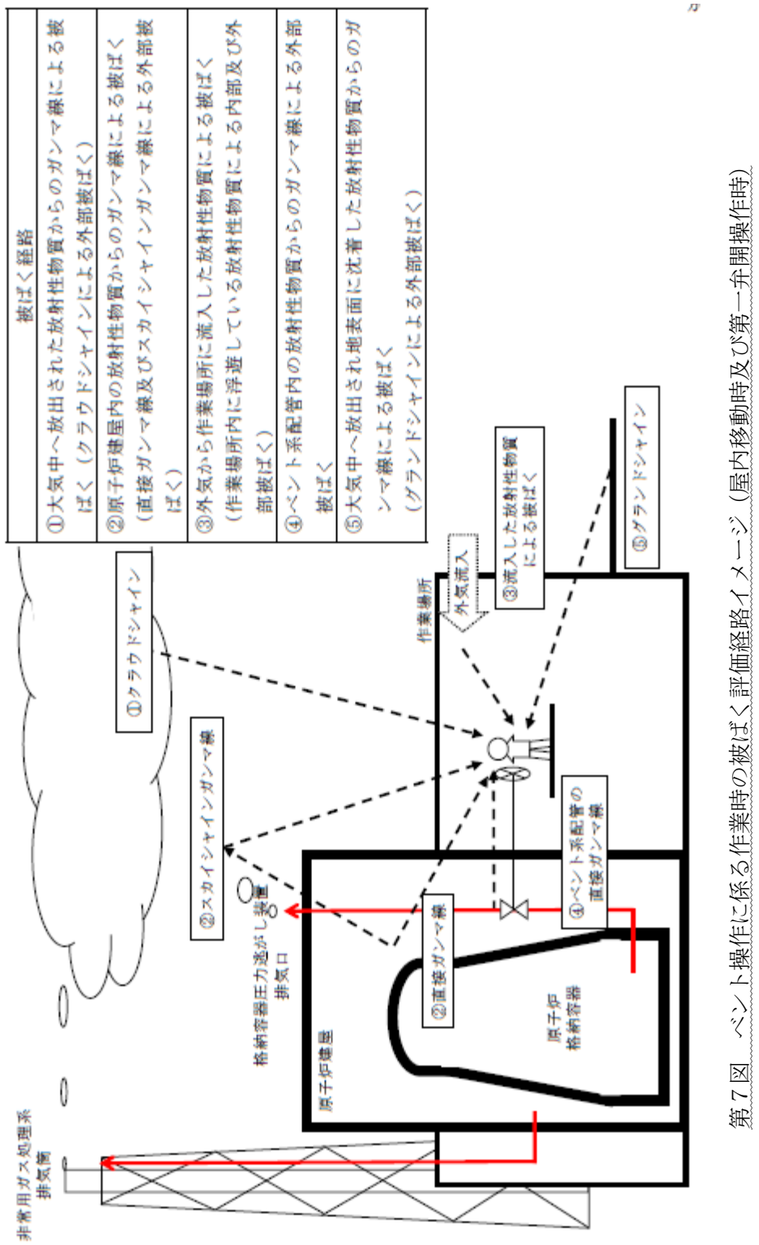
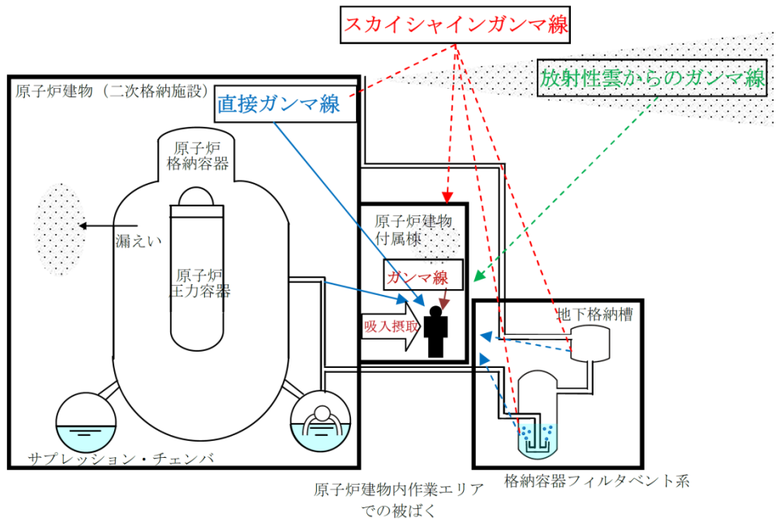
※1　原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%／日，1Pd 超過：2Pd で 1.3%／日
【無機よう素】
1.5h 後～19.5h 後：1.3%／日（一定），上記以外の期間：0.5%／日（一定）

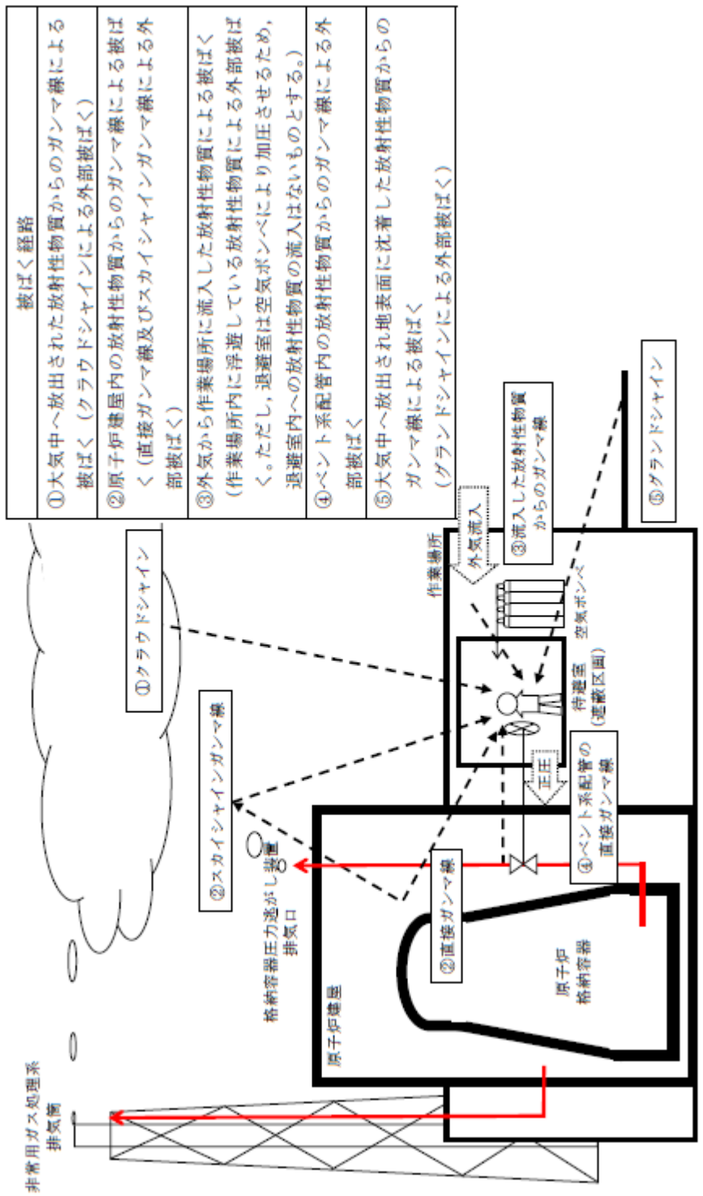
大気への放出経路	0h　▼2h※2	▼19h※3　168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい		
非常用ガス処理系排気筒から放出		
格納容器圧力逃がし装置からの放出		

※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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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）	 図１　被ばく経路概念図（屋外）	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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）	 図２　被ばく経路概念図（屋内）	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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）		・設計の相違 島根２号炉は原子炉建物の二次格納施設外での作業実施

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

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

島根原子力発電所　２号炉

表２　放射性物質の大気拡散評価条件（１／２）

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	島根原子力発電所における １年間の気象資料 （2009 年１月～2009 年 12 月）	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約 20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり，発電所において観測された１年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物　：地上 0m 格納容器フィルタベント系排気管：地上50m 非常用ガス処理系排気筒　：地上110m	実高さを参照 なお，放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物　：１時間 格納容器フィルタベント系排気管：１時間 非常用ガス処理系排気筒　：30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に１時間と設定。排気筒からの放出は，気象指針に従い，全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため，建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	２号原子炉建物及び２号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図４～図７参照	屋外移動時は，敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は，原子炉建物１階～３階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物３階の第二隔離弁操作位置で設定
建物投影面積	２号原子炉建物：2600m^2 （原子炉建物，格納容器フィルタベント系放出時） ２号タービン建物：2100m^2 （排気筒放出時）	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

備考

・評価条件の相違
東海第二の排気筒放出は近接する建屋高さの 2.5 倍を超えることから建屋巻き込みを考慮していないのに対し島根２号炉ではすべての放出点で巻き込みを考慮する

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>
表２　放射性物質の大気拡散評価条件（2/2）
<table>
<tr><th>項目</th><th colspan="2">評価条件</th><th>選定理由</th></tr>
<tr><td rowspan="3">着目方位</td><td>W／Wベント第一隔離弁操作位置</td><td>【原子炉建物放出時】
9 方位
(SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE)
【排気筒放出時】
9 方位
(ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW)
【格納容器フィルタベント系排気管放出時】
9 方位
(WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)</td><td rowspan="3">審査ガイドに示された評価方法に基づき設定</td></tr>
<tr><td>D／Wベント第一隔離弁操作位置</td><td>【原子炉建物放出時】
9 方位
(SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE)
【排気筒放出時】
9 方位
(ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW)
【格納容器フィルタベント系排気管放出時】
9 方位
(WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)</td></tr>
<tr><td>第二隔離弁操作位置</td><td>【原子炉建物放出時】
9 方位
(WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)
【排気筒放出時】
9 方位
(NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW)
【格納容器フィルタベント系排気管放出時】
9 方位
(W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)</td></tr>
</table>
</td><td></td></tr>
</table>

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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／m³）	約 8.0×10⁻⁴
		非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	χ／Ｑ（s／m³）	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／m³）	約 8.0×10⁻⁴
		非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	χ／Ｑ（s／m³）	約 3.0×10⁻⁶
	作業時	原子炉建屋漏えい（地上放出）	χ／Ｑ（s／m³）	約 7.4×10⁻⁴
		非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	χ／Ｑ（s／m³）	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／m³）	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／m³）	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／m³）	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／m³）	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／m³）	約 4.0×10⁻⁴
		非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	χ／Ｑ（s／m³）	約 3.0×10⁻⁶
	作業時	原子炉建屋漏えい（地上放出）	χ／Ｑ（s／m³）	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／m³）	約 3.7×10⁻⁴
		非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）	χ／Ｑ（s／m³）	約 3.0×10⁻⁶

表３　相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度[s/m³]	相対線量[Gy/Bq]
Ｗ／Ｗベント第一隔離弁操作位置	原子炉建物中心（地上 0m）	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒（地上 110m）	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
Ｄ／Ｗベント第一隔離弁操作位置	原子炉建物中心（地上 0m）	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒（地上 110m）	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第二隔離弁操作位置	原子炉建物中心（地上 0m）	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒（地上 110m）	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

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）

島根原子力発電所　２号炉

表４　線量換算係数及び地表面への沈着速度等

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 等に基づき設定
呼吸率	$1.2m^3$／h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第２表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し，期待できる防護係数として設定した
地表への沈着速度	エアロゾル：0.5 cm／s 無機よう素：0.5 cm／s 有機よう素：1.7×10^{-3}cm／s 希ガス　　：沈着無し	湿性沈着を考慮し設定（補足１参照）

備考

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表５　格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置	可搬式窒素供給装置準備	ベント弁（第二隔離弁）開操作	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内※1	屋内※1	屋内※1	屋外
作業開始時間（事象開始後）	約 27 時間 ～ 約 32 時間	約 27 時間 ～ 約 32 時間	約 27 時間 ～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後以降	168 時間後以降
作業時間	移動 30 分 作業 60 分	移動：20 分 作業：80 分	移動(往)：10 分 作業：60 分 移動(復)：10 分	移動(往)：15 分 作業　：60 分 移動(復)：15 分	移動(復)：15 分 作業：60 分 移動(復)：15 分	移動：20 分 作業：40 分

※１　二次格納施設内での作業は不要であるため，二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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		—
		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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第９図　第一弁（Ｓ／Ｃ側）操作場所及びアクセスルート	図３　第一隔離弁（Ｗ／Ｗベント）操作場所（原子炉建物地下１階）	
第10図　第一弁（Ｓ／Ｃ側）操作場所及びアクセスルート	図４　第一隔離弁（Ｗ／Ｗベント）操作場所（原子炉建物地上１階）	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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	図５　第一隔離弁（Ｄ／Ｗベント）操作場所（原子炉建物地上２階）	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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

図６　屋外作業場所

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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	図７　第二隔離弁操作場所（原子炉建物地上３階）	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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	2.6×10^{0}	1.9×10^{0}	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					4.8×10^{-2}	1.1×10^{-1}
	内部被ばく						1.0×10^{-2}以下	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	4.7×10^{0}	5.2×10^{-2}	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	2.6×10^{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	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		4.6×10^{-1}	4.6×10^{-1}	1.3×10^{-1}	1.3×10^{-1}	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		2.2×10^{-2}	2.2×10^{-2}	2.3×10^{-2}	1.2×10^{1}	1.2×10^{1}	1.2×10^{1}	1.2×10^{1}
作業線量率		5.2×10^{0}	5.3×10^{-1}	1.7×10^{-1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}	1.4×10^{1}
作業時間及び移動時間		60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		5.2×10^{0}mSv	5.3×10^{-1}mSv	4.0×10^{-1}mSv	2.4×10^{0}mSv	2.4×10^{0}mSv	8.2×10^{0}mSv	8.2×10^{0}mSv
作業員の実効線量（合計）		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。

表６　格納容器ベント（Ｗ／Ｗベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※1	可搬式窒素供給装置準備※1	ベント弁（第二隔離弁）開操作※1	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作※1	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	7.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	9.1×10^{-1}	1.4×10^{0}	3.4×10^{-1}	4.6×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}	7.6×10^{-1}	1.5×10^{0}	1.4×10^{0}	1.0×10^{-2}以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※2	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^{0}	1.5×10^{0}※3	1.4×10^{0}	1.0×10^{-2}以下
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	8.1×10^{0}	9.0×10^{0}	9.4×10^{0}	1.8×10^{0}	3.5×10^{0}	3.7×10^{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	－	－	－	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	8.2×10^{-1}※4
ＳＧＴフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	－※5	－※5	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	9.7×10^{-2}	－※5
被ばく線量	1.0×10^{1}	1.1×10^{1}	1.2×10^{1}	6.2×10^{0}	6.8×10^{0}	5.0×10^{0}

※1　被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。
※2　マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。
※3　ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。
※4　ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお，ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。
※5　線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり，評価の対象外とした。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

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	2.6×10^{0}	2.6×10^{0}	1.9×10^{0}	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						4.8×10^{-2}	1.5×10^{1}
	内部被ばく							1.0×10^{-2}以下	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	4.0×10^{0}	3.1×10^{-1}	8.4×10^{-2}	1.0×10^{-2}以下	3.3×10^{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	1.3×10^{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		5.1×10^{-1}	5.1×10^{-1}	5.1×10^{-1}	3.1×10^{-2}	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		2.9×10^{-2}	2.9×10^{-2}	2.9×10^{-2}	2.3×10^{-2}	1.6×10^{1}		1.2×10^{1}	1.6×10^{1}
作業線量率		4.6×10^{0}	8.4×10^{-1}	6.2×10^{-1}	7.3×10^{-2}	2.8×10^{1}		1.4×10^{1}	3.5×10^{1}
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	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）		4.6×10^{0}mSv	8.4×10^{-1}mSv	6.2×10^{-1}mSv	1.7×10^{-1}mSv	4.7×10^{0}mSv		2.4×10^{0}mSv	3.2×10^{0}mSv / 2.0×10^{1}mSv
作業員の実効線量（合計）		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。

島根原子力発電所　２号炉

表７　格納容器ベント（Ｄ／Ｗベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※1	可搬式窒素供給装置準備※1	ベント弁（第二隔離弁）開操作※1	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作※1	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	7.1×10^{1}	7.9×10^{-1}	9.3×10^{-1}	1.4×10^{0}	3.5×10^{-1}	4.7×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}	7.6×10^{-1}	7.3×10^{-1}	7.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※2	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^{0}	1.5×10^{0} ※3	1.4×10^{0}	1.1×10^{-2}
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	8.1×10^{0}	9.0×10^{0}	9.4×10^{0}	1.8×10^{0}	3.5×10^{0}	7.7×10^{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	－	－	－	1.0×10^{-2}以下	1.0×10^{-2}以下	4.1×10^{0} ※4
ＳＧＴフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	－※5	－※5	2.7×10^{-1}	5.1×10^{-2}	1.0×10^{-1}	－※5
被ばく線量	1.0×10^{1}	1.1×10^{1}	1.2×10^{1}	5.5×10^{0}	6.2×10^{0}	1.2×10^{1}

※1　被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。
※2　マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。
※3　ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。
※4　ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお，ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。
※5　線源との間に十分な遮蔽があるため，影響は軽微であり，評価の対象外とした。

備考

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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】		・記載箇所の相違 島根２号炉では，有効性評価「添付資料 3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について」で記載している

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
○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－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℃）

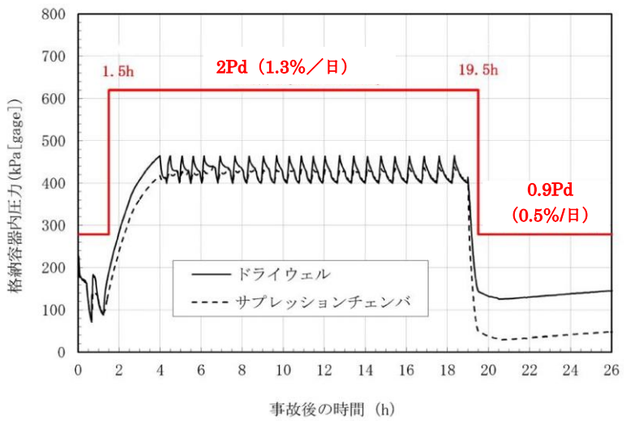
3．無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(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

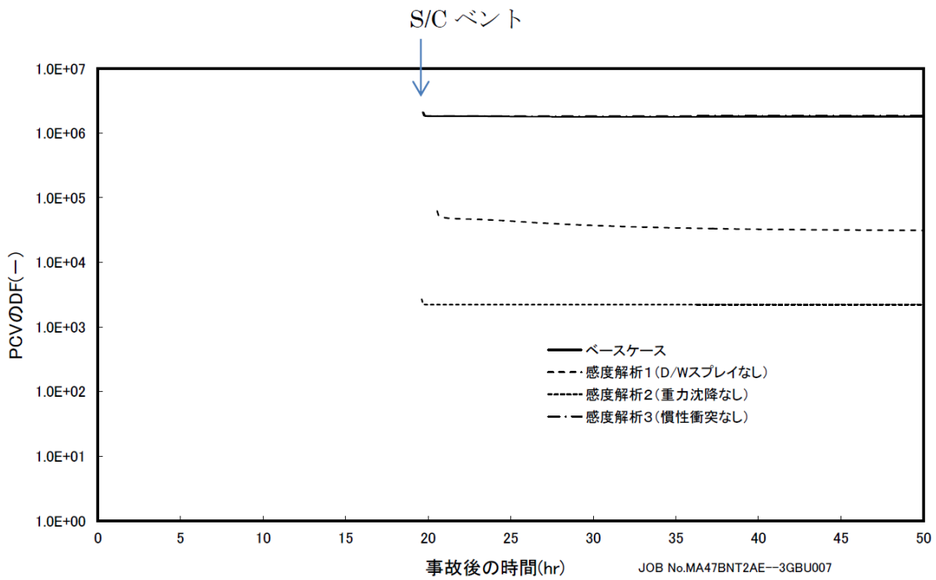
有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似してい

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。		・記載箇所の相違 島根２号炉では，有効性評価　補足説明資料「13．サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果」で記載している

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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



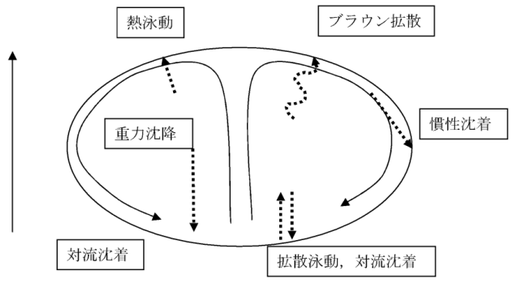
第１図　エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

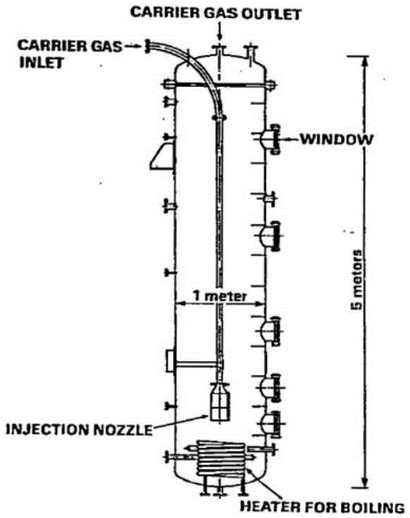
第１図より，全除去効果を考慮したベースケースにおけるＤＦ（10^6オーダー）との比較から，重力沈降のＤＦは10^3程度，ドライウェルスプレイのＤＦは10～10^2程度であることがわかる。これより，重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるＤＦは10^4～10^5程度となるため，エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

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。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(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		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
※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／cm³）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) 500 300～2000 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		

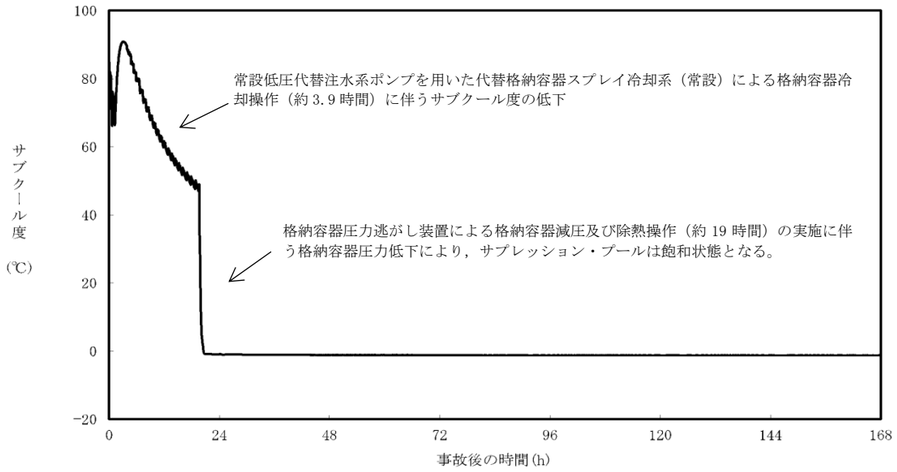
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第４図　キャリアガス流量に対するＤＦの比較 第５図　プール水温に対するＤＦの比較		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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

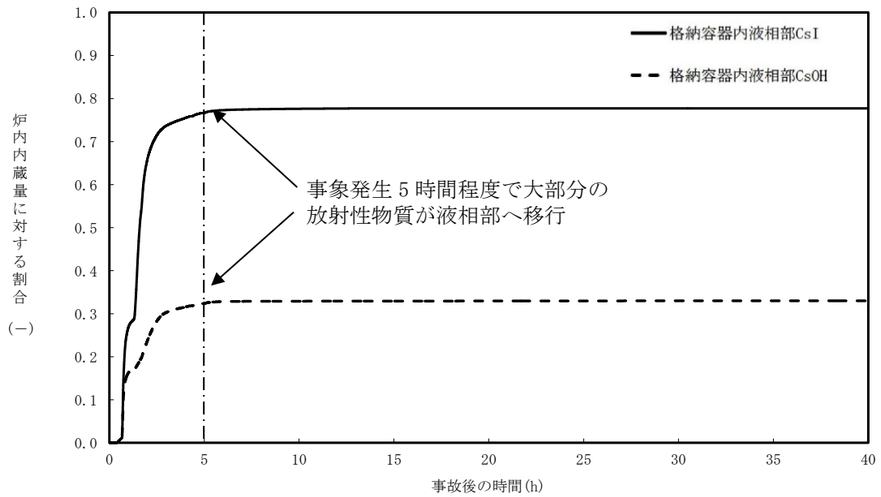
項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	□ %	格納容器ベント実施前のドライウェルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	□ kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サプレッション・プール水深	□ m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	□ ℃	未飽和状態として設定（設定上限値）
	□ ℃	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	□ μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	□ μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

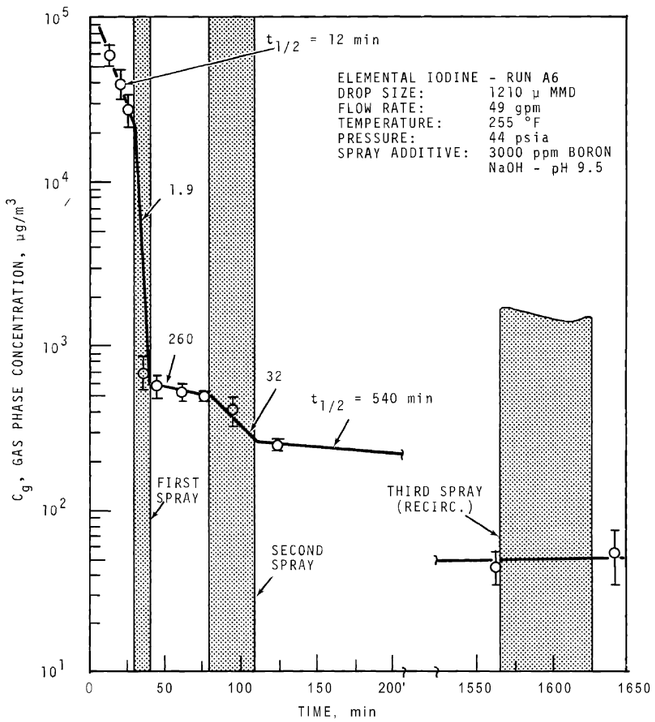
第３表　評価結果

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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 $\frac{d\rho}{dt}=-\lambda_d\rho$　（式１） $\lambda_d=-\frac{1}{t_1-t_0}\log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$　（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。 $\lambda_d=-\frac{1}{30\times60-0}\log\left(\frac{1.995\times10^4}{10^5}\right)\approx9.0\times10^{-4}$　（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）		・記載箇所の相違 島根２号炉では，59 条補足説明資料 59-11 添付資料２「2-5　格納容器等への無機よう素の沈着効果について」で記載している

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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。

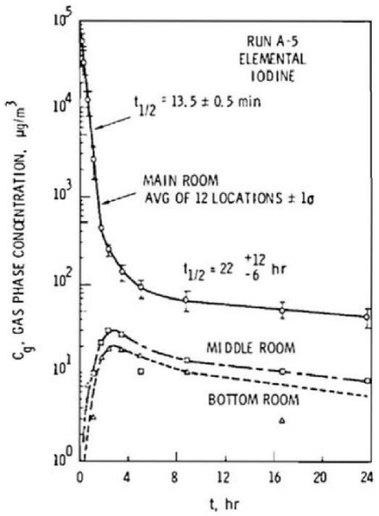


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

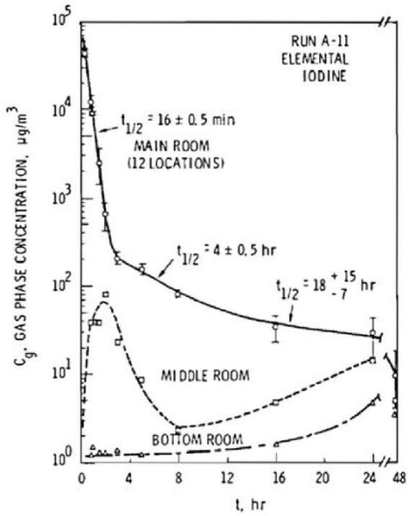


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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

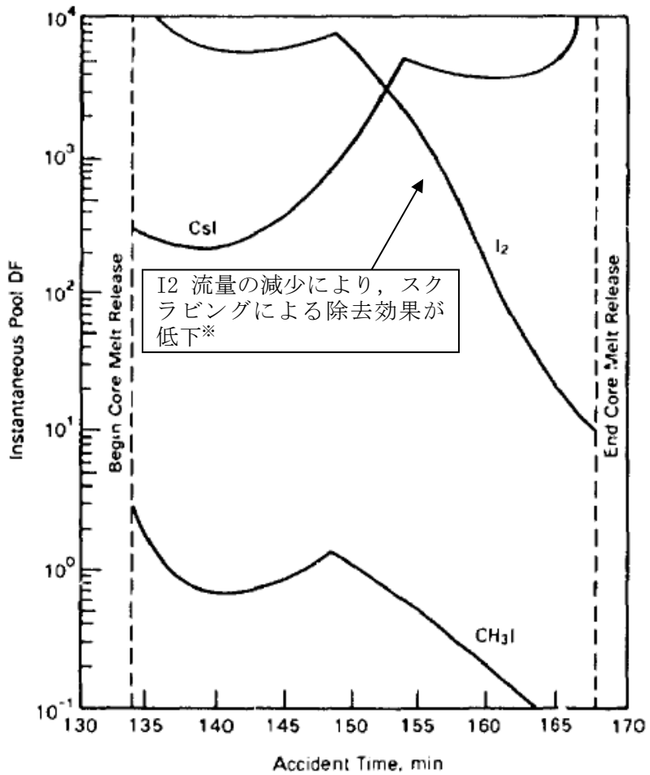
自然沈着率は，評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け，比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため，ＣＳＥ実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第２表に示す。表からＣＳＥ実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

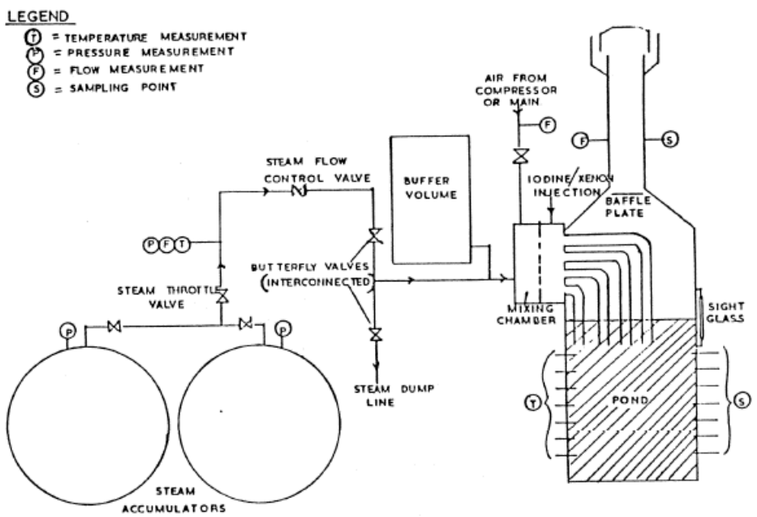
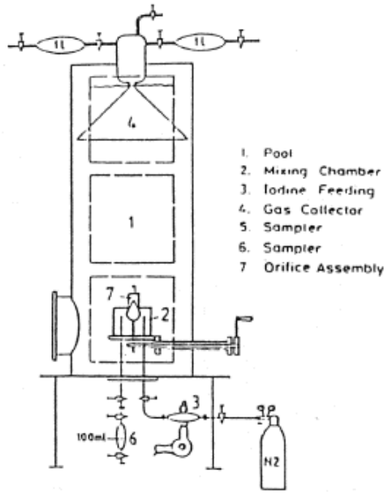
第２表　ＣＳＥ実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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.		・記載箇所の相違 島根２号炉では，59 条補足説明資料 59-11 添付資料２「2-5　格納容器等への無機よう素の沈着効果について」で記載している

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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.		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第２図　ＵＫＡＥＡ実験体系  第３図　ＰＯＳＥＩＤＯＮ実験体系		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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.

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。		・記載箇所の相違 島根２号炉では，59 条補足説明資料 59-11 添付資料２「2－3　核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について」で記載している

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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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ｃｓ ＯＨグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$　：時刻Ｔにおけるｃｓ Ｉ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。

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

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

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

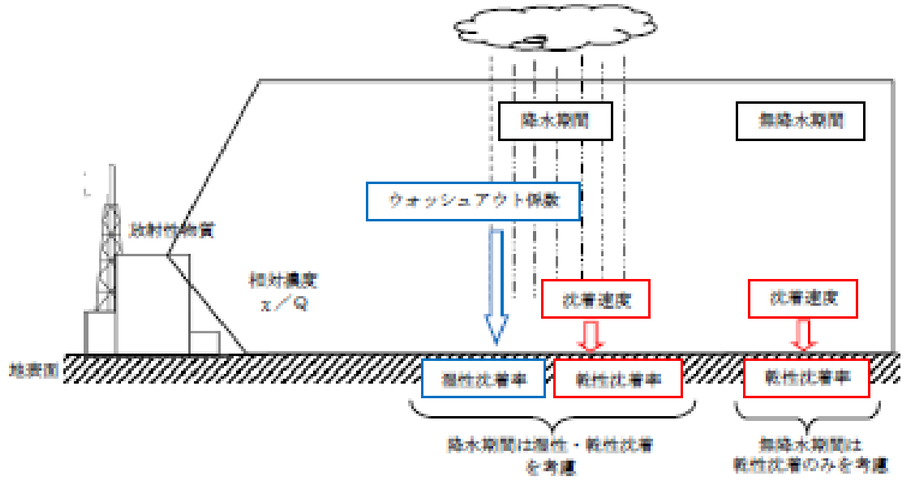
$$= F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	補足１　現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について 現場作業の線量影響評価においては，エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として，乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した沈着速度として 0.5cm/s を用いる。 以下では，湿性沈着を考慮したエアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として 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．検討手法 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の適用性は，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，エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度（0.3cm/s）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。	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（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。 $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i$　・・・・・① $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$　：時刻 i での乾性沈着率［1／m²］ $\chi/Q(x,y,z)_i$　：時刻 i での相対濃度［s／m³］ 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／m²］ $\chi/Q(x,y,0)_0$　：時刻 i での地表面高さでの相対濃度［s／m³］ 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	（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）」（原子力安全・保安院平成 21 年 8 月 12 日）［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。 $(x/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i$・・・・・① ここで， $(x/Q)_D(x,y,z)_i$：時刻 i での乾性沈着率［1/m²］ $x/Q(x,y,z)_i$　：時刻 i での相対濃度［s/m³］ 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（x/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。 $(x/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^\infty x/Q(x,y,z)_i dz = x/Q(x,y,O)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}]$・・② $(x/Q)_w(x,y)_i$：時刻 i での湿性沈着率［1/m²］ $x/Q(x,y,O)_i$：時刻 i での地表面高さでの相対濃度［s/m³］ Λ_i：時刻 i でのウォッシュアウト係数［1/s］ （$=9.5\times10^{-5}\times Pri_i^{0.8}$学会標準より） Pr_i　：時刻 i での降水強度［mm/h］ Σ_{zi}：時刻 i での建物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。 $\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}}$ $= \frac{\left(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i + x/Q(x,y,O)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$　・・・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。

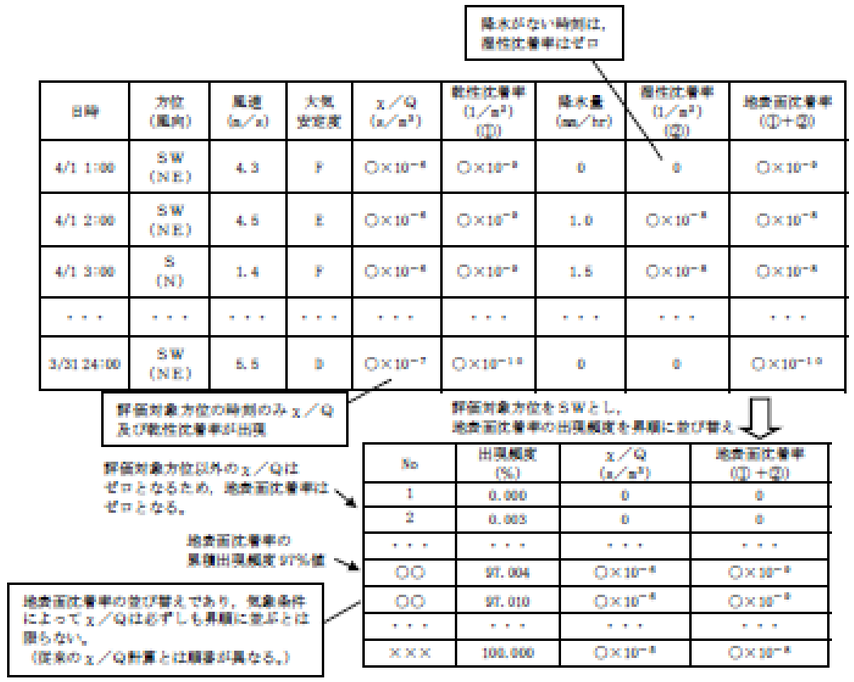
（2）上記（1）で求めた１時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が 97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の 97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため，χ／Ｑの累積出現頻度と異なる）。

※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。



日時	方位（風向）	風速（m／s）	大気安定度	χ／Ｑ（s／m³）	乾性沈着率（1／m²）（①）	降水量（mm／hr）	湿性沈着率（1／m²）（②）	地表面沈着率（①＋②）
4/1 1:00	ＳＷ（ＮＥ）	4.3	F	○×10⁻⁸	○×10⁻⁹	0	0	○×10⁻⁹
4/1 2:00	ＳＷ（ＮＥ）	4.5	E	○×10⁻⁸	○×10⁻⁹	1.0	○×10⁻⁸	○×10⁻⁸
4/1 3:00	Ｓ（Ｎ）	1.4	F	○×10⁻⁸	○×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

No	出現頻度（%）	χ／Ｑ（s／m³）	地表面沈着率（①＋②）
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
・・・	・・・	・・・	・・・
○○	97.004	○×10⁻⁸	○×10⁻⁹
○○	97.010	○×10⁻⁸	○×10⁻⁹
・・・	・・・	・・・	・・・
×××	100.000	○×10⁻⁸	○×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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。	2．評価結果 各放出点の地表面沈着率の評価結果を表１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 1.00～1.28 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，エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として，乾性沈着速度の 1.28 倍（約 0.38cm/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，有機よう素の乾性沈着速度（10^{-3}cm/s）に対して上記と同じ倍率（＝0.5/0.3）を参照し，値を丸め 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。	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第１表　沈着率評価結果

放出点	相対濃度（s／m³）	乾性沈着率（①）（1／m²）	地表面沈着率（①＋②）（1／m²）	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）

島根原子力発電所　２号炉

表１　沈着率評価結果

放出点及び放出点高さ	評価点	相対濃度［s/m³］	①乾性沈着率［1/m²］	②乾性沈着率+湿性沈着率［1/m²］	比（②/①）
原子炉建物（地上 0m）	W／Wベント第一隔離弁	1.5×10^{-3}	4.5×10^{-6}	4.5×10^{-6}	1.00
	D／Wベント第一隔離弁	1.5×10^{-3}	4.5×10^{-6}	4.5×10^{-6}	1.00
	第二隔離弁	1.5×10^{-3}	4.6×10^{-6}	4.6×10^{-6}	1.00
排気筒（地上 110m）	W／Wベント第一隔離弁	3.5×10^{-4}	1.0×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.23
	D／Wベント第一隔離弁	3.5×10^{-4}	1.0×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.23
	第二隔離弁	3.4×10^{-4}	1.0×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.28
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	W／Wベント第一隔離弁	7.4×10^{-4}	2.2×10^{-6}	2.3×10^{-6}	1.03
	D／Wベント第一隔離弁	7.5×10^{-4}	2.2×10^{-6}	2.3×10^{-6}	1.02
	第二隔離弁	7.4×10^{-4}	2.2×10^{-6}	2.3×10^{-6}	1.03

備考

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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。

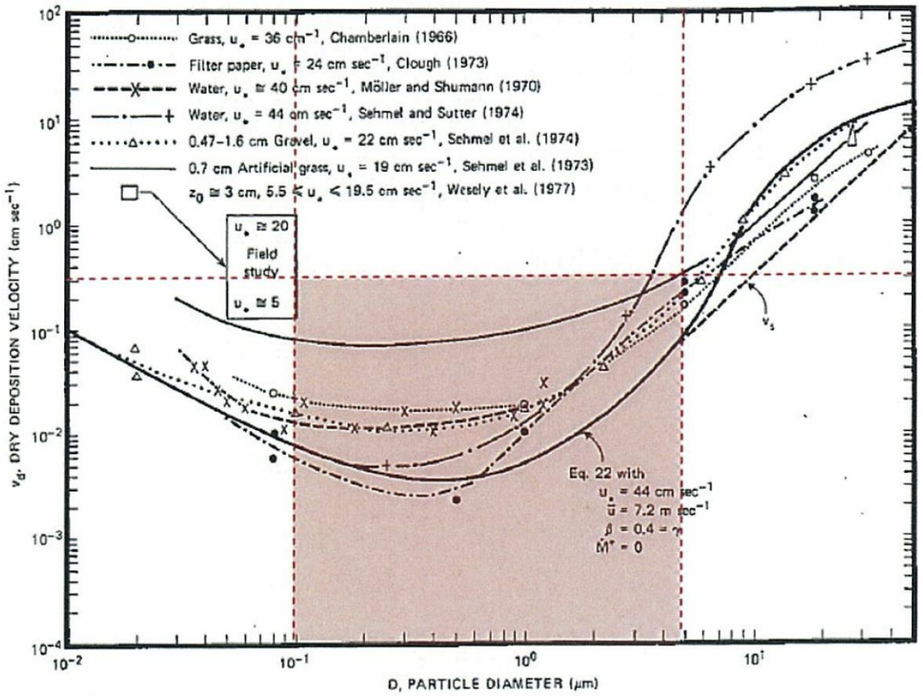
降雨時においては，屋外の移動又は作業をする場合には，現場作業員はアノラック，ゴム手袋及び長靴を着用することにより，体表面の汚染を防止する。

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。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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		・記載箇所の相違 島根２号炉では，59 条補足説明資料 59-11 添付資料２「2-11 有機よう素の乾性沈着速度について」で記載している

東海第二発電所　（2018. 9. 18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
NRPB-R322 ANNEX-A　「2.2 Iodine」の抜粋 **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.		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。		・記載箇所の相違 島根２号炉では，59 条補足説明資料 59-11 添付資料２「2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について」で記載している

東海第二発電所　（2018. 9. 18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[19–25] 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)

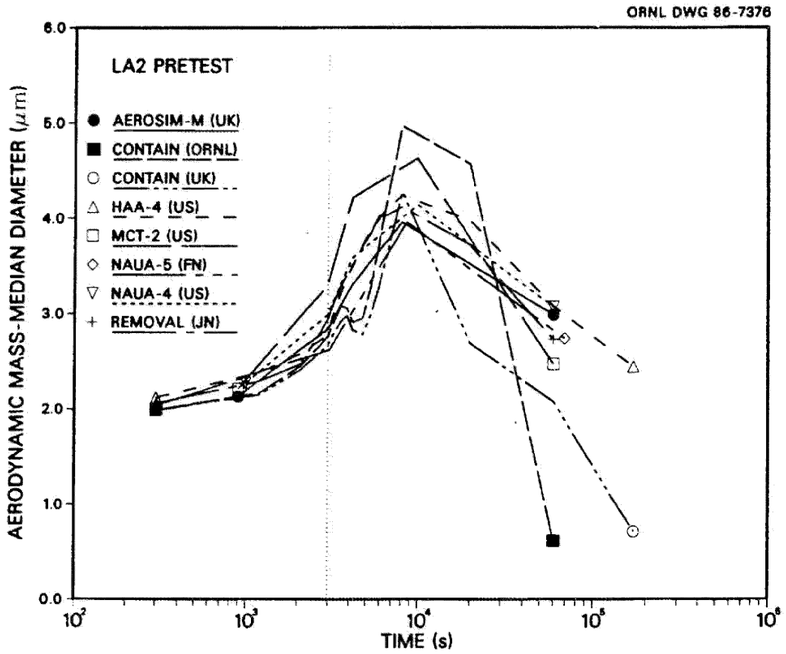


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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

参考1－1　NUREG/CR-5901の抜粋

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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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^{15}	約 8.9×10^{12}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 8.7×10^{12}	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^{12}	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^{15}	約 8.8×10^{12}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 7.4×10^{12}	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^{12}	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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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，放出され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。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第７図　原子炉建屋６階		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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		・記載箇所の相違 島根２号炉では，59 条補足説明資料 59-11 添付資料２「2-7　被ばく評価に用いた気象資料の代表性について」で記載している

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%） 上限	棄却限界（５%） 下限	判定 ○採択 ×棄却
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）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）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%） 上限	棄却限界（５%） 下限	判定 ○採択 ×棄却
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）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）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%） 上限	棄却限界（５%） 下限	判定 ○採択 ×棄却
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）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）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%） 上限	棄却限界（５%） 下限	判定 ○採択 ×棄却
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）1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2）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）（%）

風向＼統計年	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）（%）

風速(m/s)＼統計年	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）（%）

風向＼統計年	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%） 上限	棄却限界（５%） 下限	判定 ○採択 ×棄却
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）（%）

風速(m/s)＼統計年	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%） 上限	棄却限界（５%） 下限	判定 ○採択 ×棄却
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(%)

風向＼統計年	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%) 上限	棄却限界(5%) 下限	判定 ○採択 ×棄却
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(%)

風速(m/s)＼統計年	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%) 上限	棄却限界(5%) 下限	判定 ○採択 ×棄却
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%) 上限	棄却限界(5%) 下限	判定 ○採択 ×棄却
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。

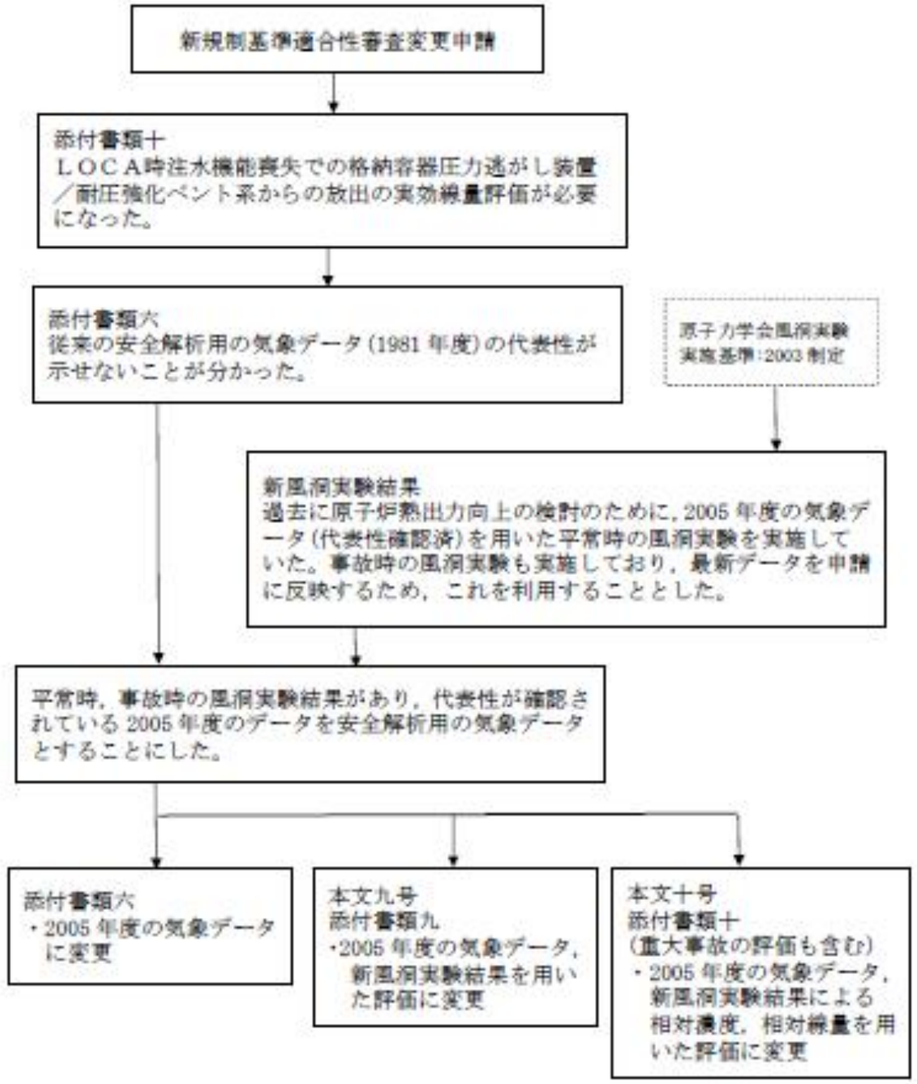
⑯　棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

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%) 上限	棄却限界(5%) 下限	判定 ○採択 ×棄却
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。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（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。		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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  		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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。 $\mathrm{Ii} = 2.47 \cdot \mathrm{f} \cdot \mathrm{Yi} \cdot \lambda_i^{0.5}$ $= \dfrac{}{M(\lambda_i + \quad + \gamma)}$ 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}） $\beta = \left(1 - \dfrac{1}{DF}\right) \cdot \dfrac{FC}{M}$ 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}） $\gamma = \mathrm{CF} \cdot \dfrac{FS}{M}$ 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。		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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。

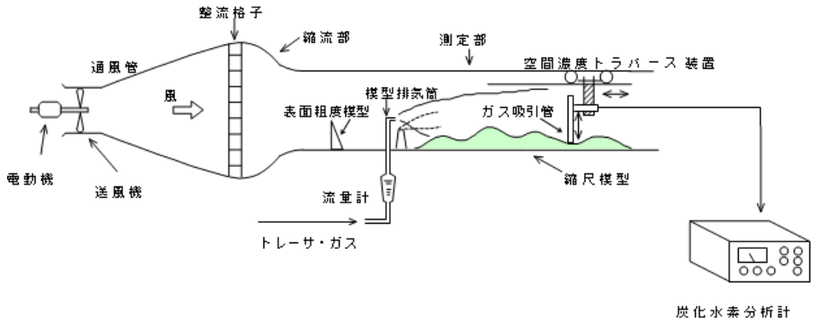
その後，風洞実験実施基準:2003 は改訂され風洞実験実施基準:2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009 も満足している。

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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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

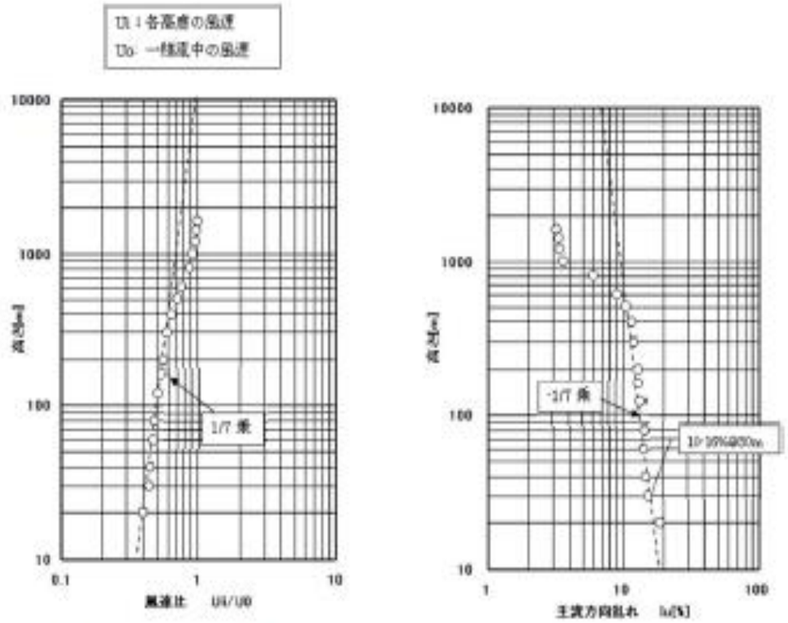
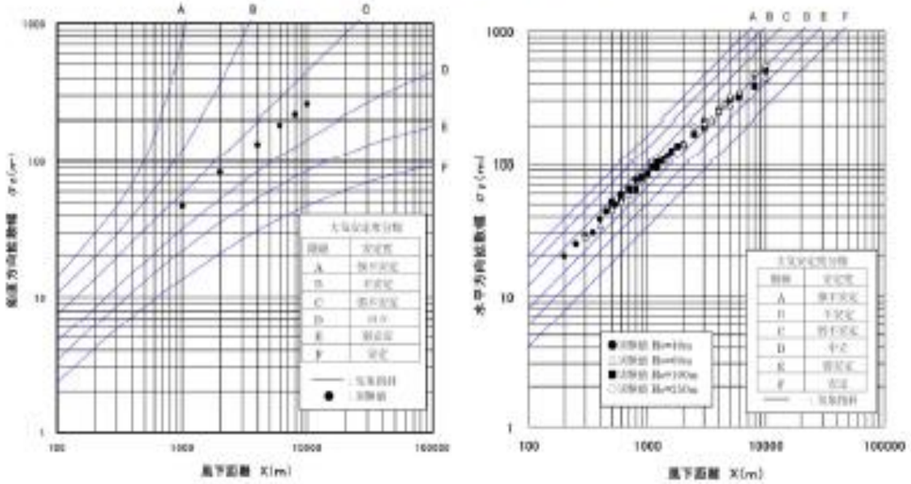
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

3. 排気筒有効高さ

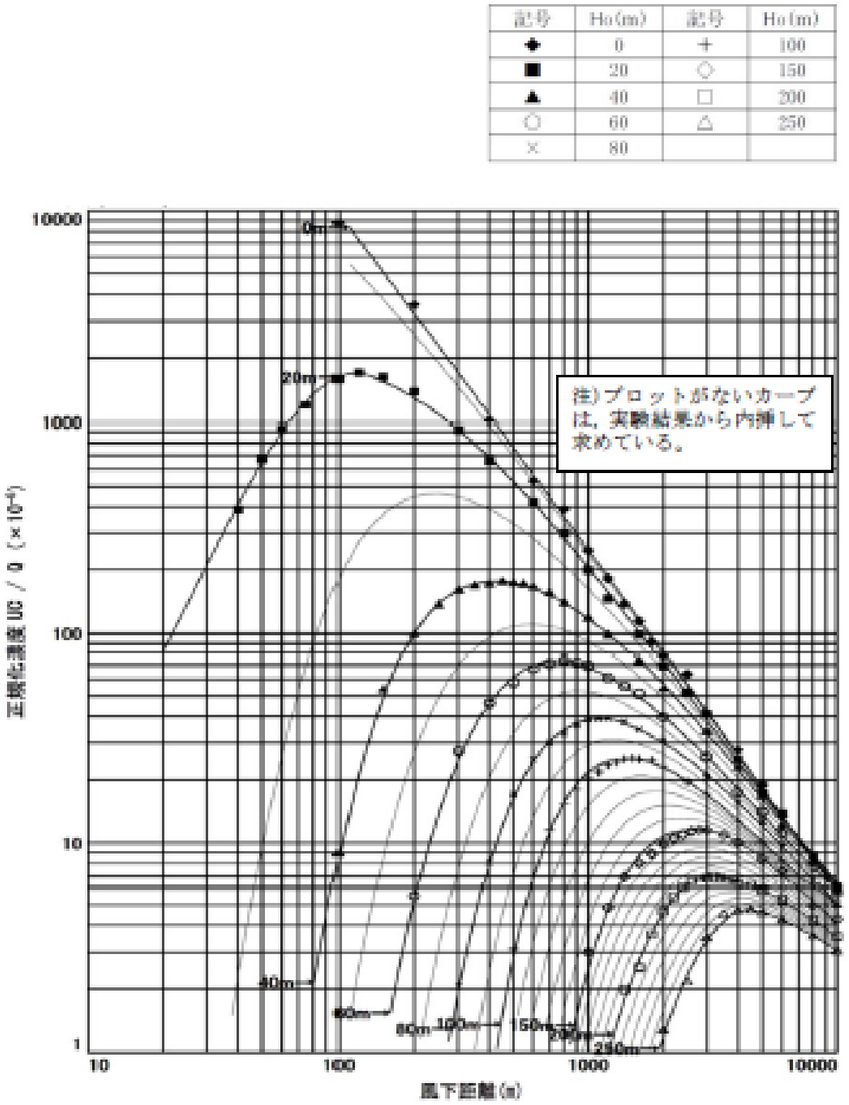
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から，第 4 図のように求めた排気筒有効高さを第 2 表に示す。

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	300	210	130	－	－	－
WSW	ENE	－	－	－	－	－	－
W	E	－	－	－	－	－	－
WNW	ESE	－	－	－	－	－	－
NW	SE	290	198	170	－	－	－
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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		

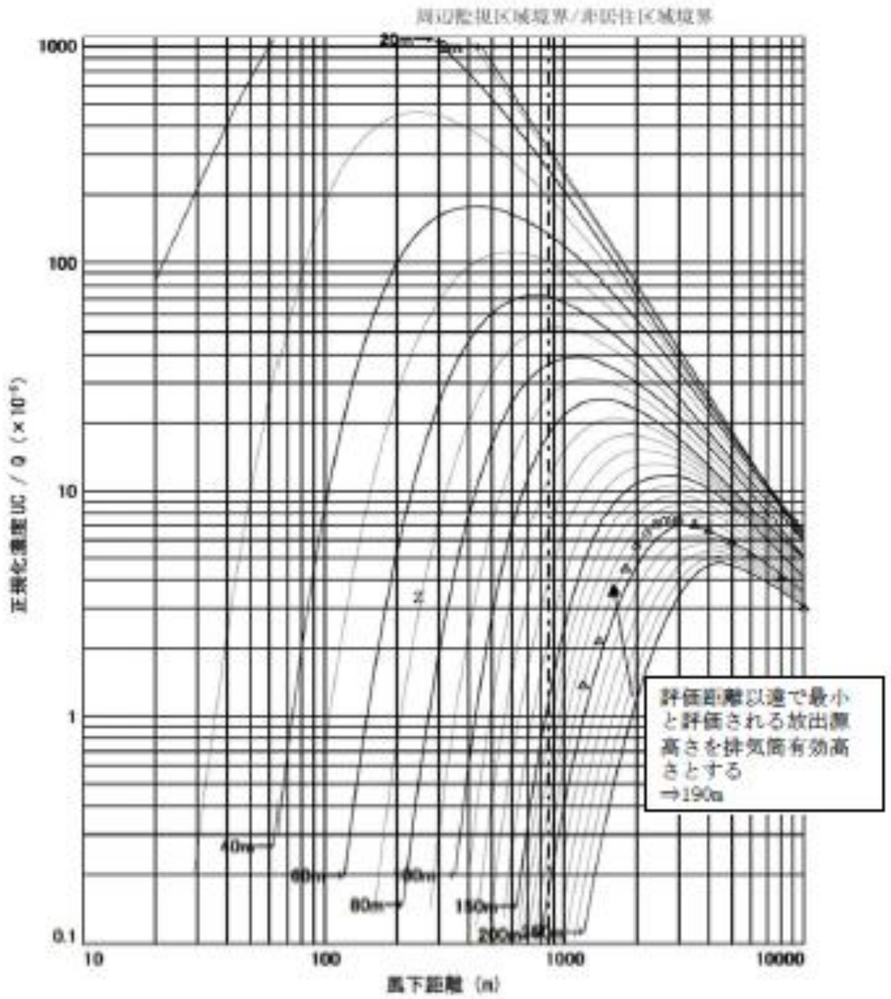
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



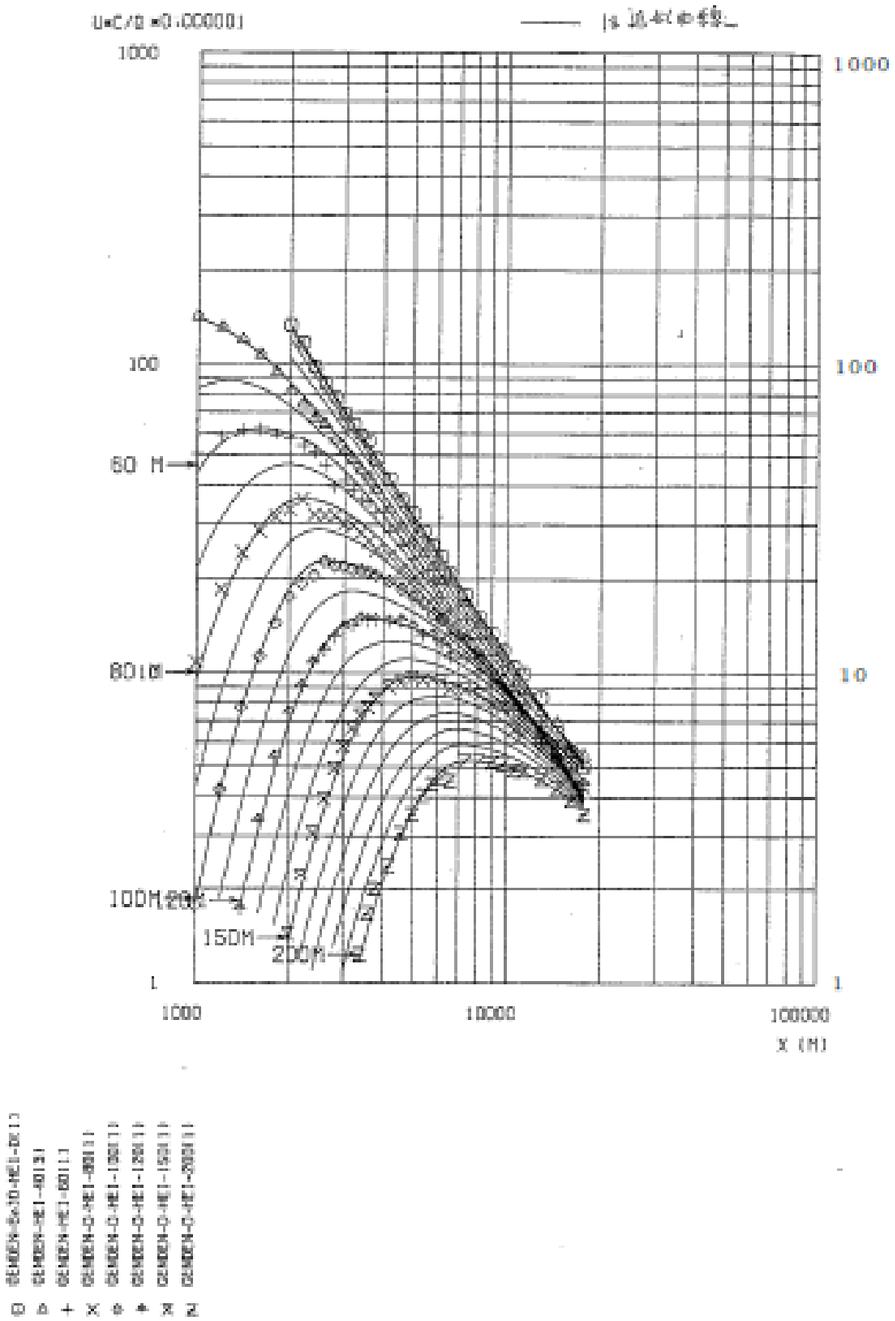
第 3 図 平地実験結果

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

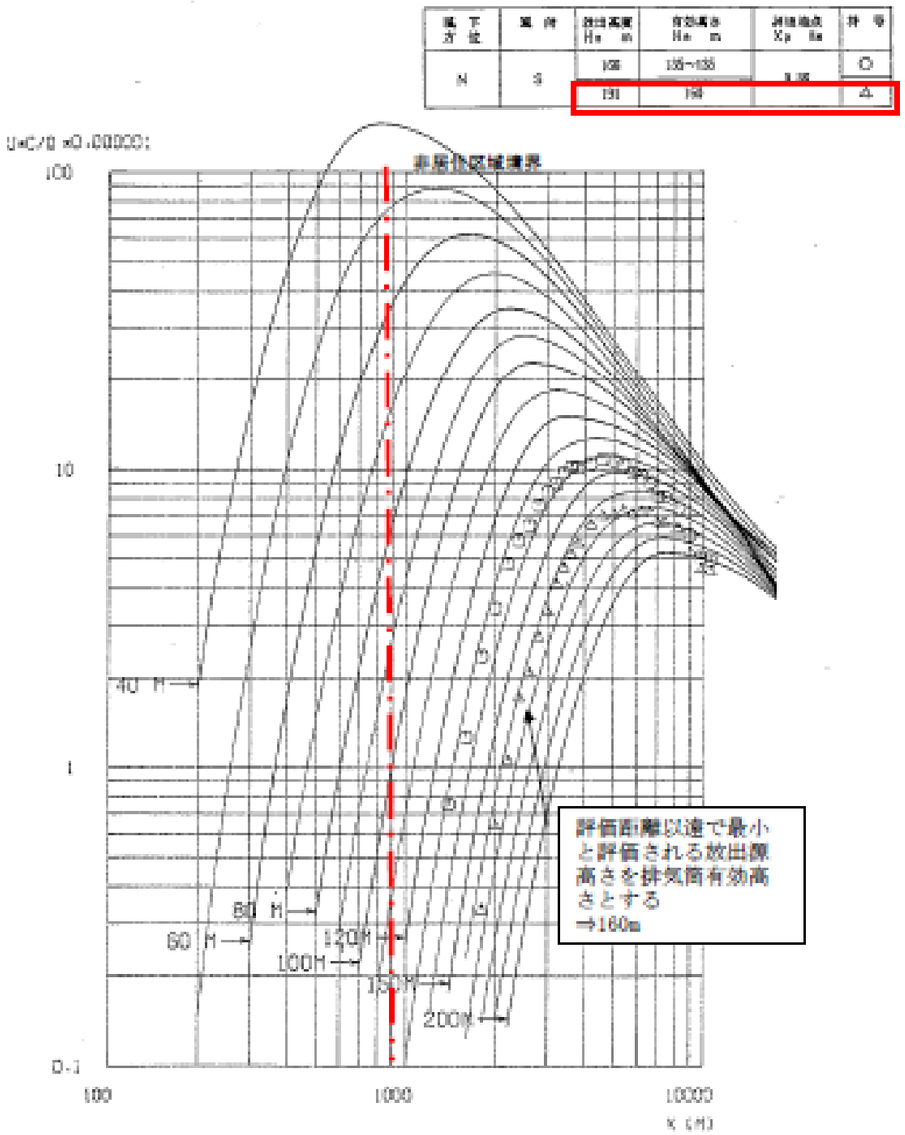
風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



第４図　排気筒有効高さの求め方（風向：Ｓ，平常時の例）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 5 図　1982 年風洞実験の平地実験結果		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



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）

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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）。

風向	吹き出し方位	1981年度データ（1982年風洞実験） 吹き上げ高さ (m)	1981年度データ（1982年風洞実験） 放出源高さ (m)	2005年度データ 吹き上げ高さ (m)	2005年度データ 放出源高さ (m)	放出源高さ変動率 (%)	風向頻度(%) 2005年度
N	S	46	128	61	133	6	3.79
NNE	SSW	30	111	36	118	6	6.60
NE	SW	38	127	36	108	-1	17.08
ENE	WSW	42	123	38	117	-5	8.86
E	W	61	132	66	129	-2	6.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	66	137	5	2.75
SSE	NNW	34	116	47	128	11	4.14
S	N	38	116	42	121	4	4.88
SSW	NNE	34	117	42	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)		45		—			

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

（参考）

東海第二発電所

風向	隣接方位	1991年度データ（1992年風況資料）		2000年度データ（2001年風況資料）		検出風力変動割合(%)	風向頻度(%)（2000年度）
		吹上げ風力(m)	検出風力(m)	吹上げ風力(m)	検出風力(m)		
N	NNE	73	213	91	251	8	3.32
NNE	NE	43	193	66	209	14	6.87
NE	ENE	34	174	60	193	8	18.41
ENE	E	51	191	65	205	7	9.95
E	ESE	69	209	98	238	8	5.55
ESE	SE	81	221	102	262	10	3.88
SE	SSE	55	196	108	268	28	3.09
SSE	S	44	194	79	219	19	3.32
S	SSW	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	197	98	228	21	3.13
検出風速幅(m)		43		―			
吹上げ速度(m/s)		16		18			
検出風速力(m)		140		―			

※１　風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

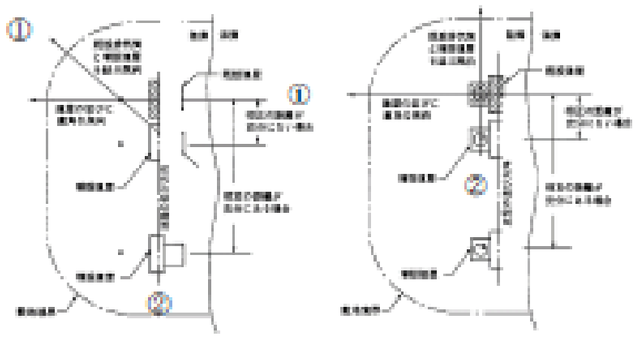
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

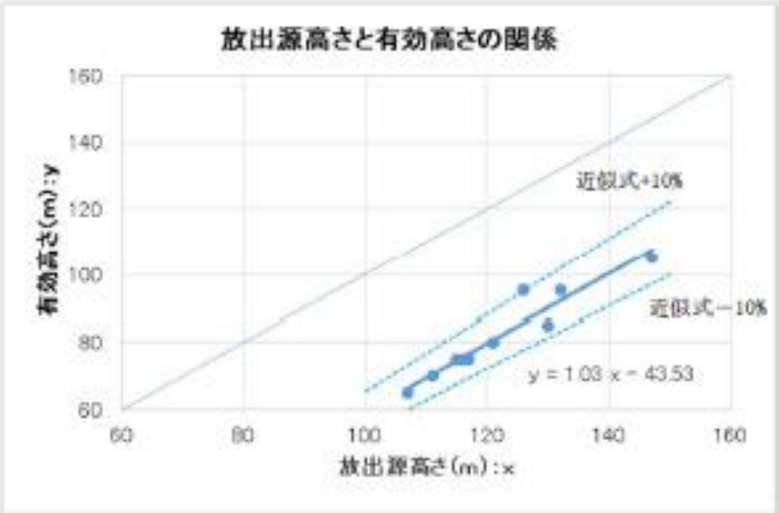
a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは，敷地周辺等の地形が増設により極端に変化しない場合であって，かつ，既設排気筒高さが増設建屋の高さのおよそ倍以上ある場合，または相互の距離が十分ある場合をいう。

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，後流日標値，めやす線図等を下回ることが明らかな場合である。



東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
※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。  		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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。

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

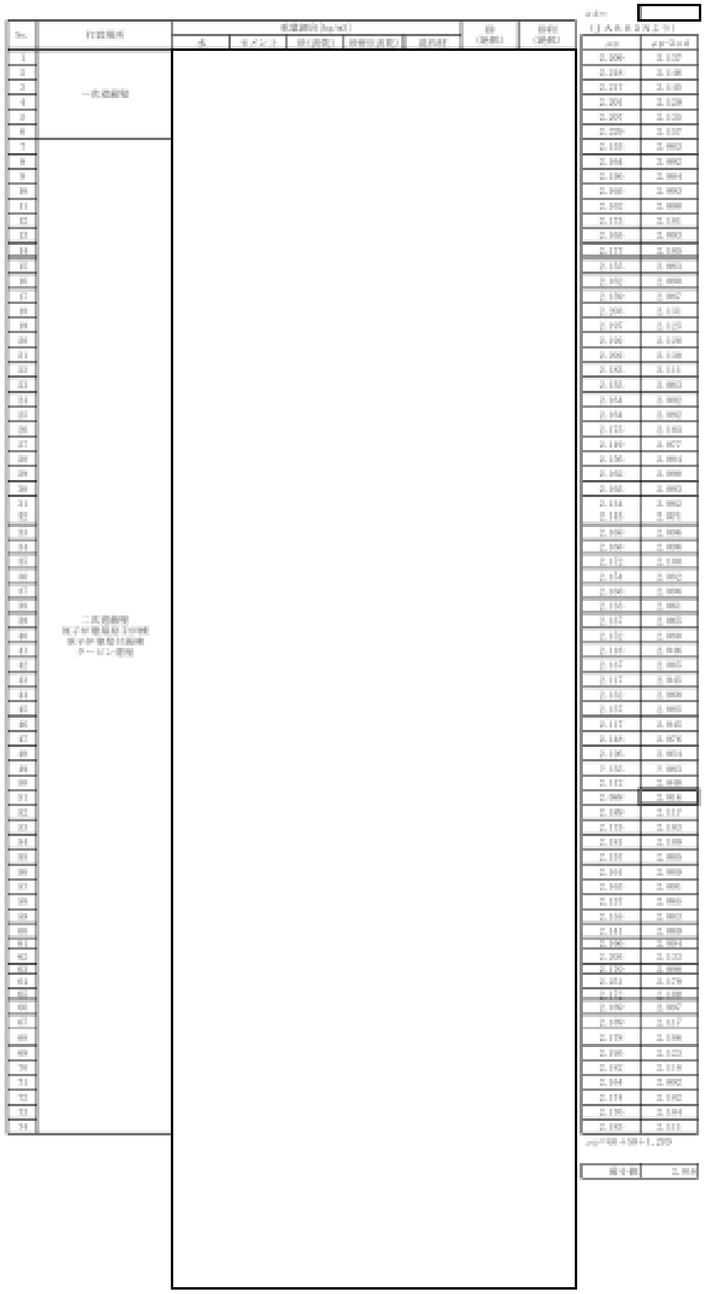
$$S^2=\sum_{i=1}^{n}(X_i-\bar{X})^2/n$$

（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。

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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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 $\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w$　（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。		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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 		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 18 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。		・資料構成の相違 島根２号炉は「別紙８　弁の現場操作地点等における被ばく評価について」に記載

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
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

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考

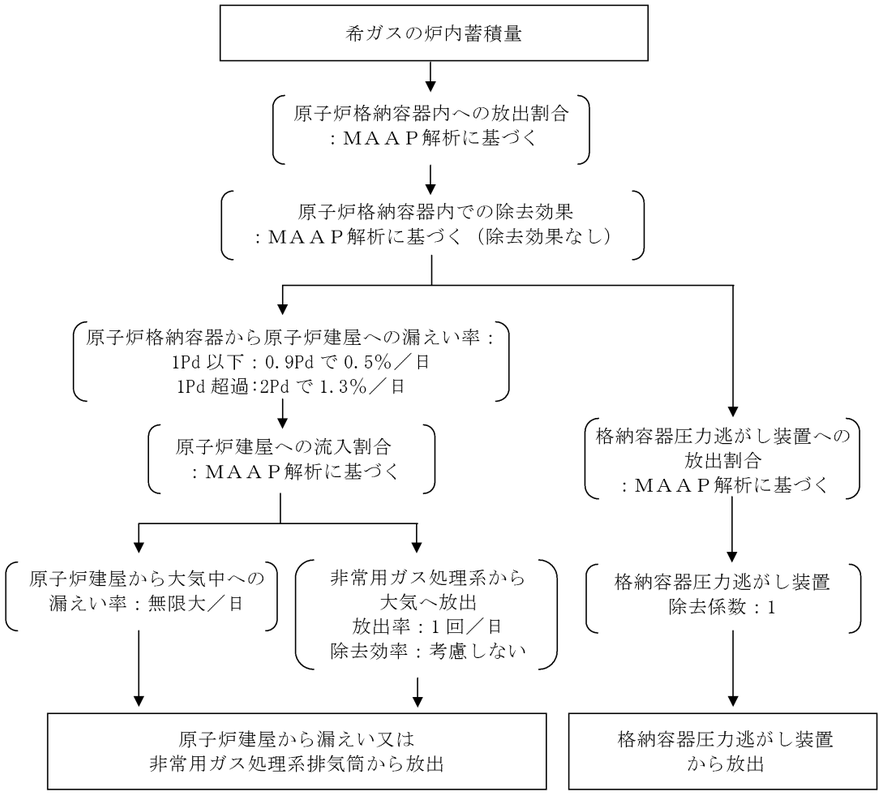
第１表　放出量評価条件（2／3）

項　目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	1Pd以下：0.9Pdで0.5％／日 1Pd超過：2Pdで1.3％／日			ＭＡＡＰ解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし，原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.5％／日）及びＡＥＣの式等に基づき設定（別紙 17 補足１参照）
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1.5h後～19.5h後：1.3％／日（一定） その他の期間　　：0.5％／日（一定）			原子炉格納容器の設計漏えい率（0.5％／日）及びＡＥＣの式等に基づき設定（格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3％／日の漏えい率を設定）（別紙17補足1参照）
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果（エアロゾル）	ＭＡＡＰ解析に基づく（沈着，サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）			ＭＡＡＰのＦＰ挙動モデル（別紙17補足2参照）
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率：9.0×10^{-4}（1／s） （原子炉格納容器内の最大存在量から1／200まで）			ＣＳＥ実験及び Standard Review Plan 6.5.2※2に基づき設定（別紙17補足3参照）
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果：10（Ｓ／Ｃベントのみ）			Standard Review Plan6.5.5※3に基づき設定（別紙 17 補足 4 参照）
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合		Ｓ／Ｃベント	Ｄ／Ｗベント	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465※4に基づき設定（別紙 17 補足 5 参照）
	希ガス類	：約4.3×10^{-3}	：約4.3×10^{-3}	
	ＣｓＩ類	：約6.2×10^{-5}	：約6.2×10^{-5}	
	ＣｓＯＨ類	：約3.1×10^{-5}	：約3.2×10^{-5}	
	Ｓｂ類	：約6.7×10^{-6}	：約6.8×10^{-6}	
	TeO_2類	：約6.7×10^{-6}	：約6.8×10^{-6}	
	ＳｒＯ類	：約2.7×10^{-6}	：約2.7×10^{-6}	
	ＢａＯ類	：約2.7×10^{-6}	：約2.7×10^{-6}	
	MoO_2類	：約3.4×10^{-7}	：約3.4×10^{-7}	
	CeO_2類	：約6.7×10^{-8}	：約6.8×10^{-8}	
	La_2O_3類	：約2.7×10^{-8}	：約2.7×10^{-8}	

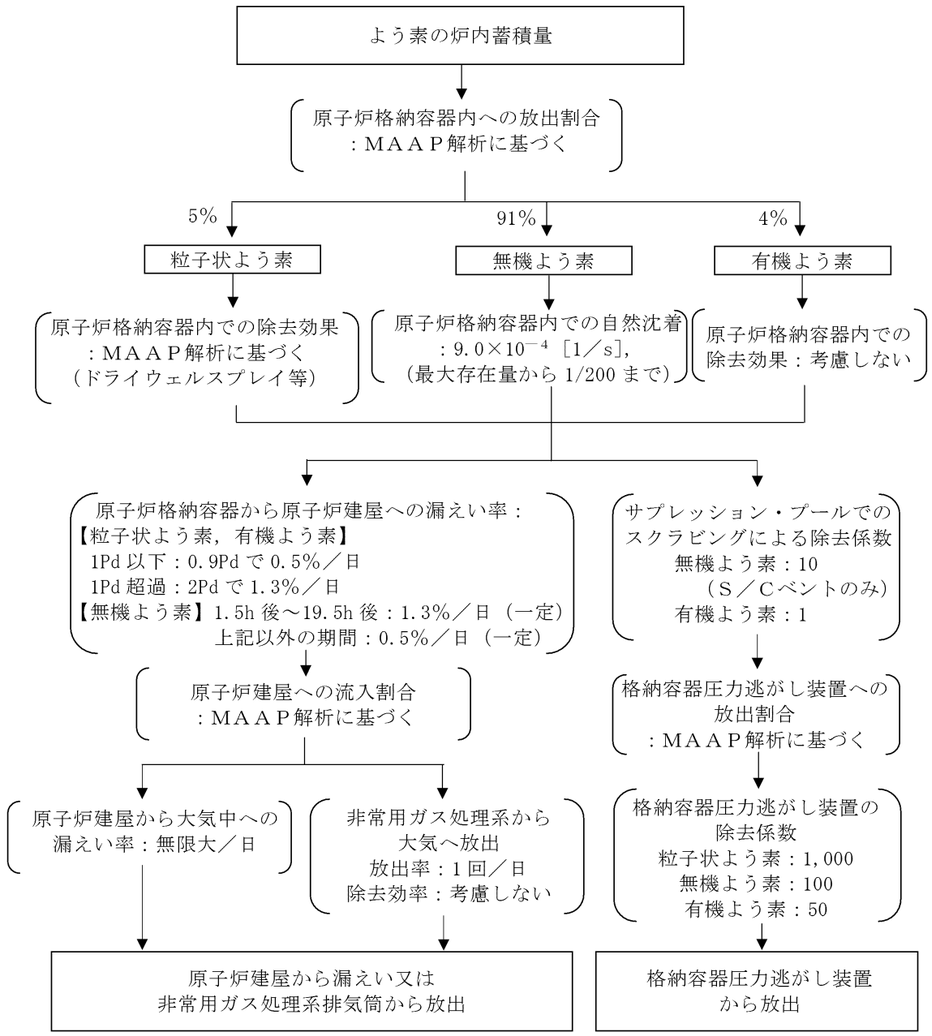
第１表　放出量評価条件（3／3）

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 希ガス類　：約9.5×10^{-1} ＣｓＩ類　：約1.0×10^{-6} ＣｓＯＨ類　：約4.0×10^{-7} Ｓｂ類　：約8.9×10^{-8} TeO_2類　：約8.9×10^{-8} ＳｒＯ類　：約3.6×10^{-8} ＢａＯ類　：約3.6×10^{-8} MoO_2類　：約4.5×10^{-9} CeO_2類　：約8.9×10^{-10} La_2O_3類　：約3.6×10^{-10} Ｄ／Ｗベント 希ガス類　：約9.5×10^{-1} ＣｓＩ類　：約3.9×10^{-3} ＣｓＯＨ類　：約7.5×10^{-3} Ｓｂ類　：約1.4×10^{-3} TeO_2類　：約1.4×10^{-3} ＳｒＯ類　：約5.8×10^{-4} ＢａＯ類　：約5.8×10^{-4} MoO_2類　：約7.2×10^{-5} CeO_2類　：約1.4×10^{-5} La_2O_3類　：約5.8×10^{-6}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ－1465 に基づき設定（別紙 17 補足５参照）
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス　：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1,000	設計値に基づき設定

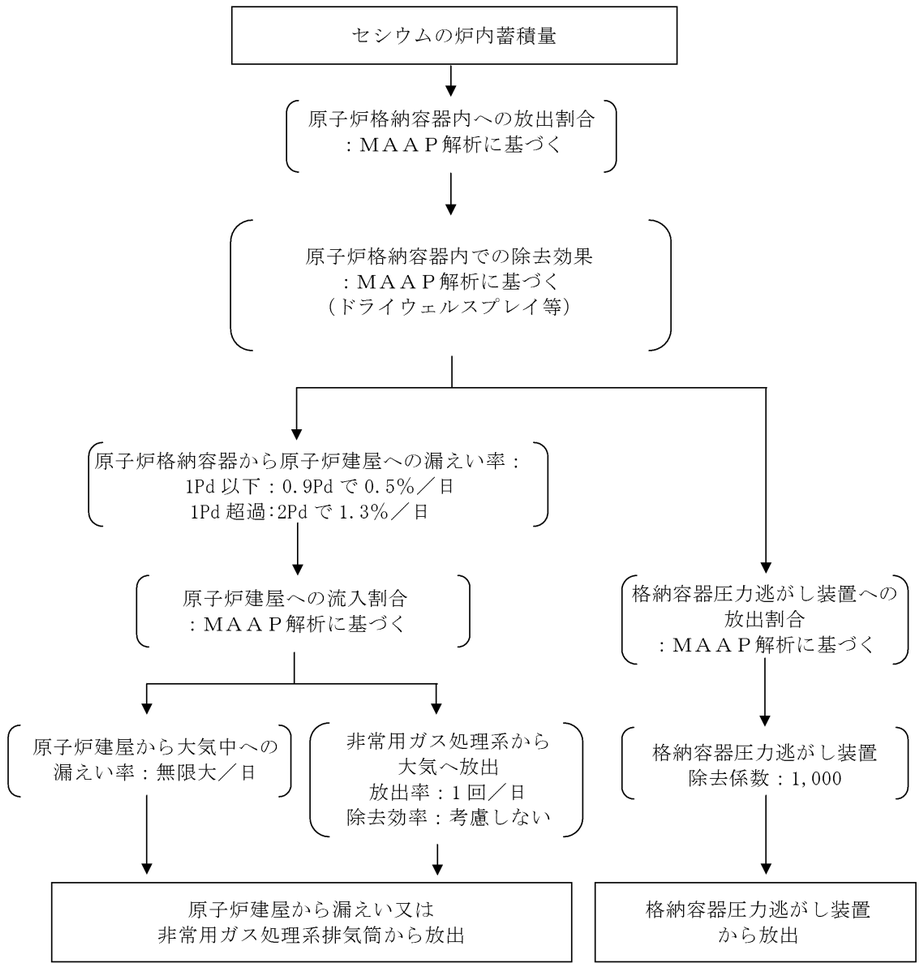
東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
※1　Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”,May 2003 ※2　Standard Review Plan6.5.2,“Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”,December 2005 ※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		

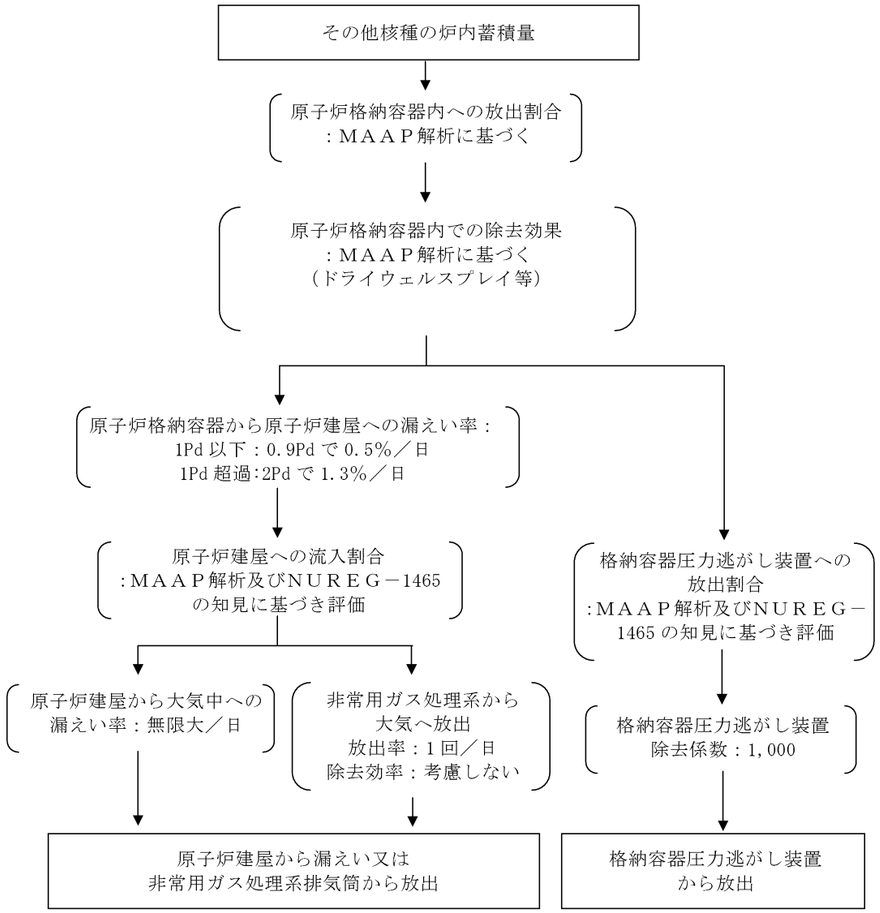
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 1 図　希ガスの大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

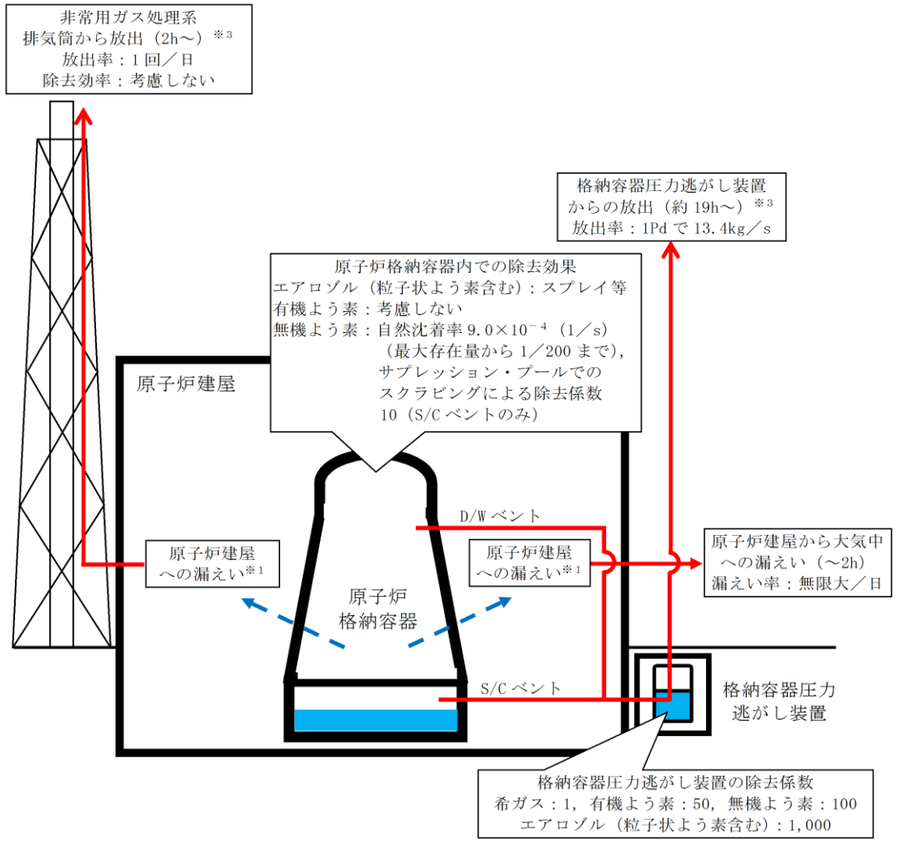


第 2 図　よう素の大気放出過程

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 3 図　セシウムの大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第 4 図　その他核種の大気放出過程		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

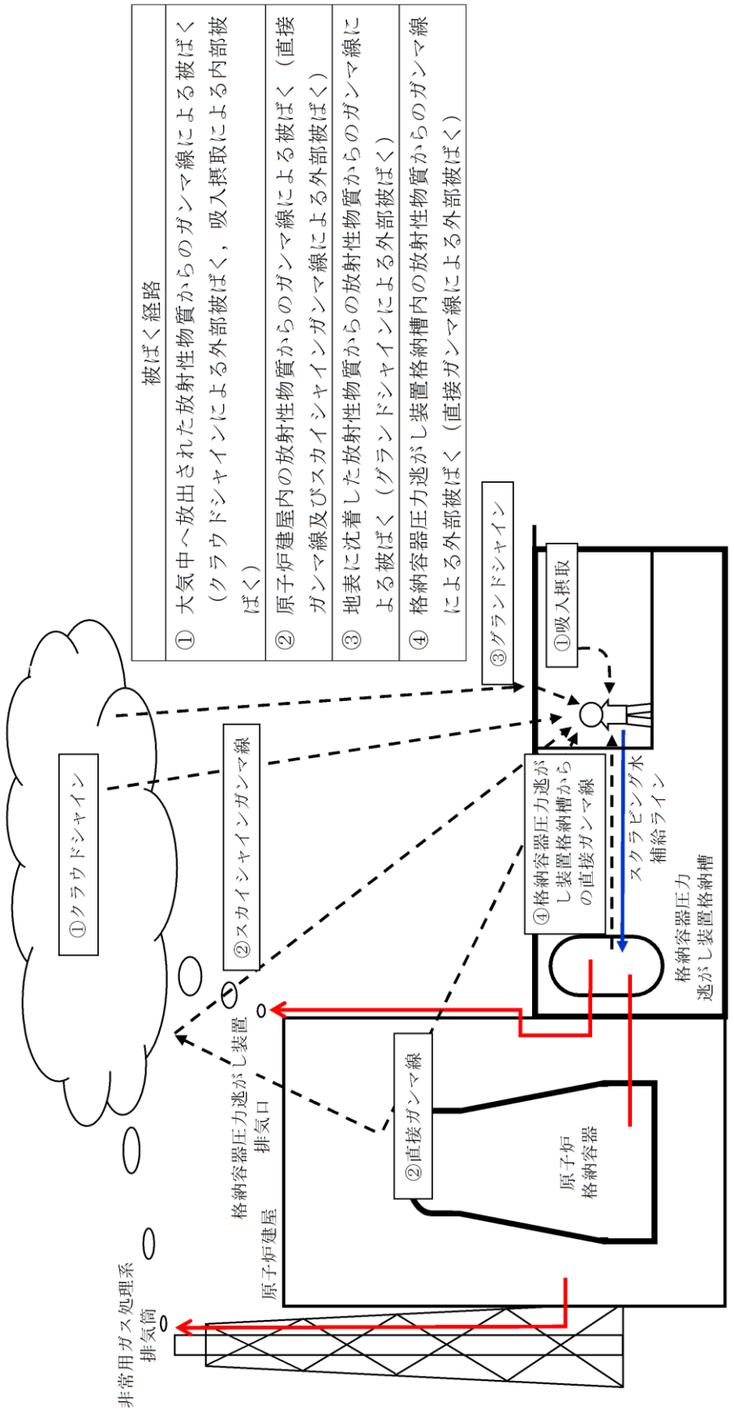


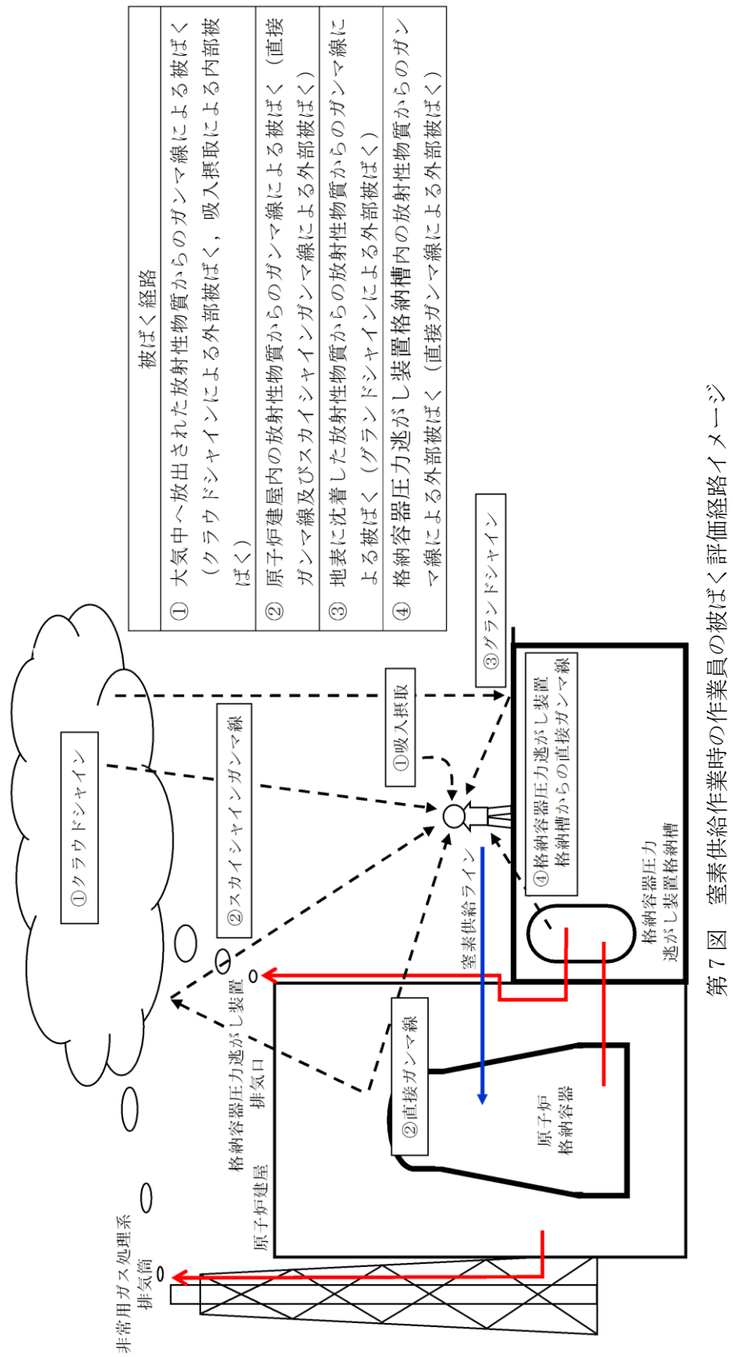
※1　原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%／日，1Pd 超過:2Pd で 1.3%／日
【無機よう素】
1.5h 後～19.5h 後：1.3%／日（一定），上記以外の期間：0.5%／日（一定）

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）

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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		

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
 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		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考

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	
スクラビング水補給作業	屋外移動時／作業時	原子炉建屋漏えい（地上放出）	χ／Ｑ（s／m^3）	約 8.3×10^{-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}
窒素供給作業	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}
	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}
			Ｄ／Ｑ（Gy／Bq）	約 7.7×10^{-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 6.3×10^{-20}

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考

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）

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考

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

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
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}

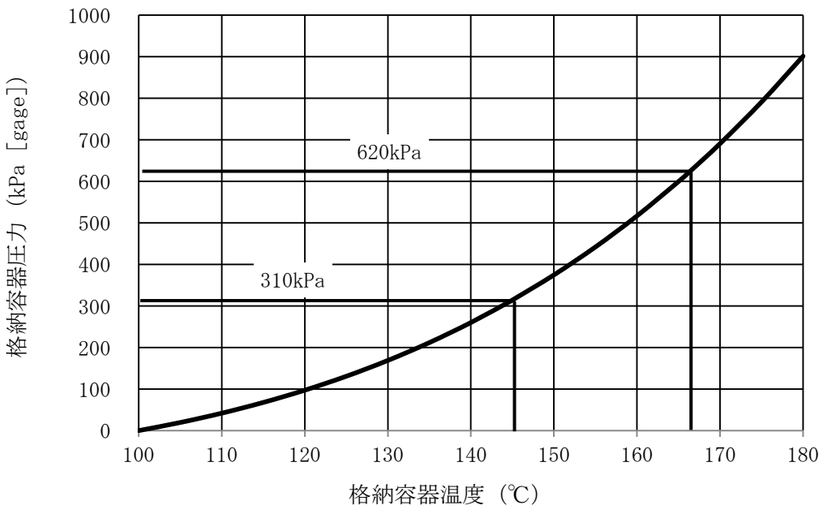
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について 格納容器内の圧力が計測できない場合には，格納容器雰囲気温度を計測し，飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため，第１表及び第１図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。 具体的には，重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては，格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから，第２図に示す格納容器雰囲気温度計のうち，より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第２図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し，ベントの実施を判断する。 ただし，有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが，重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は，格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに，溶融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。 このような場合は，全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し，ベントの実施を判断する。この運用により，格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから，格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍（620kPa［gage］）に到達する前のベントが可能であると考える。	別紙 39 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について 格納容器内の圧力が計測できない場合には，格納容器雰囲気温度を計測し，飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため，表１及び図１に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。 具体的には，重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては，格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから，図２に示す格納容器雰囲気温度計のうち，より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（図２の⑩及び⑪）の計測値を飽和圧力に換算する。 ただし，有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが，重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は，格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに，溶融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。 このような場合は，全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算する。この運用により，格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから，格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の２倍（853kPa［gage］）に到達する前のベントが可能であると考える。	・運用の相違 ベント実施基準の相違 ・運用の相違 ベント実施基準の相違 ・炉型の相違 島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

第１表　飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度［℃］	飽和圧力［kPa］	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310（1Pd）
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620（2Pd）
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表［1999年］



第１図　飽和温度と飽和圧力の換算グラフ

</td>
<td>

表１　飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度［℃］	飽和圧力［kPa］	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
145	416	314
150	476	375
153.9	528	427（1Pd）
155	543	442
160	618	517
165	701	599
170	792	691
175	892	791
177.8	954	853（2Pd）
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表［1999年］

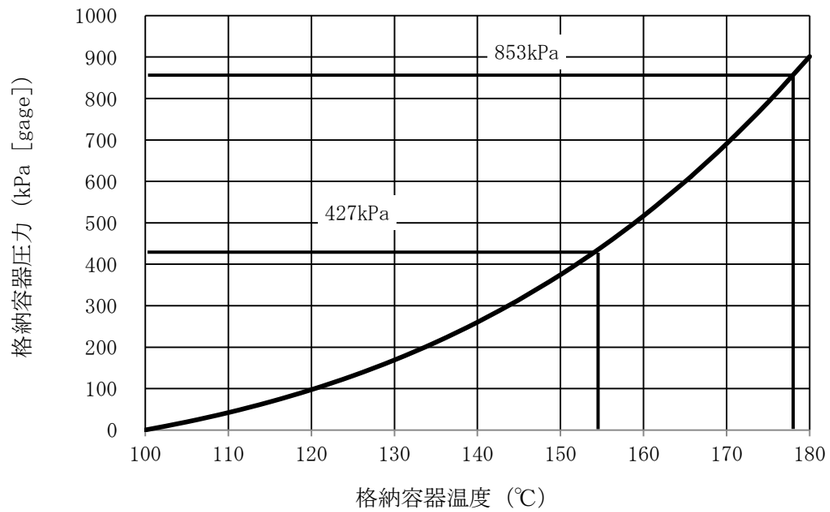


図１　飽和温度と飽和圧力の換算グラフ

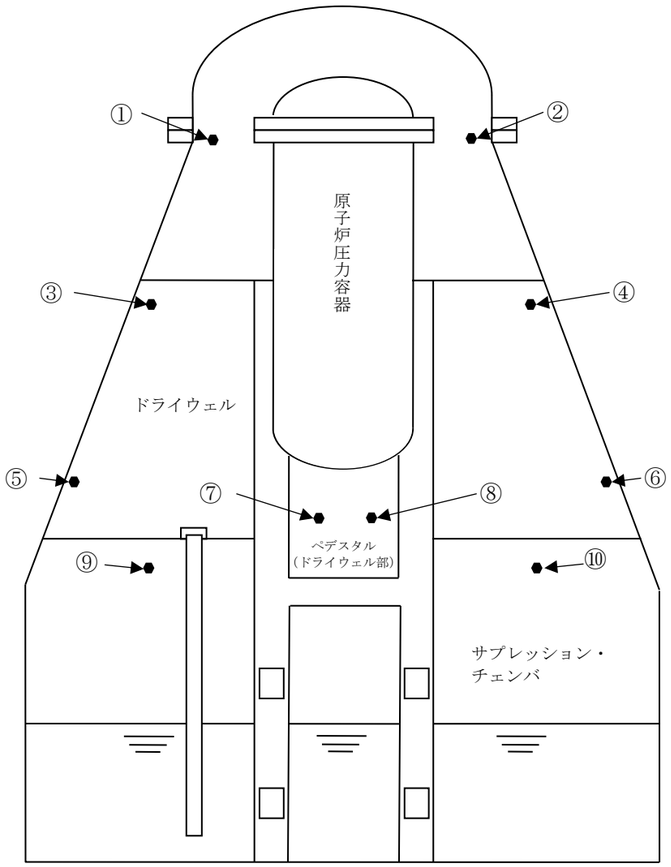
</td>
<td>

・炉型の相違
島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違

・炉型の相違
島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違

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

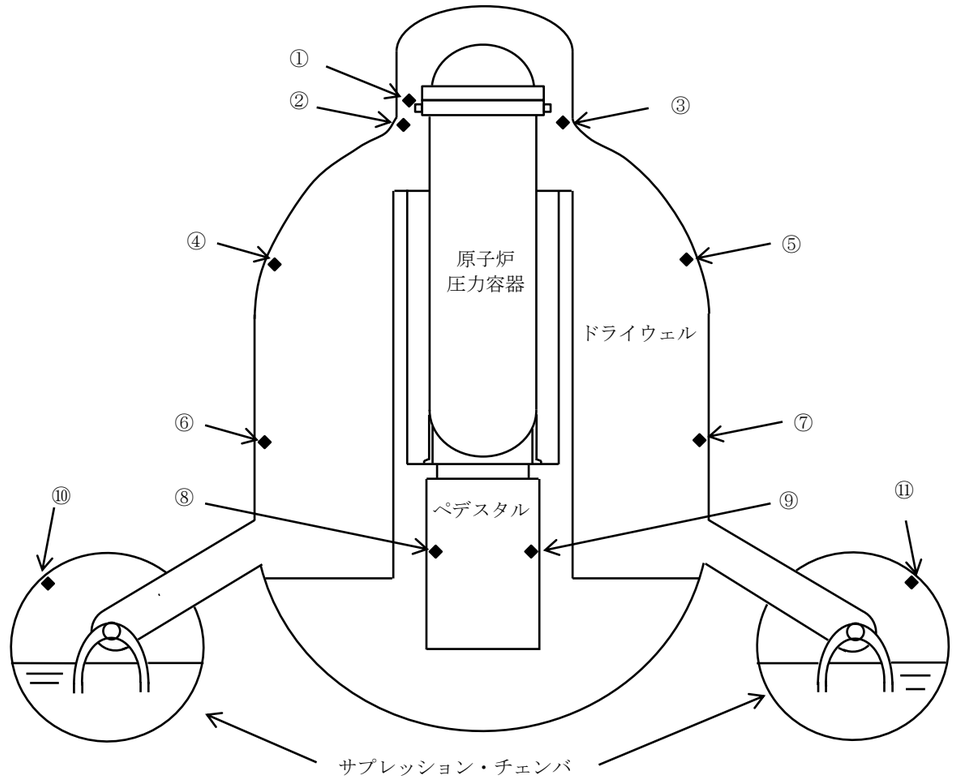
東海第二発電所　(2018.9.18 版)



番号	名称	設置場所	測定範囲
①，②	ドライウェル雰囲気温度（上部）	フランジ高さ	0℃～300℃
③，④	ドライウェル雰囲気温度（中部）	燃料有効長頂部高さ	0℃～300℃
⑤，⑥	ドライウェル雰囲気温度（下部）	機器ハッチ高さ	0℃～300℃
⑦，⑧	ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル部）	ドライウェル床面高さ	0℃～300℃
⑨，⑩	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	サプレッション・チェンバ上部	0℃～200℃

第２図　格納容器雰囲気温度計の計測点

島根原子力発電所　２号炉



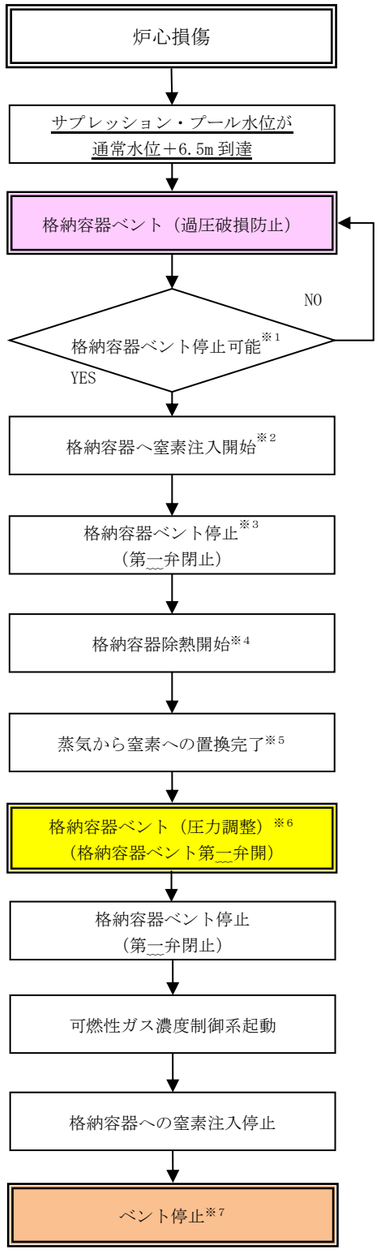
番号	名称	設置場所	測定範囲
①，②，③	ドライウェル温度（ＳＡ）	フランジ高さ近傍	0～300℃
④，⑤	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＴＡＦ高さ近傍	0～300℃
⑥，⑦	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＲＰＶ底面高さ近傍	0～300℃
⑧，⑨	ペデスタル温度（ＳＡ）	ペデスタル上部	0～300℃
⑩，⑪	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	サプレッション・チェンバ頂部近傍	0～200℃

図２　格納容器雰囲気温度計の計測点

備考

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 20 ベント停止手順について (1)　格納容器圧力逃がし装置によるベント停止の判断について 格納容器圧力逃がし装置によるベントを停止した後は，以下の機能が必要となるため，以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。 ａ．格納容器の除熱機能（残留熱除去系等） ・格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し，最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため ｂ．格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備） ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により，格納容器内が負圧になることを防止するため ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため ｃ．格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系） ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため (2)　ベント停止手順について ベント停止フローを第1図に示す。また，第2図に格納容器圧力挙動のイメージ，第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。	別紙 42 ベント停止手順について (1)　格納容器フィルタベント系によるベント停止の判断について 格納容器フィルタベント系によるベントを停止した後は，以下の機能が必要となるため，以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。 ａ．格納容器の除熱機能（残留熱除去系等） ・格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し，最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため ｂ．格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備） ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により，格納容器内が負圧になることを防止するため ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため ｃ．格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系） ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため (2)　ベント停止手順について ベント停止フローを図１に示す。 (3)　ベント停止手順の有効性について ベント停止手順の有効性を確認するために，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約１ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後，可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は，事故発生30日後の崩壊熱を上回る60m^3/hとし，格納容器フィルタベント系を微開（流路面積３％開）とするとともに，可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100Nm^3/h注入する。図２に格納容器圧力，図３にサプレッション・チェンバ水温並びに図４及び図５に格納容器内気相濃度の推移を示す。 図２に示すとおり，窒素ガスを注入することにより，可搬型格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱後の格納容器圧力は負圧に至ることなく，また格納容器ベントを微開とすることにより，格納容器圧力は上昇しない。また，図４及び図５に示すとおり，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度は，可燃限界未満で推移する。	・記載方針の相違 島根２号炉は，ベント停止手順の有効性を確認するため，ＭＡＡＰ解析による評価を実施

東海第二発電所　（2018.9.18 版）



第１図　格納容器ベント停止フロー

※１：格納容器の除熱機能，格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合，格納容器ベント停止の判断を実施する。

※２：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から，ドライウェル及びサプレッション・チェンバの両方に窒素を供給する。

※３：第一弁閉後は，第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため，第一弁の下流から窒素を供給する。このため，第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。

※４：ベント弁を閉止後，残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し，外部水源による注水を停止する。また，格納容器内気相はほぼ蒸気であるため，除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧となる可能性があるため，格納容器圧力 13.7kPa［gage］－310kPa［gage ］の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また，格納容器圧力が 13.7kPa［gage］まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止し，外部水源による注水を実施する。負圧防止圧力の設定に当たっては，格納容器の設計負圧である－13.7 kPa［gage］に対する 2 倍の余裕を考慮して設定とした。

※５：サプレッション・プール水温が 100℃未満となり，除熱量を調整しても格納容器圧力が 310kPa［gage］に到達する場合には，蒸気分圧がほとんど失われ，窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。

※６：可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させることを目的として，残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第一弁を再度開として，格納容器内ベント（圧力調整）する。

※７：格納容器の状態は，窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され，残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が継続されている状態である。

島根原子力発電所　２号炉

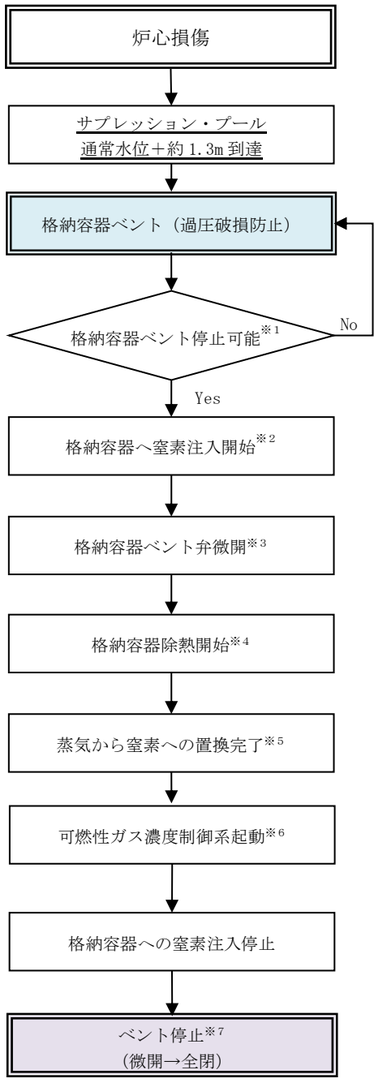


図１　格納容器ベント停止フロー

※１：格納容器の除熱機能，格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合，格納容器ベント停止の判断を実施する。

※２：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から，ドライウェル又はサプレッション・チェンバに窒素を供給する。

※３：ベント弁の開度を微開することにより，窒素封入による格納容器の圧力上昇を抑制するとともに，可燃性ガス濃度の上昇を抑制することが可能。

※４：格納容器内気相はほぼ蒸気であるため，除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧となる可能性があるため，格納容器圧力 13.7kPa［gage］-245kPa［gage］の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また，格納容器圧力が 13.7kPa［gage］まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。

※５：サプレッション・プール水温が 100℃未満となり，除熱量を調整しても格納容器圧力が 245kPa［gage］に到達する場合には，蒸気分圧がほとんど失われ，窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。

※６：残留熱除去系又残留熱代替除去系による格納容器除熱により可燃性ガス濃度制御系の起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させる。

※７：格納容器の状態は，窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され，残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱が継続されている状態である。

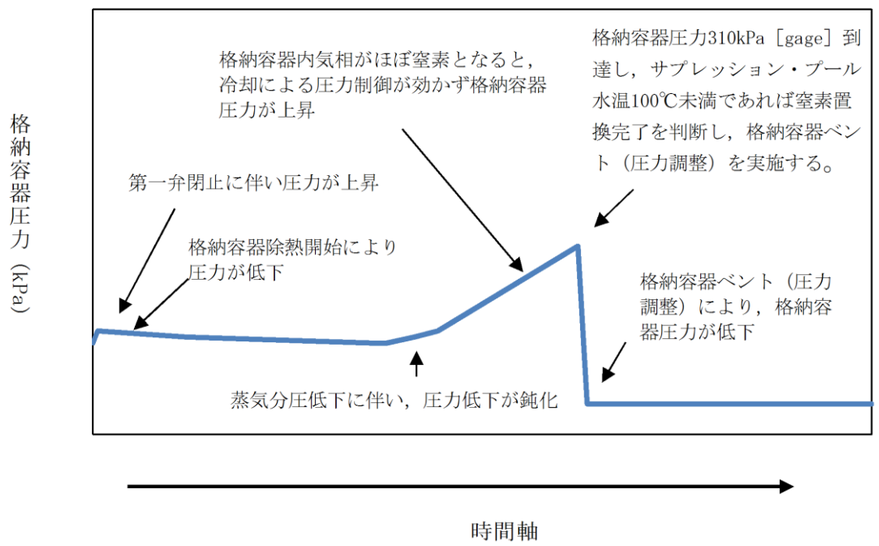
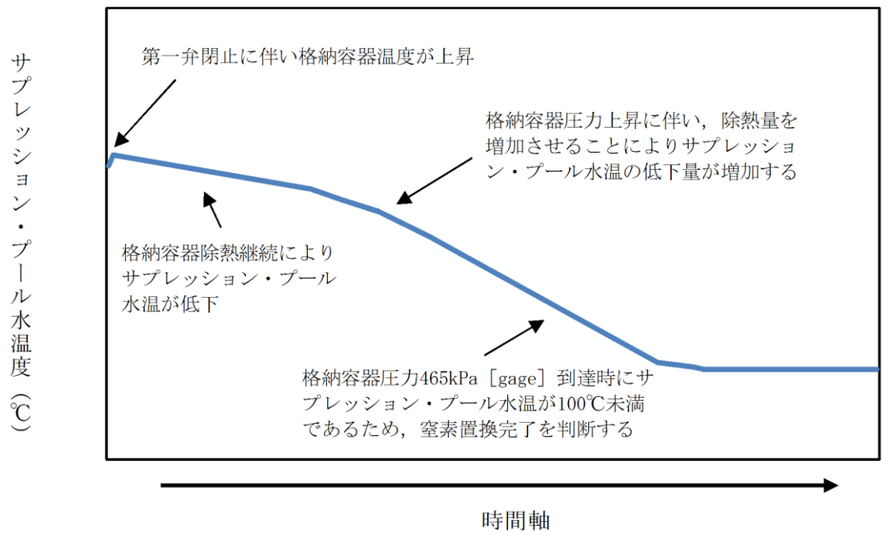
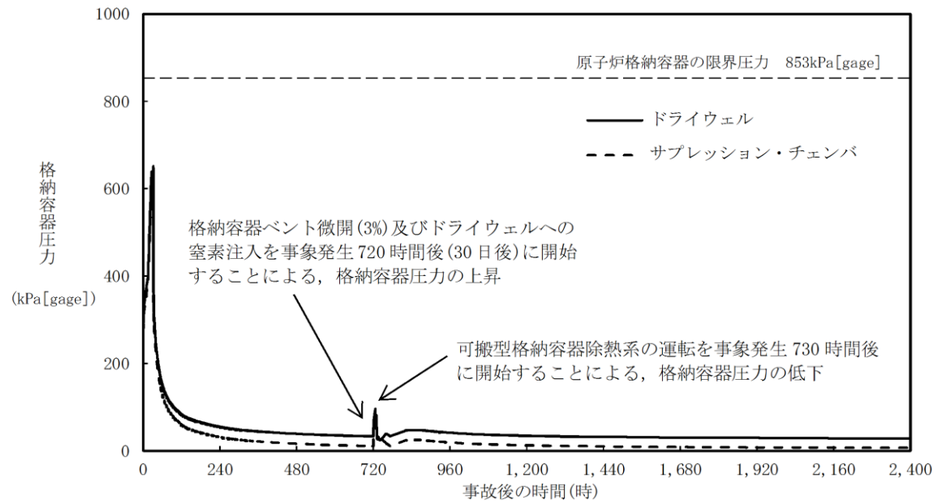
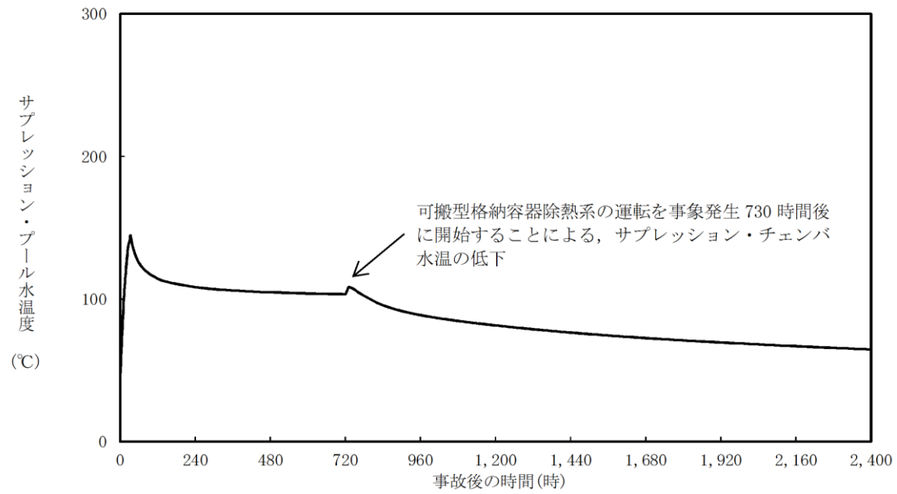
備考

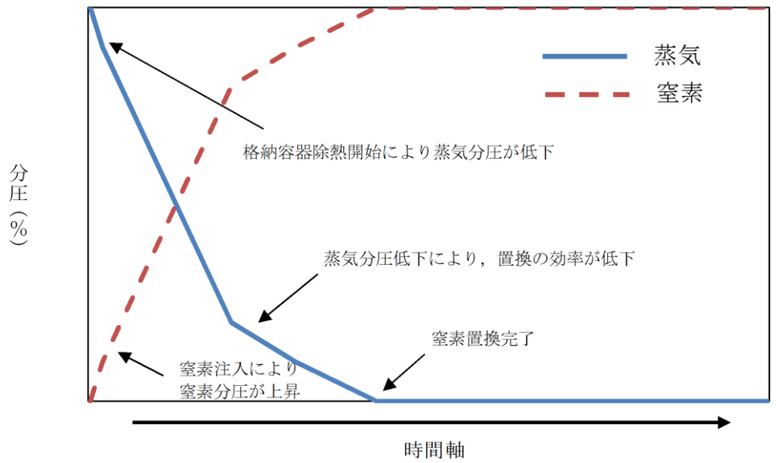
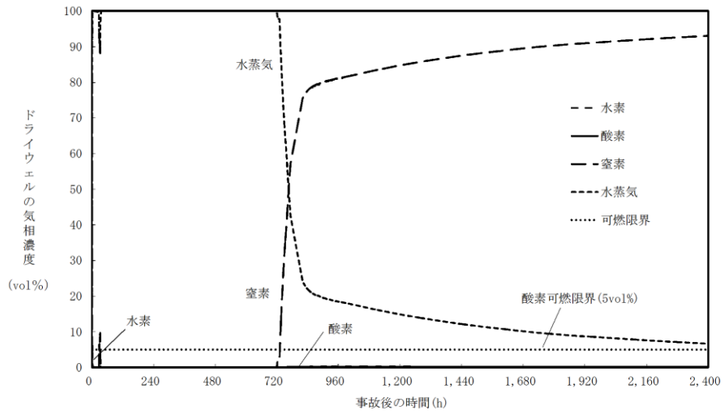
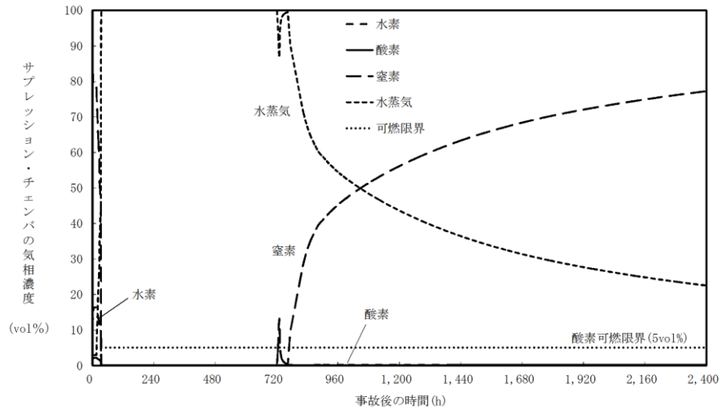
・運用の相違
ベント実施基準の相違

・運用の相違
島根２号炉は，空間容量の大きいドライウェルから窒素を封入する。サプレッション・チェンバへの切替え基準はＳ／Ｃ酸素濃度４％到達

・運用の相違
残留熱除去系又は残留熱代替除去系にて格納容器除熱を実施する場合の圧力制御範囲の相違

・運用の相違
島根２号炉は，格納容器除熱停止後もサプレッション・プール水による原子炉注水を実施していることから，外部水源による注水は実施しない

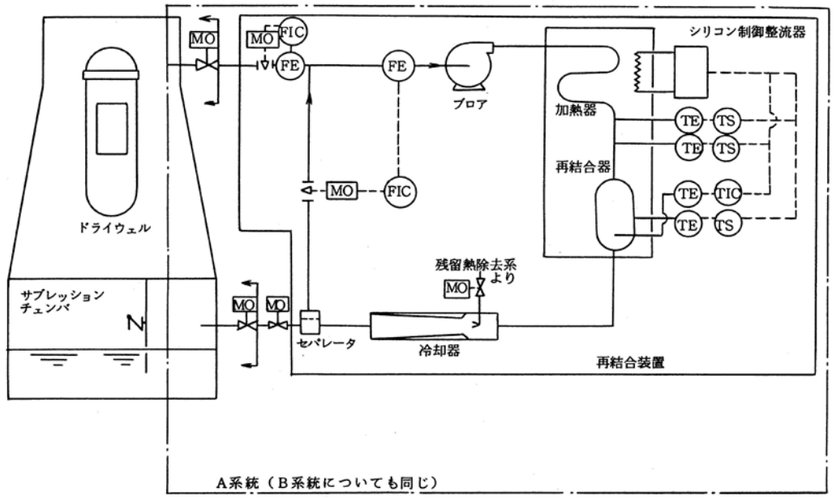
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第２図　格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器圧力挙動イメージ  第３図　格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器温度挙動イメージ	 図２　格納容器圧力の推移  図３　サプレッション・プール水温度の推移	・記載方針の相違 島根２号炉は，ベント停止手順の有効性を確認するため，ＭＡＡＰ解析による評価を実施

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第４図　格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器内気相の挙動イメージ (3)　可燃性ガス濃度制御系について 可燃性ガス濃度制御系については，設計基準事故対処設備として位置付けており，重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第１表に，系統概略図を第５図に，設置場所を第６図に示す。	 図４　ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)  図５　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (4)　可燃性ガス濃度制御系について 可燃性ガス濃度制御系については，設計基準事故対処設備として位置付けており，重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を表１に，系統概略図を図６に，設置場所を図７に示す。	・記載方針の相違 島根２号炉は，ベント停止手順の有効性を確認するため，ＭＡＡＰ解析による評価を実施

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第１表　可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目		設計	備考
耐震クラス		Ｓクラス	
入口ガス条件	運転温度	＜121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	＜147kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	＜4.0vol％	
	酸素濃度	＜5.0vol％	
再結合効率		95％	水素濃度 2.0vol％時



第５図　可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

島根原子力発電所　２号炉

表１　可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目		設計	備考
耐震クラス		Ｓクラス	
入口ガス条件	運転温度	＜121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	＜177kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	≦4.0vol％	
	酸素濃度	≦2.0vol％	
再結合効率		95％	水素濃度 2.0vol％時

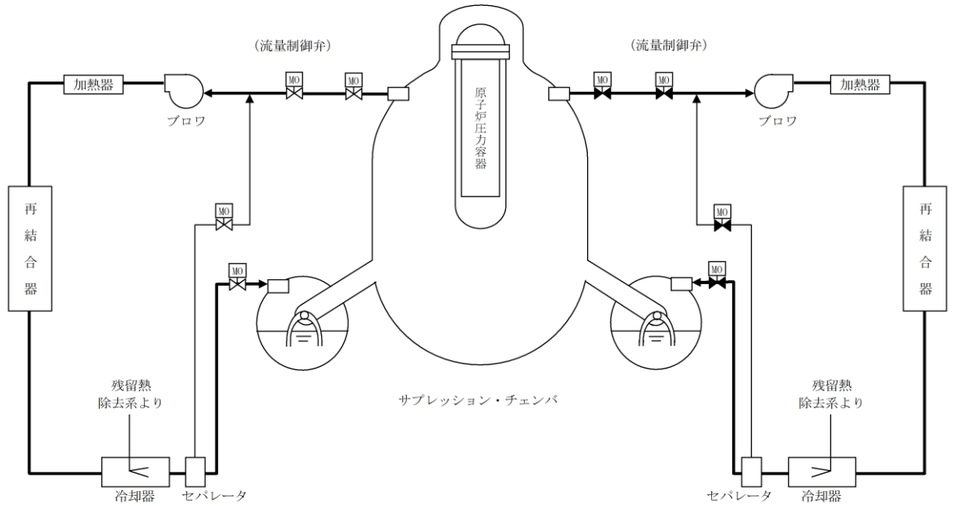
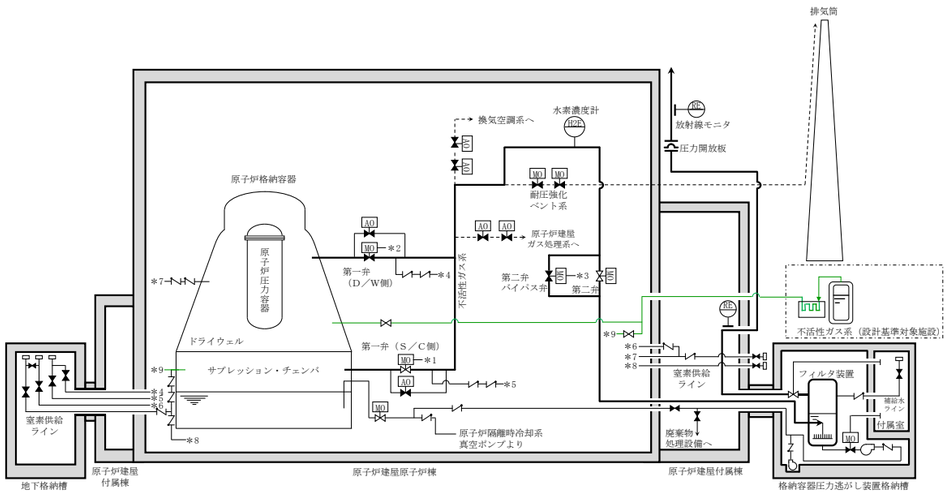
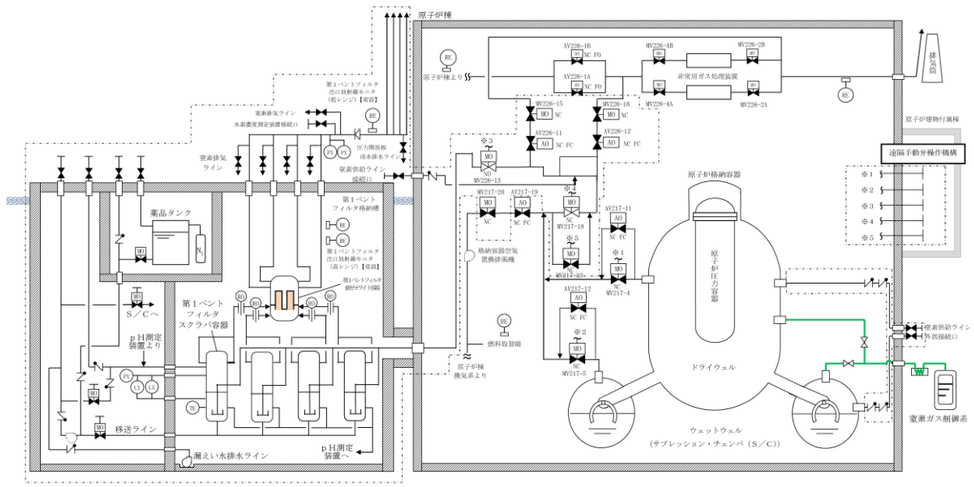


図６　可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

備考

・設備の相違
設計方針の相違による設備仕様の相違

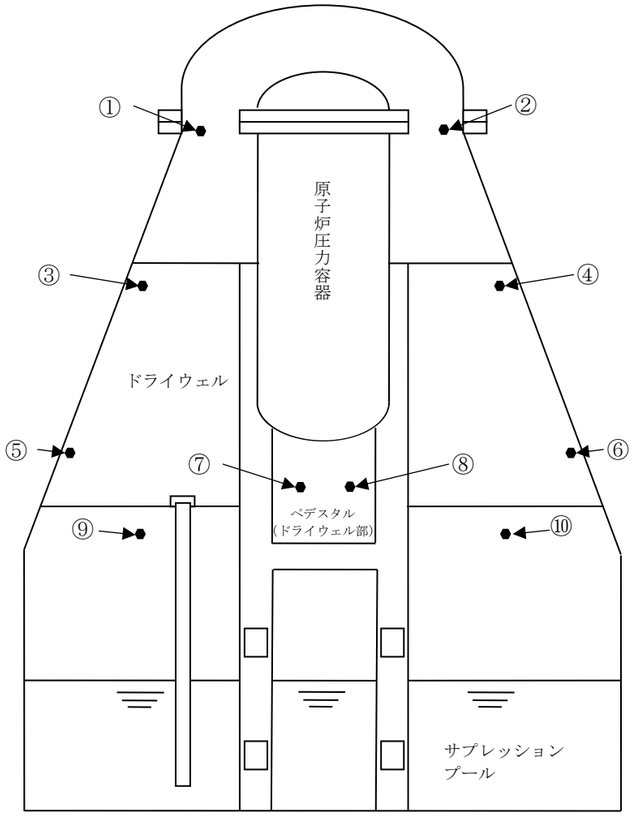
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第６図　可燃性ガス濃度制御系の設置場所	図７　可燃性ガス濃度制御系の設置場所	
(4)　ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について ａ．ベント実施中における格納容器負圧防止対策について 通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが，ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され，格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施すると，蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが，ベント実施前に代替格納容器スプレイ系（常設）を停止する運用としているため，ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。	(5)　ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について ａ．ベント実施中における格納容器負圧防止対策について 通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが，ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され，格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを実施すると，蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが，ベント実施前に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止する運用としているため，ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
b．ベント停止後における格納容器負圧防止対策について ベント停止時は，最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し，その後，残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため，除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa［gage］－310kPa［gage］の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ，格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また，格納容器圧力が13.7kPa［gage］まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止し，外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は，格納容器が負圧となることはない。 また，窒素供給装置以外の手段として，設計基準対象施設ではあるが，不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。	b．ベント停止後における格納容器負圧防止対策について ベント停止時は，最初に可搬式窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し，その後，残留熱除去系又は残留熱代替除去系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため，除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa［gage］－245kPa［gage］の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ，格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また，格納容器圧力が13.7kPa［gage］まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は，格納容器が負圧となることはない。 また，窒素供給装置以外の手段として，設計基準対象施設ではあるが，窒素ガス制御系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を図８に示す。	・運用の相違 残留熱除去系又は残留熱代替除去系にて格納容器除熱を実施する場合の圧力制御範囲の相違 ・運用の相違 島根２号炉は，格納容器除熱停止後もサプレッション・プール水による原子炉注水を実施していることから，外部水源による注水は実施しない ・設備の相違 設計方針の相違による系統構成の相違
 第７図　格納容器への窒素供給手段の概略図	 図８　格納容器への窒素供給手段の概略図	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 21 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について (1)　格納容器雰囲気温度の監視について 格納容器雰囲気温度計は，ドライウェルに36点，サプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており，各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち，重大事故等発生時における監視を確実なものとするため，重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を，ドライウェルに8点，サプレッション・チェンバに2点に分散し，格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。 重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。 (2)　局所的な温度上昇について 格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては，原子炉圧力容器が高圧状態で破損する際に溶融炉心が飛散し，格納容器内に溶融炉心が付着することなどが考えられるが，原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより，このような状況に至る可能性を低減する。また，原子炉圧力容器が破損した場合には，溶融炉心がペデスタル部に落下するが，ペデスタル（ドライウェル部）はドライウェル床面より掘り下げられた構造となっているため，溶融炉心はペデスタル（ドライウェル部）に保持され，ドライウェル床面に流出することはない。さらに，格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による溶融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると，溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また，格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の２倍（620kPa［gage］）到達までにベントを実施することとしているが，620kPa［gage］に対する飽和温度が約 166℃であることを踏まえると，過温破損に至ることはないと考えられる。 なお，格納容器圧力が計測できない場合は，「別紙 19.格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり，格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。 (3)　格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について 炉心部の燃料，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため，格納容器への注水等に期待するが，十分な注水等ができない場合には，格納容器雰囲気が過熱状態になり，格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに，溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し，格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように，重大事故等対処設備が健全に機能せず，格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では，格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施し，フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで，格納容器	別紙 52 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について （１）格納容器雰囲気温度の監視について 格納容器雰囲気温度計は，ドライウェルに31点，サプレッション・チェンバに６点の計37点を設置しており，各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち，重大事故等発生時における監視を確実なものとするため，重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を，ドライウェルに７点，サプレッション・チェンバに２点に分散し，格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。 重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第１図に示す。 （２）局所的な温度上昇 格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては，原子炉圧力容器が高圧状態で破損する際に溶融炉心が飛散し，格納容器内に溶融炉心が付着することなどが考えられるが，原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより，このような状況に至る可能性を低減する。また，原子炉圧力容器が破損した場合には，溶融炉心がペデスタル部に落下するが，ペデスタル（ドライウェル部）はドライウェル床面より掘り下げられた構造となっているため，溶融炉心はペデスタル（ドライウェル部）に保持され，ドライウェル床面に流出することはない。さらに，格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による溶融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると，溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また，格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（853kPa［gage］）到達までにベントを実施することとしているが，853kPa［gage］に対する飽和温度が約178℃であることを踏まえると，過温破損に至ることはないと考えられる。 なお，格納容器圧力が計測できない場合は，「別紙39.格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり，格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。 (3)　格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について 炉心部の燃料，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため，格納容器への注水等に期待するが，十分な注水等ができない場合には，格納容器雰囲気が過熱状態になり，格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに，溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し，格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように，重大事故等対処設備が健全に機能せず，格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では，格納容器フィルタベント系からのベントを実施し，フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで，格納容	・設備設計の相違 測定個数の相違 ・設備の相違 島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違

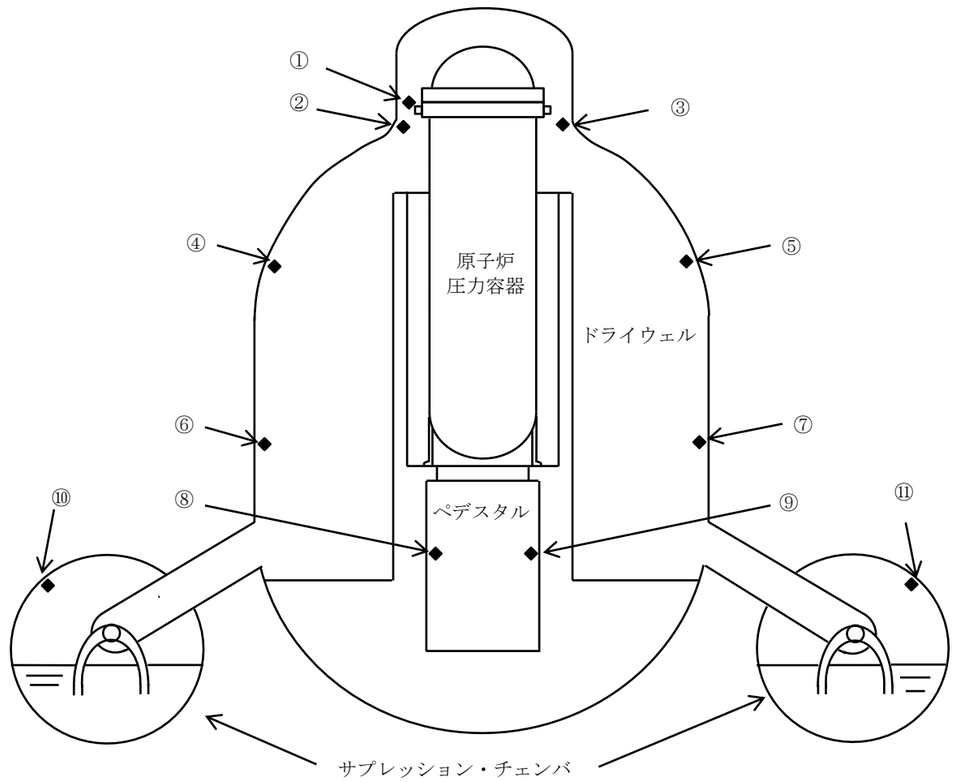
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。 ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが，格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって，格納容器温度上昇に対するベントにおいて，過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため，格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は，200℃以上にて温度上昇が継続する場合には，格納容器過温破損に至る可能性があり，事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。 なお，格納容器が過温破損するような状況では，格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から，第 1 図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち 2 点が 200℃以上にて温度上昇が継続する場合において，格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施することとする。	器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。 ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが，格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって，格納容器温度上昇に対するベントにおいて，過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため，格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は，200℃以上にて温度上昇が継続する場合には，格納容器過温破損に至る可能性があり，事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。 なお，格納容器が過温破損するような状況では，格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から，第 1 図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち 2 点が 200℃以上にて温度上昇が継続する場合において，格納容器フィルタベント系からのベントを実施することとする。	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考



番号	名称	設置場所	測定範囲
①，②	ドライウェル雰囲気温度（上部）	フランジ高さ	0℃～300℃
③，④	ドライウェル雰囲気温度（中部）	燃料有効長頂部高さ	0℃～300℃
⑤，⑥	ドライウェル雰囲気温度（下部）	機器ハッチ高さ	0℃～300℃
⑦，⑧	ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル部）	ドライウェル床面高さ	0℃～300℃
⑨，⑩	サプレッション・チェンバ温度	サプレッション・チェンバ上部	0℃～200℃

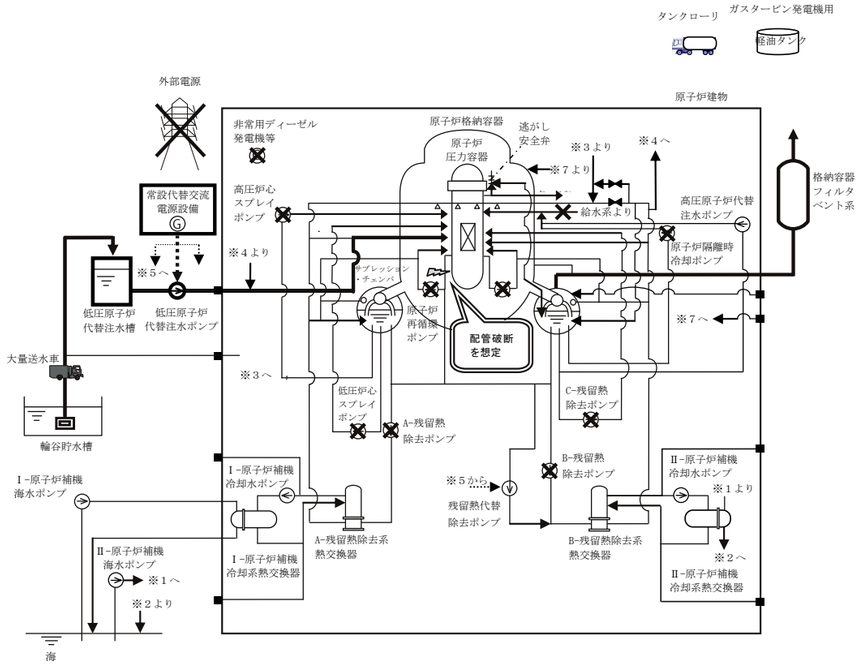
第１図　格納容器雰囲気温度計の計測点



番号	名称	設置場所	測定範囲
①，②，③	ドライウェル温度（ＳＡ）	フランジ高さ近傍	0～300℃
④，⑤	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＴＡＦ高さ近傍	0～300℃
⑥，⑦	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＲＰＶ底面高さ近傍	0～300℃
⑧，⑨	ペデスタル温度（ＳＡ）	ペデスタル上部	0～300℃
⑩，⑪	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	サプレッション・チェンバ頂部近傍	0～200℃

図１　格納容器雰囲気温度計の計測点

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 22 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・チェンバへの冷却水の流入について 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合，外部水源の持ち込みによるサプレッション・プール水位の上昇により，ベントラインが水没するおそれがある。サプレッション・プールの水位は，ベント時のサプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても上昇するため，これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう代替格納容器スプレイを停止する必要がある。 原子炉注水した冷却材が破断口からサプレッション・チェンバに移行し，サプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるサプレッション・プール水位の挙動を第１図に示す。格納容器スプレイ停止後，ドライウェル圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると，サプレッション・チェンバの圧力が低下し，ベント管内に残存する冷却材がサプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は，破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と，ベント時の圧力低下やサプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサプレッション・プール水位が変動するが，ベントライン下端まで到達しない。また，ベント実施時の減圧沸騰によるサプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。	別紙６ 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・チェンバへの冷却水の流入について 格納容器フィルタベント系の使用（ベント開始）のタイミングは，重大事故等の事象収束シナリオにより異なり，外部水源からの注水量に関しては，サプレッション・プール通常水位＋約 1.3m をベント実施判断基準としている。 格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりであり，対策の概要を図１に示す。 ① 格納容器雰囲気を冷却するために，格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを行うことにより，格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]以下に制御する。 ② サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後，速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント開始後は，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を継続する。	・設備の相違 島根２号炉は Mark-1 改型原子炉格納容器のため容積が異なる（以下，別紙６においては①の相違） ・設備の相違 島根２号炉は Mark-1 改型原子炉格納容器のため設計圧力が異なる（以下，別紙６においては②の相違） ・記載方針の相違

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図１　重大事故等対策概要図	・資料構成の相違

外部水源からの格納容器への注水の挙動を図２～４に示す。

通常運転時，サプレッション・プール水位は真空破壊弁より下の通常水位を維持している。

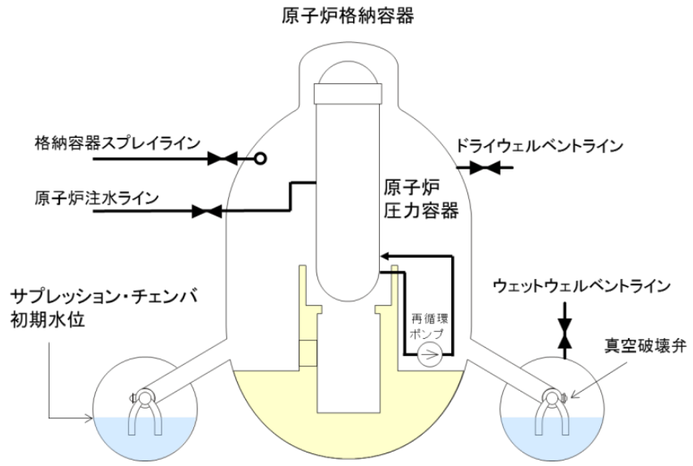


図２　通常運転時の蓄水状態

事象発生後，格納容器への外部水源からの注水（原子炉への注水等）を継続すると，ベント管を通じてドライウェルからサプレッション・チェンバに流入し，サプレッション・プール水位が上昇する。

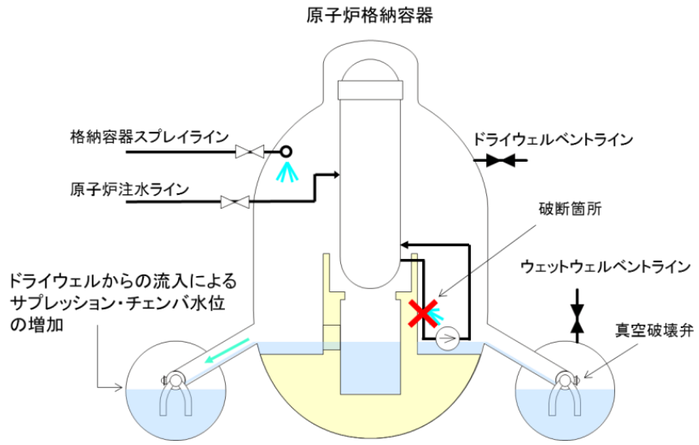
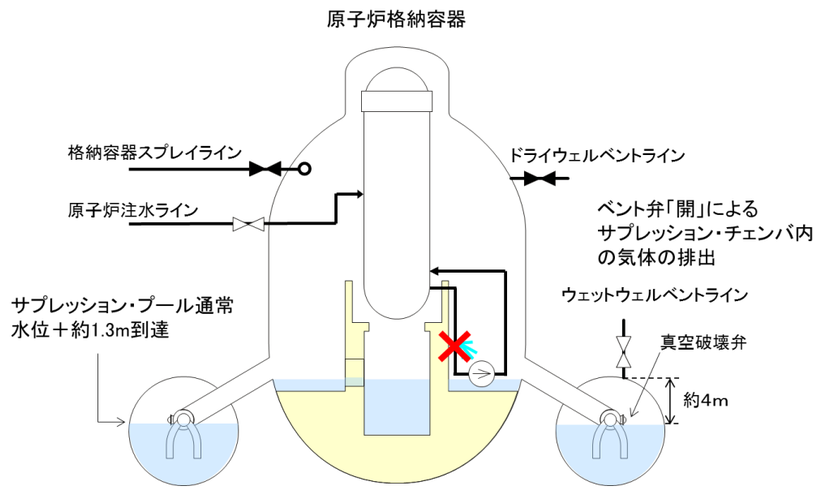


図３　外部水源からの注水開始時の蓄水状態

備考：
・資料構成の相違
・資料構成の相違
・資料構成の相違

別添1-476については欠頁

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し，その後速やかにウェットウェルベントを実施するため，ベント後のサプレッション・プール水位はベントライン下端に対して余裕がある。  図４　ベント後の状態	・資料構成の相違

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>

（参考）ウェットウェルベントにおける考慮事項について

１．格納容器内に蓄水する水源について

ウェットウェルベントの実施判断のうちサプレッション・プール通常水位＋約 1.3m については，中央制御室により格納容器水位を監視し，サプレッション・プール通常水位＋約 1.3m に到達した場合にベントを開始する運用としているため，外部水源からの注水以外に原子炉圧力容器等からの漏えいがある場合でも，ウェットウェルベントラインが水没することはない。

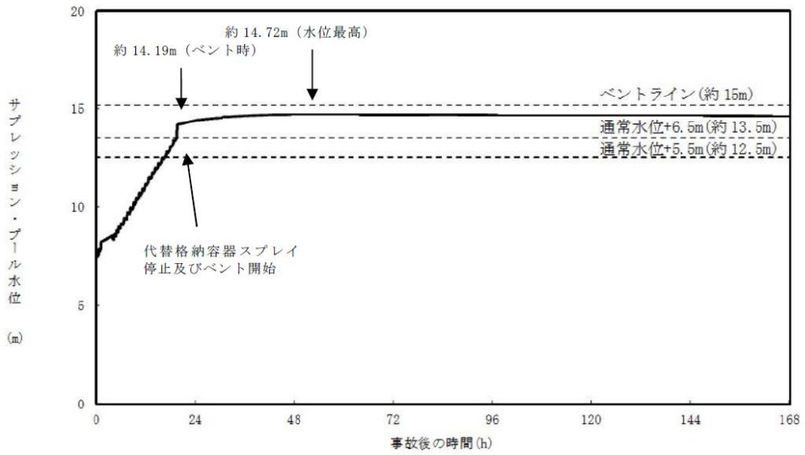
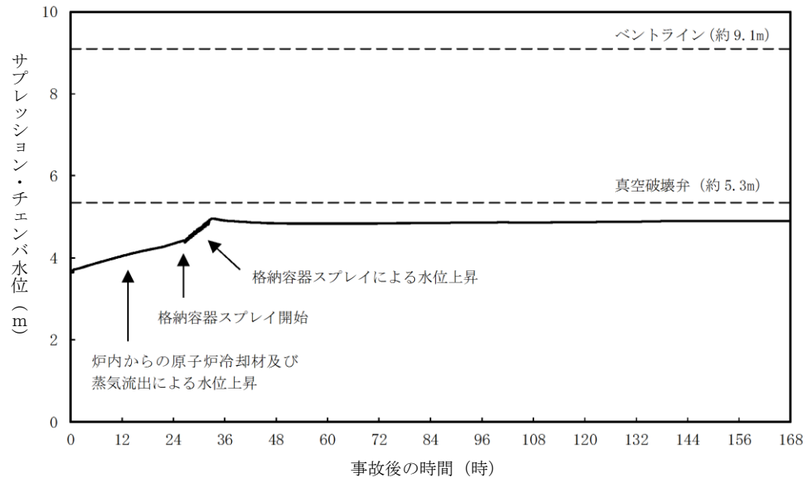
有効性評価のうち，格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA＋SBO＋ECCS 機能喪失）における外部注水量の内訳を表１に示す。外部注水量は格納容器代替スプレイ（約 321m³）の他，原子炉注水（約 999m³）および配管破断に伴う原子炉からの漏水（約 167m³）がある。

なお，制御棒駆動水圧系アキュムレータ（約 2.5m³）およびほう酸水注入系（約 20m³）の水量については流入量が小さく，サプレッション・プール水位の上昇に与える影響は小さいため，ほぼ変化はない。

表１　格納容器への注水量（格納容器過圧・過温破損モード）

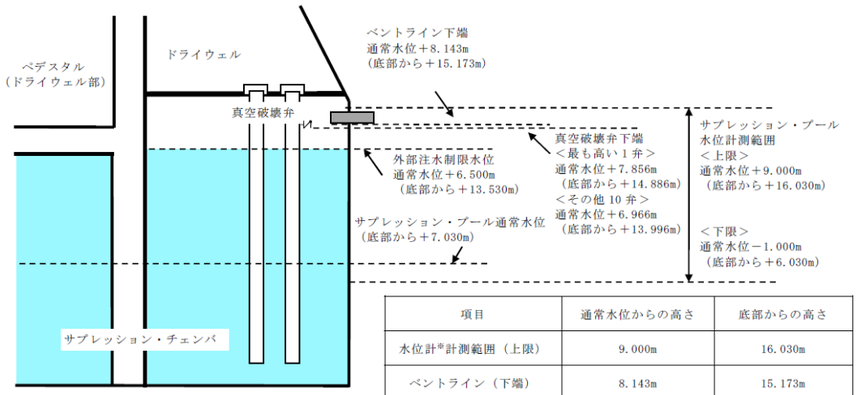
<table>
<tr><th>注水元</th><th>注水量</th></tr>
<tr><td>格納容器代替スプレイ</td><td>約 321 m³</td></tr>
<tr><td>原子炉注水</td><td>約 999 m³</td></tr>
<tr><td>原子炉からの漏水</td><td>約 167 m³</td></tr>
</table>

</td><td>・資料構成の相違</td></tr>
</table>

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第１図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） におけるサプレッション・プール水位の挙動 格納容器圧力逃がし装置によるサプレッション・チェンバからのベント実施時には，ベント管内に残存する冷却材がサプレッション・チェンバに流入することで，サプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの，ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある（第２図）。 また，ベント管に設置されている真空破壊弁（第３図）11 弁のうち 10 弁については，下端高さが約 13.99m であることから，この水位上昇によって機能喪失するおそれがあるが，最も高い位置に設置されている残り１弁の真空破壊弁下端高さは約 14.88m であるため，水没しない。なお，真空破壊弁設置の目的はドライウェルの負圧防止であるが，ベント実施時においてはドライウェルが負圧に至る状況にないため，真空破壊弁が水没することに対する影響はないと考えられる。	 図１　サプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ） ２．ベント実施時のサプレッション・プール水減圧沸騰の影響について サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し，その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合，図１に示すとおり，ベント時のサプレッション・プール水位は約 4.9m であり，ベントライン下端（約 9.1m）に対して余裕がある。	・設備の相違 ①の相違 ・解析結果の相違 東二と島根で設備及び評価条件が異なる ・評価結果の相違 島根２号炉は，真空破壊弁が水没しない

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
また，減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時（サプレッション・プール水位：約 14.19m）について，減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果，水位上昇幅は約 0.85m となり，サプレッション・プール水位は約 15.04m に到達するが，ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕があるため，減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。	このとき，サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると，ベント時のサプレッション・プール水位は，約 4.9m に対して減圧沸騰により若干上昇するが，ほぼ変化はない。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約 9.1m であるため，エントレインメントは回避できると考えられる。	・評価結果の相違 減圧沸騰に係る計算に用いる条件の相違により水位計算結果が異なる ・設備の相違 ベントライン下端高さが異なる
また，最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端高さが約 14.88m であることから，一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端以上となるが，減圧沸騰が収束することで再度真空破壊弁は露出する。さらに，真空破壊弁が水没した場合，サプレッション・チェンバの圧力が上昇することが考えられるが，サプレッション・チェンバの圧力が上昇すれば減圧沸騰が抑制され，再度真空破壊弁が露出することなることから，減圧沸騰によって一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁が水没することによる影響はほとんどないと考えられる。		・評価結果の相違 島根２号炉は，真空破壊弁が水没しない
なお，以上の減圧沸騰による水位上昇評価は，サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが，現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより，プール全体が減圧沸騰することはないため，水位は約 15.04m より低くなると考えられる。	なお，現実的にはサプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから，水位は全て減圧沸騰した場合よりも低くなると考えられる。	・評価結果の相違 減圧沸騰に係る計算に用いる条件の相違により水位計算結果が異なる
	また，サプレッション・プール水面の飛沫が，ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても，配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため，ベントラインが閉塞することはない。	・記載方針の相違

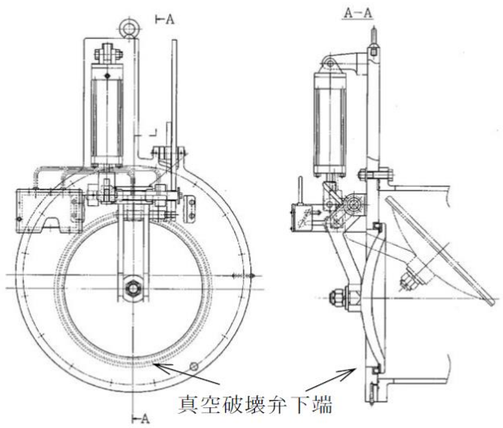
東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考



項目	通常水位からの高さ	底部からの高さ
水位計※計測範囲（上限）	9.000m	16.030m
ベントライン（下端）	8.143m	15.173m
真空破壊弁下端（最も高い１弁）	7.856m	14.886m
真空破壊弁下端（その他 10 弁）	6.966m	13.996m
外部注水制限	6.500m	13.530m
通常水位	0.000m	7.030m
水位計※計測範囲（下端）	－1.000m	6.030m

※重大事故等対処設備として設置するもの

第２図　サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図



第３図　真空破壊弁概略図

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	＜サプレッション・プール水位上昇評価＞ 減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。 サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率αは，ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。 $$\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$$ j_g：サプレッション・プール表面での見かけの蒸気速度（3.3×10^{-3}[m/s]） V_g：ドリフト速度（0.225[m/s]） C_0：分布定数（1.0） よって，平均ボイド率αを求めると，約 0.014 となる。 以上より，減圧沸騰によりサプレッション・プール水は約 1.4%体積膨張する。減圧沸騰による水位上昇量は，ベント実施時のサプレッション・プール水位約 4.9m に対して，0.1m 未満となる。	・記載方針の相違

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

別紙 23

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は，設計基準事故の状態を有意に超えるとともに，炉心損傷の判断が遅くならないよう，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが燃料から放出された状態を設定しており，以下の理由から妥当と考えている。

① 東海第二発電所では，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため，設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には，設計基準事故を超える状態と判断されること。

② 炉心冷却が不十分な事象において，格納容器雰囲気モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には，その後，ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また，これは，大量のＦＰが格納容器内に放出されたことを意味しており，これ以降，格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図の線量率の上昇を参考※2）。

③ 追加放出量の 10 倍のＦＰが放出された時点では，有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下，酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが，上記②のとおり，炉心冷却が不十分な事象において，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが放出された以降の事象進展は非常に早く，有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお，「炉心損傷」と判断した場合は，格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し，格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。（第 1 表）

第 1 表　炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

<table>
<tr><th>炉心損傷の有無</th><th>格納容器スプレイ実施基準</th><th>ベント実施基準</th></tr>
<tr><td>炉心損傷がない場合</td><td>格納容器圧力
217kPa［gage］～279kPa［gage］</td><td>格納容器圧力
310kPa［gage］到達</td></tr>
<tr><td>炉心損傷を判断した場合</td><td>格納容器圧力
400kPa［gage］～465kPa[gage]</td><td>サプレッション・プール
通常水位＋6.5m 到達</td></tr>
</table>

</td>
<td>

別紙 40

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は，設計基準事故の状態を有意に超えるとともに，炉心損傷の判断が遅くならないよう，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが燃料から放出された状態を設定しており，以下の理由から妥当と考えている。

① 島根２号炉では，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため，設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には，設計基準事故を超える状態と判断されること。

② 炉心冷却が不十分な事象において，格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には，その後，ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また，これは，大量のＦＰが格納容器内に放出されたことを意味しており，これ以降，格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（図１の線量率の上昇を参考※1）。

③ 追加放出量の 10 倍のＦＰが放出された時点では，有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下，酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが，上記②のとおり，炉心冷却が不十分な事象において，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが放出された以降の事象進展は非常に早く，有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお，「炉心損傷」と判断した場合は，格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し，格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。（表１）

また，格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は，「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器表面温度は，炉心が冠水している場合には，逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa［gage］）における飽和温度約 299℃を超えることはなく，300℃以上にはならない。一方，原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり，温度は飽和温度を超えて上昇するため，300℃以上になると考えられる。上記より，炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

表１　炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

<table>
<tr><th>炉心損傷の有無</th><th>格納容器スプレイ実施基準</th><th>ベント実施基準</th></tr>
<tr><td>炉心損傷がない場合</td><td>格納容器圧力
334kPa［gage］～384kPa［gage］</td><td>サプレッション・プール
通常水位+約 1.3m 到達</td></tr>
<tr><td>炉心損傷を判断した場合</td><td>格納容器圧力
588kPa［gage］～640kPa[gage]</td><td>サプレッション・プール
通常水位＋約 1.3m 到達</td></tr>
</table>

</td>
<td>

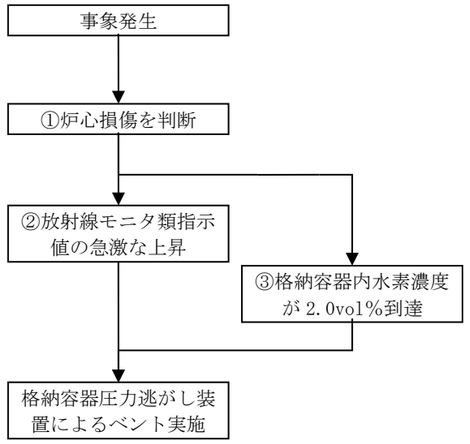
・運用の相違
島根２号炉は，格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合，原子炉圧力容器表面温度にて炉心損傷を判断する手順を整備

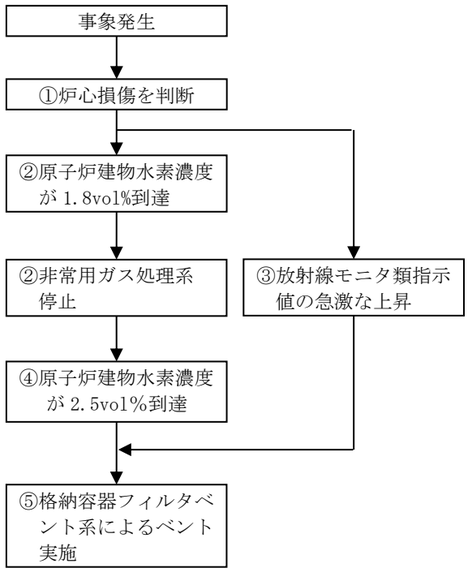
・運用の相違
ベント実施基準の相違

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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第１図　炉心損傷判定図	図１　炉心損傷判定図	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 24 格納容器からの異常漏えい時における対応について (1)　格納容器からの異常漏えい時における対応方針 事故時に炉心損傷を判断した際は，格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m 到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で 4.3vol％に到達した場合は，格納容器圧力逃がし装置におけるベントを実施することとしている。 一方，万が一，ベントを実施する前に，格納容器からの異常な漏えいにより，原子炉建屋原子炉棟（以下「Ｒ／Ｂ」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば，大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として，格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施することとしている。この対応により，フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで，大気へ放出される放射性物質の総量を低減し，公衆への影響を緩和する運用とする。 また，異常な漏えい発生時において，格納容器から漏えいする水素により，Ｒ／Ｂ水素濃度が上昇する場合には，原子炉建屋水素爆発を防止する観点から，格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し，格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し，水素爆発防止を図る運用とする。	別紙 46 格納容器からの異常漏えい時における対応について (1)　格納容器からの異常漏えい時における対応方針 事故時に炉心損傷を判断した際は，格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼を防止するため，サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で 4.4vol％及びウェット条件で 1.5vol％に到達した場合は，格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。 一方，万が一，ベントを実施する前に，格納容器からの異常な漏えいにより，原子炉棟（以下「Ｒ／Ｂ」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば，大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として，格納容器フィルタベント系によるベントを実施することとしている。この対応により，フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで，大気へ放出される放射性物質の総量を低減し，公衆への影響を緩和する運用とする。 また，異常な漏えい発生時において，格納容器から漏えいする水素により，Ｒ／Ｂ水素濃度が上昇する場合には，原子炉建物水素爆発を防止する観点から，格納容器フィルタベント系によるベントを実施し，格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し，水素爆発防止を図る運用とする。	・運用の相違 ベント実施基準の相違
(2)　格納容器の異常漏えい時における運用方法 可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度計指示値が2.0vol％に到達した場合には，格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し，格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。 ベントについては，ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため，サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても，サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで，格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。 また，原子炉建屋ガス処理系については，当該系統内での水素爆発発生防止の観点から，Ｒ／Ｂ水素濃度計指示値が2.0vol％に到達した時点で停止する。	(2)　格納容器の異常漏えい時における運用方法 可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建物水素濃度計指示値が2.5vol％に到達した場合には，格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し，格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。 ベントについては，ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため，サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても，サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで，格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。 また，非常用ガス処理系については，当該系統内での水素爆発発生防止の観点から，Ｒ／Ｂ水素濃度計指示値が1.8vol％に到達した時点で停止する。	・運用の相違 ベント実施基準の相違 ・運用の相違 非常用ガス処理系の停止基準の相違
(3)　ベント実施基準設定の考え方 可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には，格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また，Ｒ／Ｂ水素爆発防止の観点からは，ＰＡＲ動作開始水素濃度(1.5vol％)，Ｒ／Ｂ水素濃度計の誤差(±0.25vol％)及び評価の不確かさを踏まえ，Ｒ／Ｂ水素濃度計指示値が2.0vol％に到達した時点でベント実施を判断する。	(3)　ベント実施基準設定の考え方 可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には，格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また，Ｒ／Ｂ水素爆発防止の観点からは，水素の可燃限界（4vol％）に計器誤差（±1.1vol）及び運転操作の余裕時間を踏まえ，Ｒ／Ｂ水素濃度計指示値が2.5vol％に到達した時点でベント実施を判断する。	・運用の相違 水素濃度ベント実施基準の考え方の相違

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>


<table>
<tr><td>①</td><td>炉心損傷は，格納容器内雰囲気モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍以上となっていることにより判断する。</td></tr>
<tr><td>②</td><td>放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には，格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し，格納容器ベント実施判断を行う。</td></tr>
<tr><td>③</td><td>格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し，Ｒ／Ｂ水素濃度2.0vol%到達によりベント実施判断を行う。</td></tr>
<tr><td>④</td><td>・サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。
・原子炉建屋ガス処理系を停止する。</td></tr>
</table>
第１図　格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー
</td>
<td>


<table>
<tr><td>①</td><td>炉心損傷は，格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍を超えた場合に判断する。</td></tr>
<tr><td>②</td><td>Ｒ／Ｂ水素濃度1.8vol%到達により非常用ガス処理系を停止する。</td></tr>
<tr><td>③</td><td>放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には，格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し，格納容器ベント実施判断を行う。</td></tr>
<tr><td>④</td><td>格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し，Ｒ／Ｂ水素濃度2.5vol%到達によりベント実施判断を行う。</td></tr>
<tr><td>⑤</td><td>サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。</td></tr>
</table>
図１　格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー
</td>
<td>・運用の相違
ベント実施基準の相違</td>
</tr>
</table>

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 25 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について (1)　格納容器スプレイが実施できない場合における対応について 炉心損傷を判断した場合，格納容器圧力が 465kPa［gage］(1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで，格納容器圧力の上昇を抑制し，ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。 ただし，万が一，何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には，希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても，格納容器破損の緩和のため，ベント操作に移行する。 (2)　格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準 格納容器スプレイの手段として，重大事故等対処設備である，残留熱除去系，代替格納容器スプレイ系（常設），代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ系（可搬型）があるが，これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し，速やかにベント操作を開始するため，第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお，格納容器スプレイの失敗については，系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。	別紙 41 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について (1)　格納容器スプレイが実施できない場合における対応について 炉心損傷を判断した場合，格納容器圧力が 640kPa［gage］(1.5Pd) に到達した時点で格納容器代替スプレイを実施することで，格納容器圧力の上昇を抑制し，ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。 ただし，万が一，何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には，希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても，格納容器破損の緩和のため，ベント操作に移行する。 (2)　格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準 格納容器スプレイの手段として，重大事故等対処設備（設計基準拡張）である，残留熱除去系，重大事故等対処設備である，格納容器代替スプレイ系（常設），残留熱代替除去系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）があるが，これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し，速やかにベント操作を開始するため，第１弁及び第２弁の開操作を実施する。なお，格納容器スプレイの失敗については，系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。	・設備の相違 島根２号炉（Mark-Ⅰ改）と東海第二（Mark-Ⅱ）の最高使用圧力の相違

別紙 26

ベント準備操作開始タイミングについて

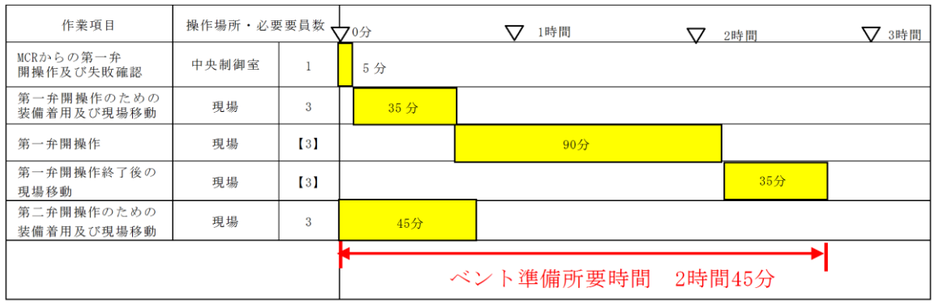
(1)　ベント準備操作について

東海第二発電所では，ベント実施時の作業時間短縮を目的として，他系統との隔離確認，ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認，第一弁の開操作をベント準備と位置付けて，ベント実施操作判断基準到達までに実施し，その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。

ベント準備操作は，サプレッション・プール水位が通常水位＋5.5m に到達したことを起点として開始する。これは，仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても，ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

(2)　ベント準備操作判断基準の考え方

ベント準備操作の所要時間が長くなる中央制御室からの遠隔操作失敗を想定したタイムチャートを第 1 図に示す。所要時間は 2 時間 45 分である。



第 1 図　ベント準備所要時間タイムチャート

また，ベント準備操作判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位＋5.5m 近辺の水位から，サプレッション・プール通常水位＋6.5m（外部水源による格納容器スプレイ停止基準）までの水量及び到達時間を第 1 表に示す。

ベント準備操作所要時間が 2 時間 45 分であること及びスプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位＋6.5m 到達時間の関係から，ベント準備操作の開始タイミングとしてはサプレッション・プール通常水位＋5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

サプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第 2 図に示す。

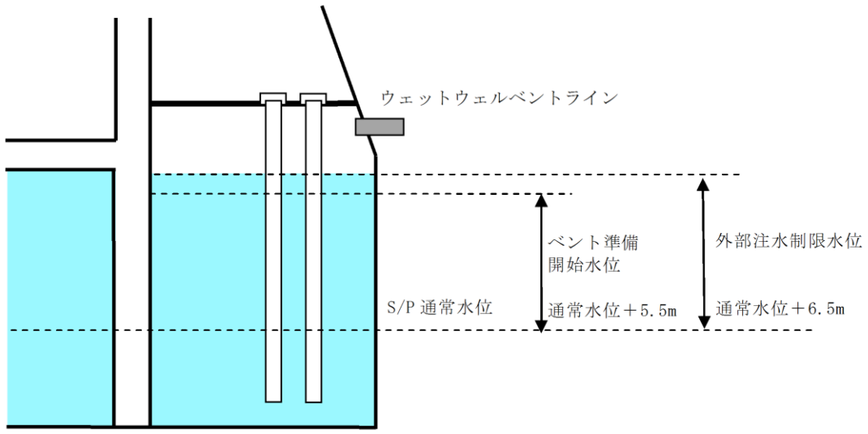
・記載箇所の相違
島根２号炉は，「4.1.3　格納容器フィルタベント系操作手順について　(2) e．ベント準備操作の余裕時間」に記載

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考

第１表　スプレイ停止基準までの水量

サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位 通常水位＋6.5m までの水量	サプレッション・プール水位 通常水位＋6.5m 到達時間※1
通常水位＋6.0m	約 230m^3	約 1 時間 40 分
通常水位＋5.5m	約 450m^3	約 3 時間 20 分
通常水位＋5.0m	約 680m^3	約 5 時間

※1　外部水源を用いた代替格納容器スプレイ流量を 130m^3／h で連続して格納容器スプレイした場合。実際には，代替格納容器スプレイは 130m^3／h よりも少ない流量でスプレイを実施することとしており，実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第２図　サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 27 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について 格納容器圧力逃がし装置の計装設備については，以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。 ①格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。 ②上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。 (1)　確認すべき項目について 格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記ａ～ｅに抽出し，各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第１表に示す。（「2.4.1　計装設備」の記載内容の一部再掲） ａ．系統待機時の状態 待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。 (a)　フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認 フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，待機時の設定範囲 [redacted] 内にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。 系統待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後７日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 12) また，フィルタ装置スクラビング水ｐＨ計にて，ｐＨがアルカリ性の状態（ｐＨ13 以上）であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。(別紙 41) (b)　系統不活性状態の確認 フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて，封入した窒素圧力 [redacted] を継続監視することによって，系統内の不活性状態を確認することで把握できる。 ｂ．系統運転時の状態 運転時の状態が，以下のとおり把握可能である。 (a)　格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認 フィルタ装置圧力計にて，ベント開始により圧力が上昇し，ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで，格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。 また，フィルタ装置スクラビング水温度計にて，ベント開始によりスクラビング水が	別紙 26 格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について 格納容器フィルタベント系の計装設備については，以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。 ①格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。 ②上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。 (1)　確認すべき項目について 格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記ａ～ｅに抽出し，各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを表１に示す。(「2.8.1　計装設備」の記載内容の一部再掲) ａ．系統待機時の状態 待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。 (a)　フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認 スクラバ容器水位計にて，スクラビング水の水位が，待機時の設定範囲 [redacted] 内にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。 系統待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後７日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 21) また，スクラバ水ｐＨ計にて，ｐＨがアルカリ性の状態 [redacted] であることを監視することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。(別紙 23) (b)　系統不活性状態の確認 フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて，封入した窒素圧力 [redacted] を継続監視することによって，系統内の不活性状態を確認することで把握できる。 ｂ．系統運転時の状態 運転時の状態が，以下のとおり把握可能である。 (a)　格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置（スクラバ容器）へ導かれていることの確認 スクラバ容器圧力計にて，ベント開始により圧力が上昇し，ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで，格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。 また，スクラバ容器温度計にて，ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで，格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに，フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。 (b)　フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認 フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が，ベント後の下限水位から上限水位の範囲 [redacted] 内にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。 ベント後における下限水位については，ベンチュリノズルが水没していることを確認するため，上限水位については，金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12) (c)　ベントガスが放出されていることの確認 フィルタ装置出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで，フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。 c．事故収束時の状態 事故収束時の状態が，以下のとおり把握可能である。 (a)　系統内に水素が滞留していないことの確認 フィルタ装置入口水素濃度計にて，窒素供給による系統パージ停止後において，水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。 (b)　フィルタ装置の状態確認 フィルタ装置に異常がないことを確認するため，フィルタ装置水位計にて，スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く），フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙 39) d．フィルタ装置の水位調整時の確認 格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時に，フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。 (a)　フィルタ装置の水位調整の確認 フィルタ装置水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できる。 (b)　フィルタ装置スクラビング水の水質管理 フィルタ装置水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できるとともに，必要な追加薬液量の把握ができる。 また，フィルタ装置スクラビング水ｐＨ計にて，フィルタ装置へ薬液を補給する際に，	和温度まで上昇することを監視することで，格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに，第１ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。 (b)　フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認 スクラバ容器水位計にて，スクラビング水の水位が，ベント後の下限水位から上限水位の範囲 [redacted] 内にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。 ベント後における下限水位については，ベンチュリノズルが水没していることを確認するため，上限水位については，金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 21) (c)　ベントガスが放出されていることの確認 第１ベントフィルタ出口放射線モニタにて，フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで，フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。 c．事故収束時の状態 事故収束時の状態が，以下のとおり把握可能である。 (a)　系統内に水素が滞留していないことの確認 第１ベントフィルタ装置出口水素濃度計にて，水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。 (b)　フィルタ装置（スクラバ容器）の状態確認 フィルタ装置に異常がないことを確認するため，スクラバ容器水位計にて，スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く），スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第１ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙 17) d．フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整時の確認 格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時に，フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。 (a)　フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整の確認 スクラバ容器水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できる。 (b)　フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の水質管理 スクラバ容器水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できるとともに，必要な追加薬液量の把握ができる。 また，スクラバ水ｐＨ計にて，フィルタ装置へ薬液を補給する際に，スクラビング水	・運用の相違 島根２号炉は，可搬式窒素供給装置により，ベント停止後もパージを継続する運用としている

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
スクラビング水のｐＨを把握できる。 ｅ．想定される機能障害の把握 格納容器圧力逃がし装置の運転時に，想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。 (a)　フィルタ装置の閉塞 ・フィルタ装置圧力計にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，低下傾向を示さないことを確認することで，フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。 ・フィルタ装置スクラビング水温度計にて，ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで，格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。 ・フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 (b)　金属フィルタの閉塞 ・フィルタ装置出口放射線モニタにて，ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が，低下傾向を示さないこと及びフィルタ装置圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで，金属フィルタの閉塞を把握できる。 (c)　フィルタ装置入口配管の破断 ・フィルタ装置圧力計にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 (d)　フィルタ装置スクラビング水の漏えい ・フィルタ装置水位計にて，タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。 ・格納槽漏えい検知器により，格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙 47) (2)　計測範囲について 格納容器圧力逃がし装置の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第２表に示す。	のｐＨを把握できる。 ｅ．想定される機能障害の把握 格納容器フィルタベント系の運転時に，想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。 (a)　フィルタ装置（スクラバ容器）の閉塞 ・スクラバ容器圧力計にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，低下傾向を示さないことを確認することで，フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。 ・スクラバ容器温度計にて，ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで，格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。 ・第１ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 (b)　金属フィルタの閉塞 ・第１ベントフィルタ出口放射線モニタにて，ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が，低下傾向を示さないこと及びスクラバ容器圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで，金属フィルタの閉塞を把握できる。 (c)　フィルタ装置（スクラバ容器）入口配管の破断 ・スクラバ容器圧力計にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 (d)　フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の漏えい ・スクラバ容器水位計にて，タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。 ・漏えい検知器により，第１ベントフィルタ格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙 18) (2)　計測範囲について 格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを表２に示す。	

第１表　格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a)フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング水ｐＨ	①②で多様性あり ①は多重性あり
	(b)系統不活性状態の確認	①フィルタ装置排気ライン圧力 ②フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
b. 系統運転時	(a)格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b)フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	①フィルタ装置水位	①は多重性あり
	(c)ベントガスが放出されていることの確認	①フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり
c. 事故収束時	(a)系統内に水素が滞留していないことの確認	①フィルタ装置入口水素濃度	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置の状態確認	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②は多重性あり
d. フィルタ装置の水位調整時	(a)フィルタ装置の水位調整の確認	①フィルタ装置水位	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置スクラビング水の水質管理	①フィルタ装置水位 ②フィルタ装置スクラビングｐＨ	①②で多様性あり ①は多重性あり
e. 想定される機能障害	(a)フィルタ装置の閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ③フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b)金属フィルタの閉塞	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
	(c)フィルタ装置入口配管の破断	①フィルタ装置圧力 ②フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
	(d)フィルタ装置スクラビング水の漏えい	①フィルタ装置水位 ②格納槽漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

東海第二発電所　(2018.9.18版)

表１　格納容器フィルタベント系 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a．系統待機時	(a)フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認	①スクラバ容器水位 ②スクラバ水ｐＨ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(b)系統不活性状態の確認	①フィルタ装置出口配管圧力 ②スクラバ容器圧力	①②で多様性あり ①②は多重性あり
b．系統運転時	(a)格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	①スクラバ容器圧力 ②スクラバ容器温度 ③第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
	(b)フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認	①スクラバ容器水位	①は多重性あり
	(c)ベントガスが放出されていることの確認	①第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	①は多重性あり
c．事故収束時	(a)系統内に水素が滞留していないことの確認	①第１ベントフィルタ装置出口水素濃度	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置（スクラバ容器）の状態確認	①スクラバ容器水位 ②スクラバ容器温度 ③第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
d．フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整時	(a)フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整の確認	①スクラバ容器水位	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の水質管理	①スクラバ容器水位 ②スクラバ水ｐＨ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
e．想定される機能障害	(a)フィルタ装置（スクラバ容器）の閉塞	①スクラバ容器圧力 ②スクラバ容器温度 ③第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
	(b)金属フィルタの閉塞	①スクラバ容器圧力 ②第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(c)フィルタ装置（スクラバ容器）入口配管の破断	①スクラバ容器圧力 ②第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(d)フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の漏えい	①スクラバ容器水位 ②漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

第２表　格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性ついて

監視パラメータ※1	計測範囲	計測範囲の根拠
①フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	系統待機時における水位の範囲[redacted]及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲[redacted]を計測可能な範囲とする。
②フィルタ装置圧力	0～1MPa［gage］	系統運転時に，格納容器圧力逃がし装置の最高圧力（0.62MPa［gage］）が監視可能。また，系統待機時に，窒素置換[redacted]が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③フィルタ装置スクラビング水温度	0℃～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置排気ライン圧力	0～100kPa［gage］	系統待機時に，窒素置換[redacted]が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	系統運転時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 5×10^{1}Sv／h）を計測可能な範囲とする。
	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	系統運転時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 7×10^{0}mSv／h）を計測可能な範囲とする。
⑥フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol％	事故収束時に，窒素供給による系統パージ停止後において，フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol％）以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦フィルタ装置スクラビング水ｐＨ	ｐＨ0～14	系統待機時に，フィルタ装置スクラビング水のｐＨ（ｐＨ0～ｐＨ14）を計測可能な範囲とする。

※1　監視パラメータの数字は第 2.4.1－2 図の○数字に対応する。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

表２　格納容器フィルタベント系 計装設備の計測範囲の網羅性ついて

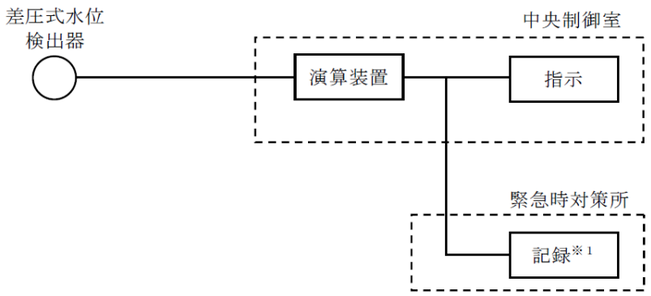
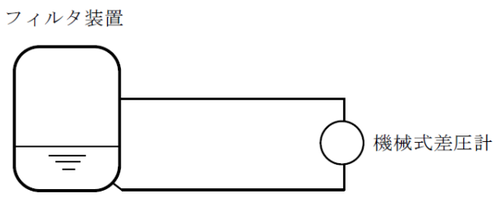
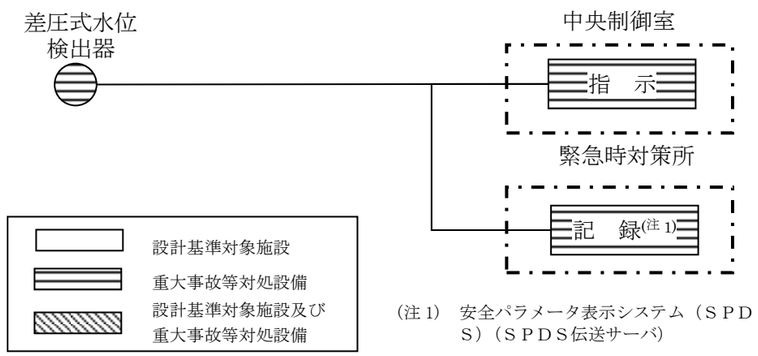
監視パラメータ※1	測定範囲	計測範囲の根拠
①スクラバ容器水位	[redacted]	系統待機時における水位の範囲[redacted]及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲[redacted]を計測可能な範囲とする。
②スクラバ容器圧力	0～1MPa[gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である0.853MPa[gage]（2Pd）が監視可能。また，系統待機時に，窒素置換[redacted]が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③スクラバ容器温度	0～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置出口配管圧力	0～100kPa[gage]	系統待機時に，窒素置換[redacted]が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤第１ベントフィルタ装置出口水素濃度	0～20vol％/0～100vol％	事故収束時に，フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4vol％）未満であることを計測可能な範囲とする。
⑥第１ベントフィルタ出口放射線モニタ	高レンジ：10^{-2}～10^{5}Sv/h	系統運転時(炉心損傷している場合)に，想定される第１ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約3×10^{2}Sv/h）を計測可能な範囲とする。
	低レンジ：10^{-3}～10^{4}mSv/h	系統運転時(炉心損傷していない場合)に，想定される第１ベントフィルタ出口の最大放射線量率を計測可能な範囲とする。
⑦スクラバ水ｐＨ	pH 0～14	系統待機時に，フィルタ装置スクラビング水のｐＨ（pH 0～14）が計測可能な範囲とする。

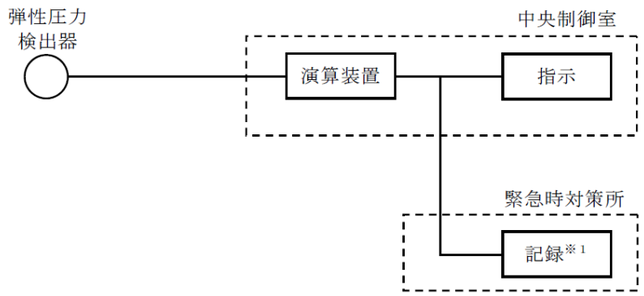
※１　監視パラメータの数字は第 2.8.1－2 図の○数字に対応する。

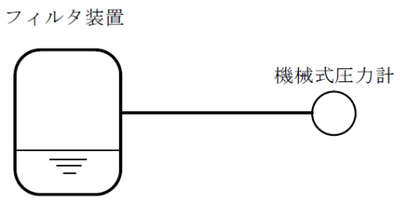
島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 28 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図 格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。 (1)　フィルタ装置水位 フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。また，機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第１図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）  ※1　緊急時対策支援システム伝送装置  第１図　フィルタ装置水位の概略構成図	別紙 27 格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図 格納容器フィルタベント系の計装設備について記載する。 (1)　スクラバ容器水位 スクラバ容器水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。また，現場（第１ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図１「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）  (注 1)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ） 図１　スクラバ容器水位の概略構成図	・設備の相違 島根２号炉は，スクラバ容器水位について，現場計器も設置している ・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>(2)　フィルタ装置圧力
フィルタ装置圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し，記録する。また，機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第２図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）
 

※1　緊急時対策支援システム伝送装置
 

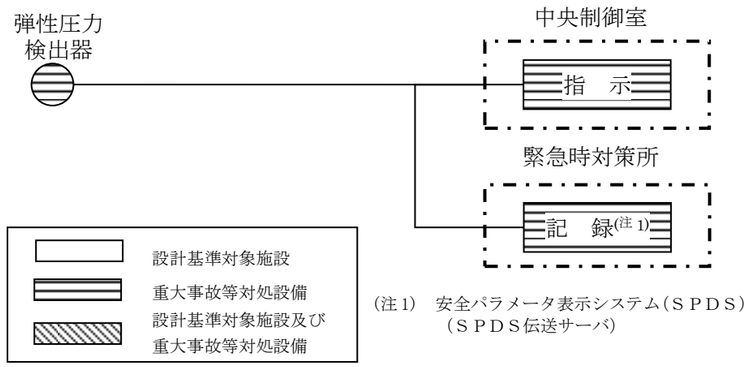
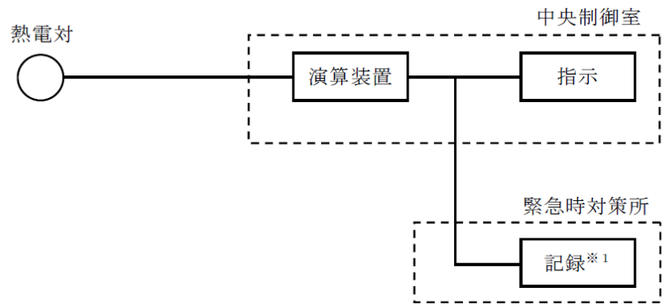
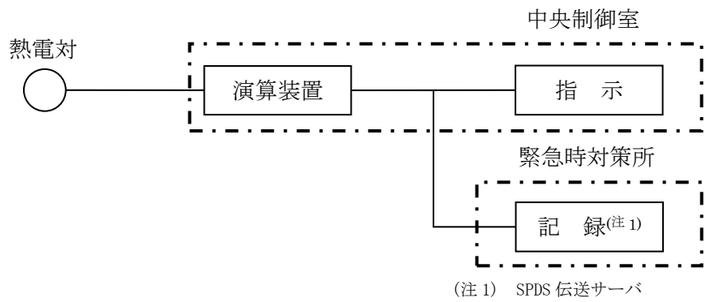
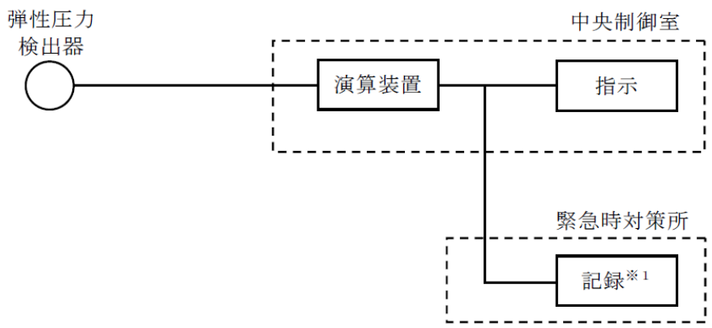
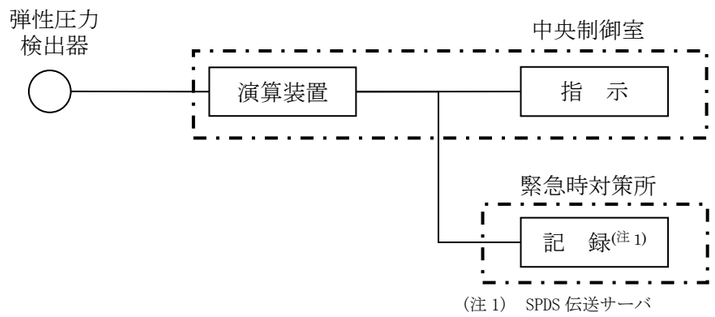
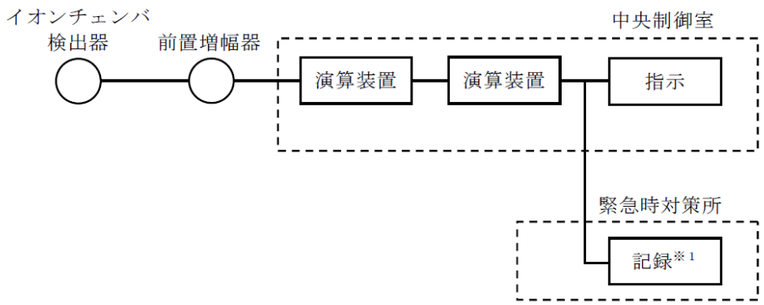
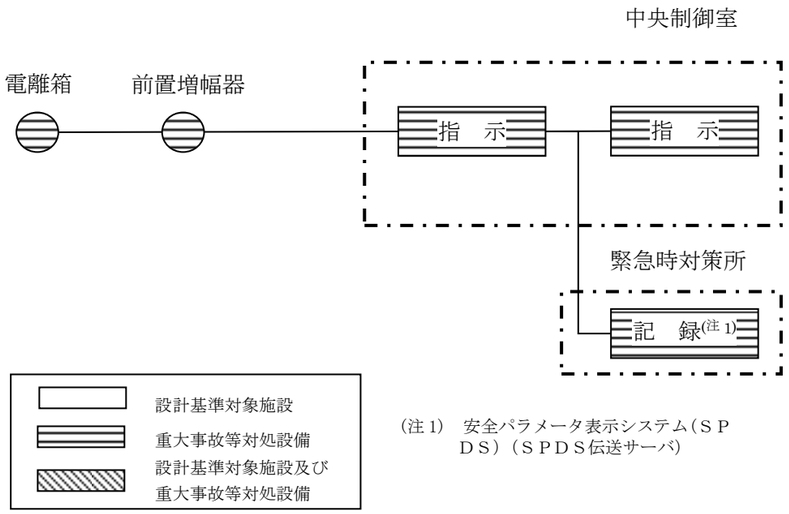
第２図　フィルタ装置圧力の概略構成図</td>
<td>(2)　スクラバ容器圧力
スクラバ容器圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図２「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）
 

図２　スクラバ容器圧力の概略構成図</td>
<td>・設備の相違
島根２号炉は現場計器を設置していない

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違</td>
</tr>
</table>

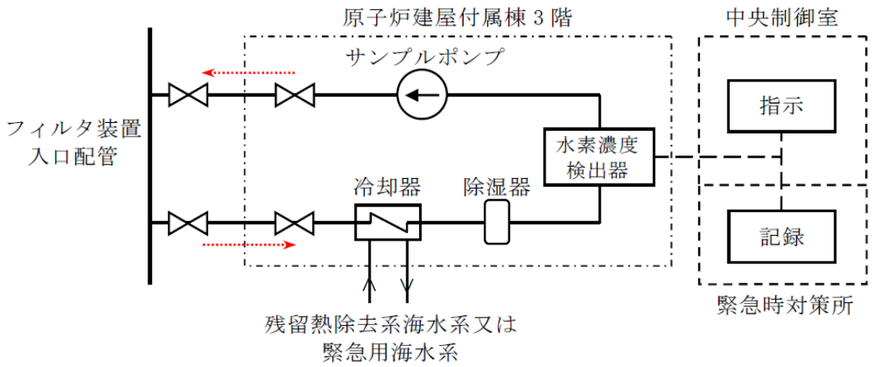
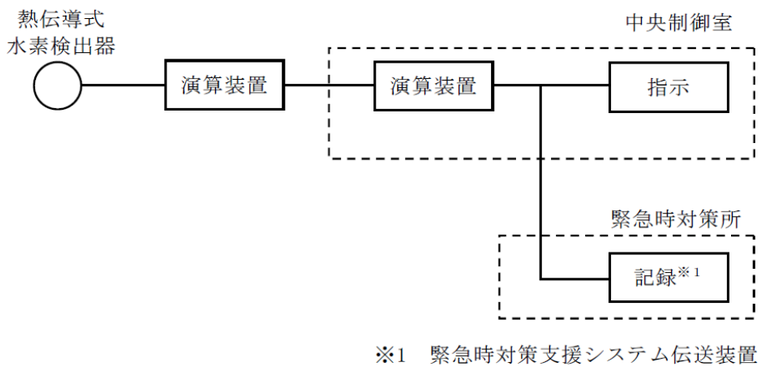
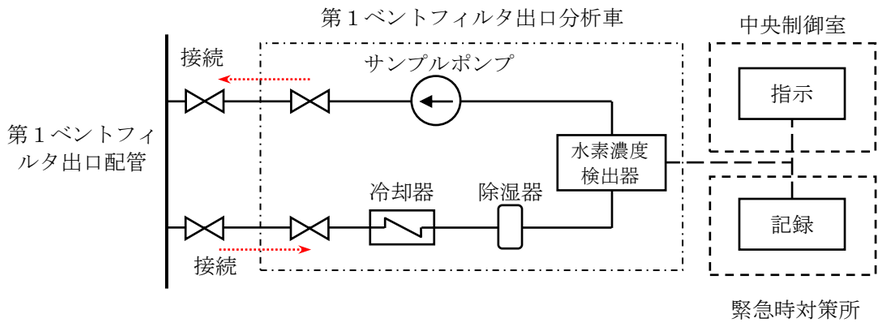
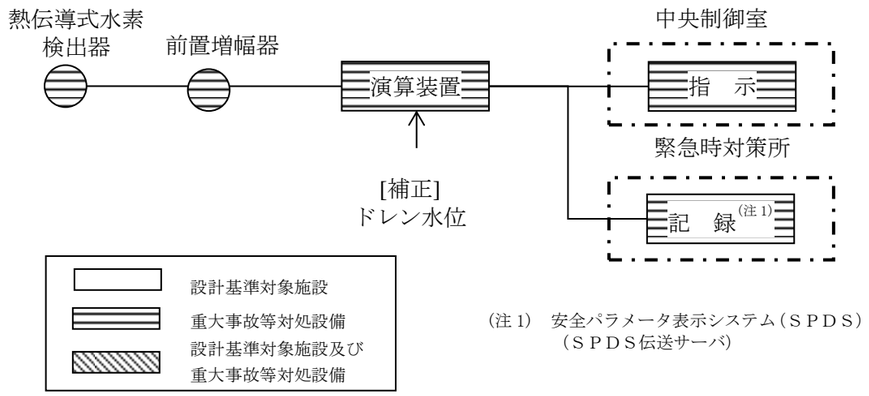
東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3)　フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置スクラビング水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し，記録する。（第３図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。）  ※1　緊急時対策支援システム伝送装置 第３図　フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図	(3)　スクラバ容器温度 スクラバ容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器温度の検出信号は，熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図３「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。）  (注 1)　SPDS 伝送サーバ 図３　スクラバ容器温度の概略構成図	
(4)　フィルタ装置排気ライン圧力 フィルタ装置排気ライン圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第４図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。）  ※1　緊急時対策支援システム伝送装置 第４図　フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図	(4)　フィルタ装置出口配管圧力 フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図４「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）  (注 1)　SPDS 伝送サーバ 図４　フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図	

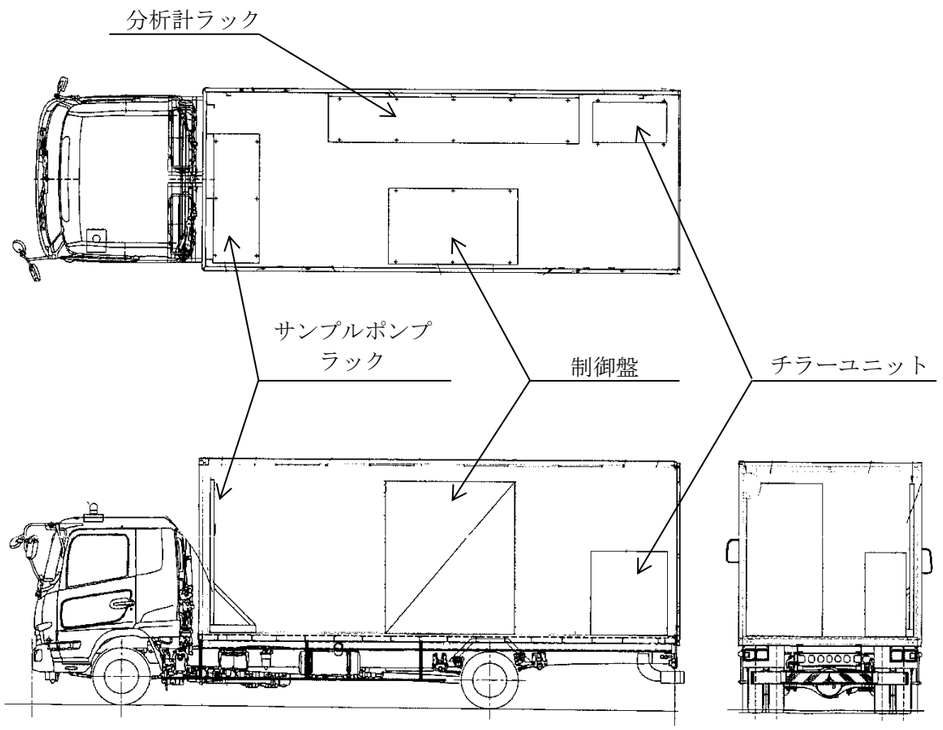
<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>(5)　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後，前置増幅器で電気信号を増幅し，演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，記録する。（第５図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）
 

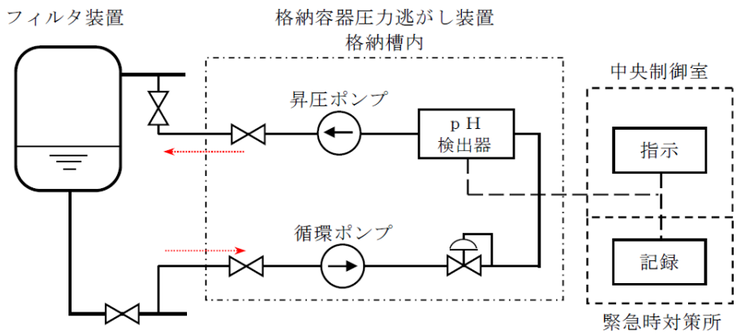
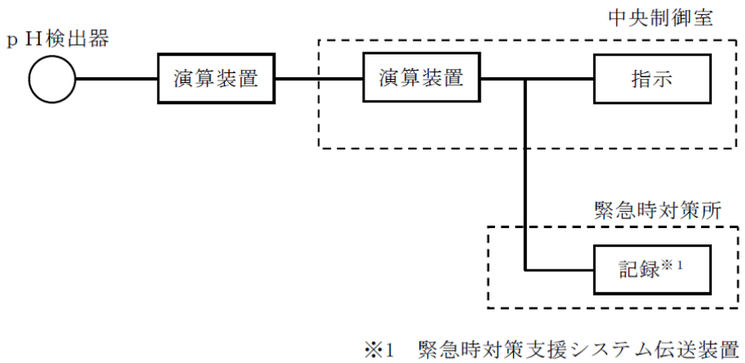
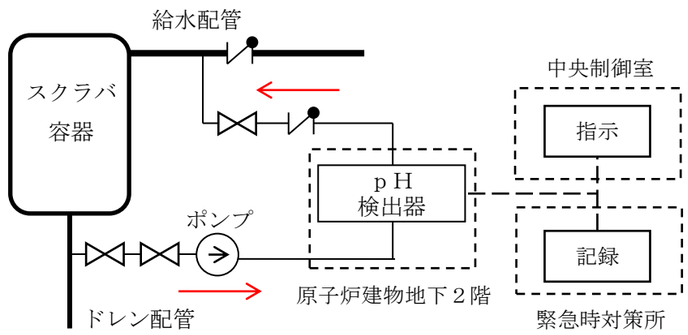
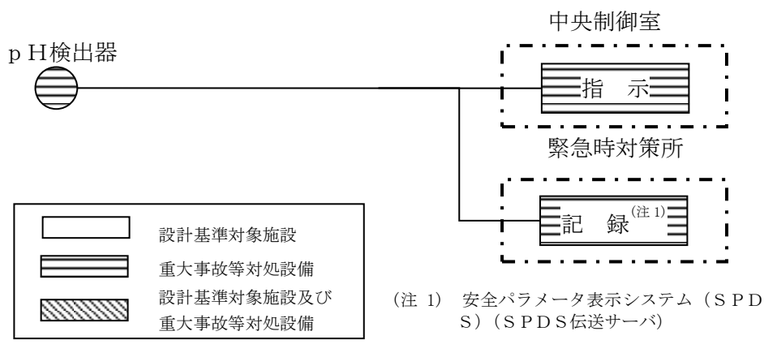
※1　緊急時対策支援システム伝送装置
第５図　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図</td>
<td>(5)　第１ベントフィルタ出口放射線モニタ
第１ベントフィルタ出口放射線モニタは，重大事故対処設備の機能を有しており，第１ベントフィルタ出口放射線モニタの検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図５「第１ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図」参照。）
 

（注 1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）
図５　第１ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図</td>
<td>・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違</td>
</tr>
</table>

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(6)　フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置入口水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（第６図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第７図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。）  第６図　フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図  第７図　フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図	(6)　第１ベントフィルタ出口水素濃度 第１ベントフィルタ出口水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，第１ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，第１ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図６「第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図」，図７「第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図及び図８「第１ベントフィルタ出口分析車の構成図」参照。）  図６　第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図  図７　第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図	・設備の相違 島根２号炉は，第１ベントフィルタ出口水素濃度が可搬型であり，第１ベントフィルタ出口分析車から第１ベントフィルタ出口配管に接続する設備構成としている ・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違 ・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 図８　第１ベントフィルタ出口分析車の構造図	・設備の相違 島根２号炉は，第１ベントフィルタ出口水素濃度が可搬型であり，第１ベントフィルタ出口分析車から第１ベントフィルタ出口配管に接続する設備構成としている

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(7)　フィルタ装置スクラビング水ｐＨ フィルタ装置スクラビング水ｐＨ（自主対策設備）の検出信号は，ｐＨ検出器にてｐＨを検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置スクラビング水ｐＨを中央制御室に指示し，記録する。（第８図「フィルタ装置スクラビング水ｐＨ システム概要図」及び第９図「フィルタ装置スクラビング水ｐＨの概略構成図」参照。）  第８図　フィルタ装置スクラビング水ｐＨ システム概要図  第９図　フィルタ装置スクラビング水ｐＨの概略構成図	(7)　スクラバ水ｐＨ スクラバ水ｐＨは，スクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み，ｐＨ検出器により計測する。 スクラバ水ｐＨは，（自主対策設備）の検出信号は，ｐＨ検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてｐＨ信号へ変換する処理を行った後，スクラバ水ｐＨを中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図９「スクラバ水ｐＨ　システム概要図」及び図 10「スクラバ水ｐＨの概略構成図」参照。）  図９　スクラバ水ｐＨシステム概要図  図 10　スクラバ水ｐＨの概略構成図	・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違 ・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
参考　格納容器圧力逃がし装置　計装設備の機器配置図 第 10 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟 1 階）	参考　格納容器フィルタベント系　計装設備の機器配置図 図 11　機器配置図（原子炉建物地下２階）	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 11 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟 3 階）	図 12　機器配置図（第１ベントフィルタ格納槽）(1/2)	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 12 図　機器配置図（その他の建屋，屋外）	図 13　機器配置図（第１ベントフィルタ格納槽）(2/2)	

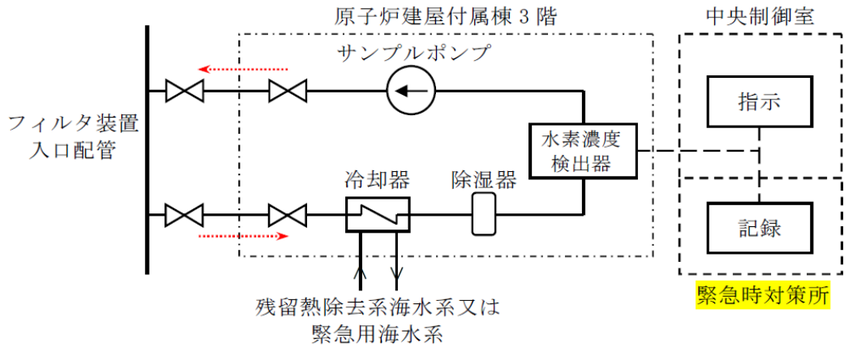
東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	図 14　機器配置図（屋外）	

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

別紙 29

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は，格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため，フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し，中央制御室に指示し，記録する。



第１図　フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお，フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は，フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋原子炉棟5階であり，そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
・サンプリング配管の断面積：359.7mm^2（3.597×10^{-4} m^2）
・サンプルポンプの定格流量：約1L／min（約1×10^{-3} m^3／min）
・サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m／min
なお，ガスは標準状態（0℃，101.325kPa［abs］）として算出。

第1表　フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約36分

</td>
<td>

別紙 28

第１ベントフィルタ出口水素濃度計の計測時間遅れについて

第１ベントフィルタ出口水素濃度は，格納容器フィルタベント系の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため，第１ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器フィルタベント系の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器にからの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置で水素濃度信号に変換し，中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。

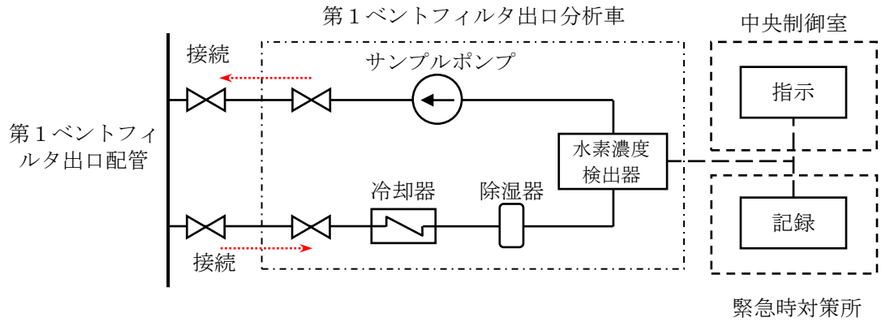


図１　第１ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

なお，第１ベントフィルタ出口配管内のガスのサンプリング点は，フィルタ装置出口配管の集合部であり，そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約46m
・サンプリング配管の内容積：11.25×10^{-3} m^3
・サンプルポンプの定格流量：約1L／min（約1×10^{-3} m^3/min）
・時間遅れ（配管内容積÷流量）：約11.25 min
なお，ガスは標準状態（0℃，101.325kPa［abs］）として算出。

表1　第１ベントフィルタ出口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約12分

</td>
<td>

・設備の相違
島根２号炉は，第１ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

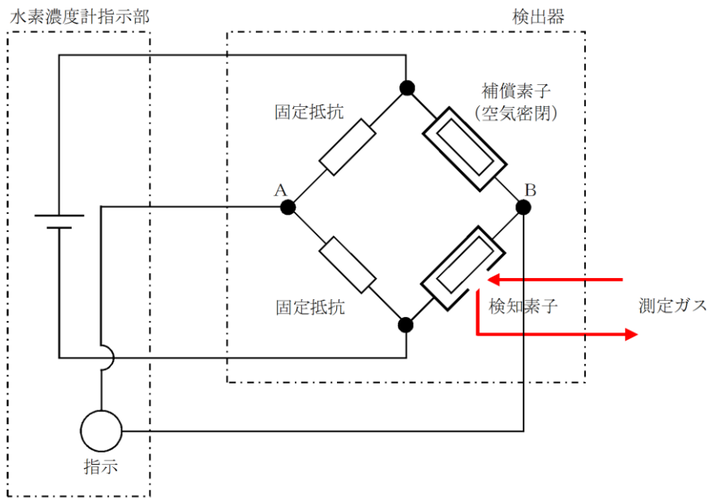
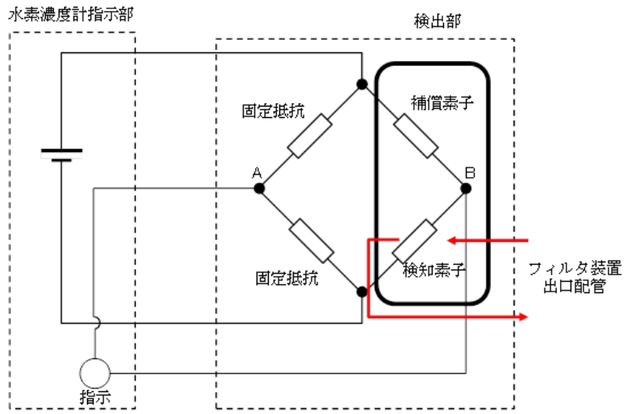
・設備の相違

・設備の相違
島根２号炉は，第１ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

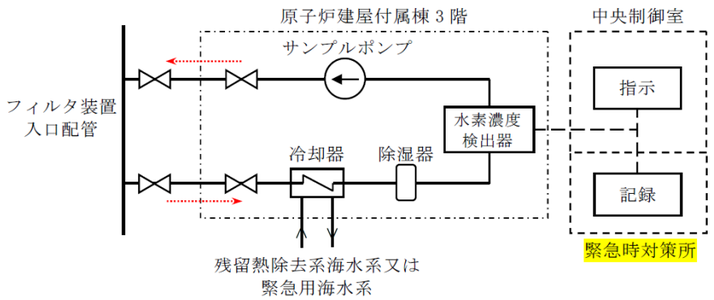
・設備の相違

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

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
＜参考＞ ａ．水素濃度計の測定原理 水素濃度検出器は，熱伝導式を用いる計画であり，第2図に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。 水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。 この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ，第2図のＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。  第2図　水素濃度計検出回路の概要図	＜参考＞ ａ．水素濃度計の測定原理 水素濃度検出器は，熱伝導度式であり，第2図に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ）及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。 水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が変化する。 この検知素子の抵抗の変化によりブリッジ回路の平衡が失われ，第2図のＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。  図1　水素濃度計検出回路の概要図	

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
b．水素濃度の測定
水素濃度検出器は「a．」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり，酸素，窒素などの空気中のガスに対し，水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約0.18W／（m･K）at27℃である一方，酸素，窒素は，約0.02W／（m･K）at27℃と水素より1桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c．水素濃度測定のシステム構成
フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第３図　フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図
</td>
<td>
b．水素濃度の測定
水素濃度検出器は「a．」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり，酸素，窒素などの空気中のガスに対し，水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約0.18W／（m･K）at27℃である一方，酸素，窒素は，約0.02W／（m･K）at27℃と水素より1桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c．水素濃度測定のシステム構成
第１ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。

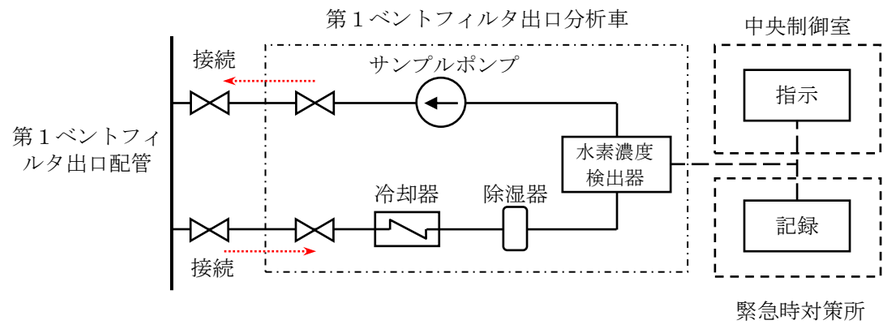
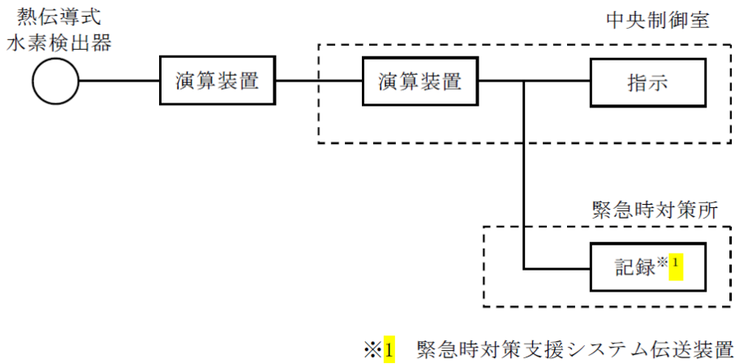


図２　第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図
</td>
<td>
・設備の相違
島根２号炉は，第１ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違
</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
d．水素濃度計の仕様
種　　類　熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲　0～100vol％
個　　数　2
設置場所　原子炉建屋付属棟３階（二次格納施設外）


第４図　フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

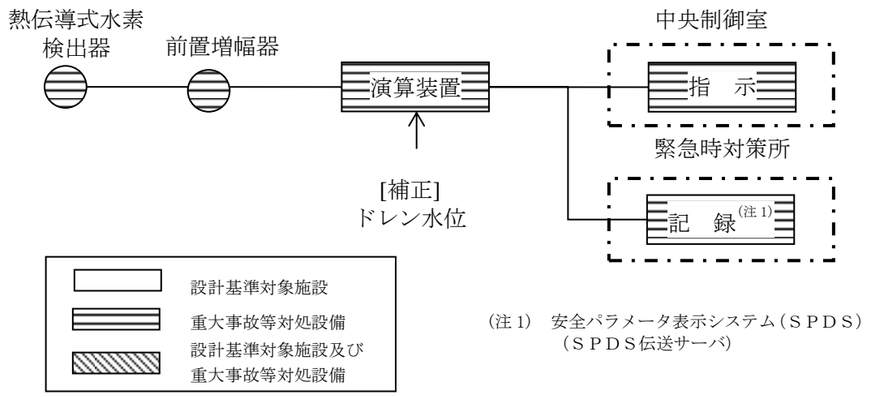
水素濃度計の計測範囲0～100vol％において，計器仕様は最大±2.5％の誤差を，計測範囲0～20vol％に切り替えた場合は±0.5％の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。
</td>
<td>
d．水素濃度計の仕様
種　　類　熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲　0～20vol％/0～100vol％
個　　数　1(予備 1)
設置場所　屋外


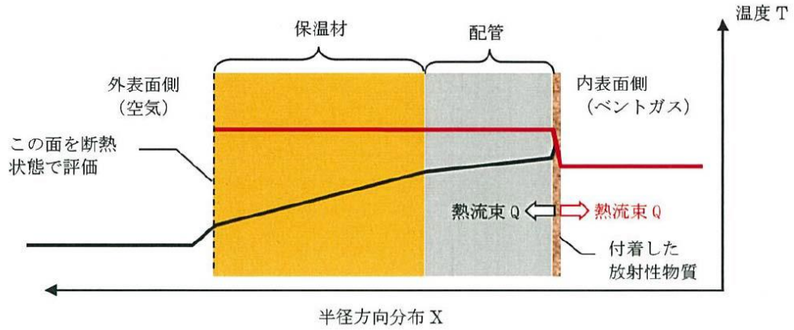
図３　第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0～100vol％において，計器仕様は最大±3.0vol％の誤差を，計測範囲0～20vol％に切り替えた場合は±0.6vol％の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。
</td>
<td>
・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違
</td>
</tr>
</table>

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別紙 30 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について ベントフィルタ上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから，その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。 検討対象とする状態は，ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケースを想定した。 【ケース1】 ベント中を想定し，配管内に高温の蒸気が流れ，なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。 【ケース2】 ベント停止後を想定し，配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため，放射性物質からの発生熱がこもる状態。 まず，【ケース1】として，第1図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合，放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され，配管板厚方向に熱勾配ができるが，本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。 【ケース1】の温度評価条件を第1表に示す。 なお，ベントガス温度については，第2図に示すとおりベント開始後，格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し，その後溶融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。	別紙 19 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について フィルタ装置上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから，その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。 検討対象とする状態は，以下の２ケースを想定した。 【ケース１】 ベント中を想定し，配管内に高温の蒸気が流れ，なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。 【ケース２】 ベント停止後を想定し，配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため，放射性物質からの発生熱がこもる状態。 まず，【ケース１】として，図１に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合，放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され，配管板厚方向に熱勾配ができるが，本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。 【ケース１】の温度評価条件を表１に示す。 なお，ベントガス温度については，図２に示すとおりベント開始後，格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し，その後溶融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が 170℃以下となる。	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）



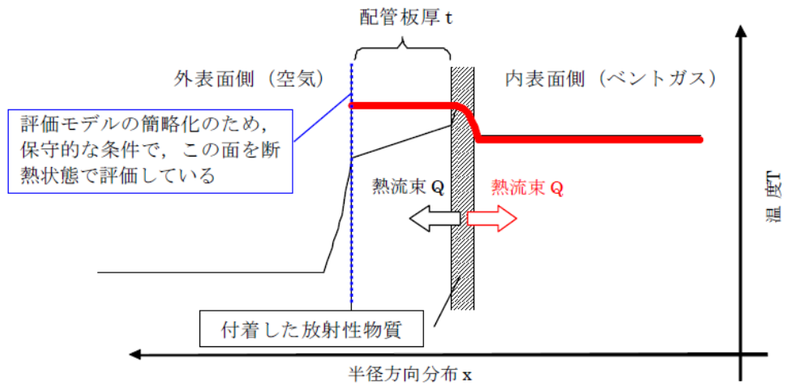
※：実際の伝熱状態は――― で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管外面を断熱し，全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図　配管内表面の温度評価（ケース1のイメージ）

第1表　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 （FP付着割合）	10％／100m
配管外径，板厚	450A，14.3mm
配管熱流束	14.7W／m^2
質量流量	2.1kg／s （ベント後期（ベント1ヶ月後の蒸気流量））
ベントガス温度	170℃

島根原子力発電所　２号炉



注；実際の伝熱状態は―― で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管外面を断熱し，全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。
（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

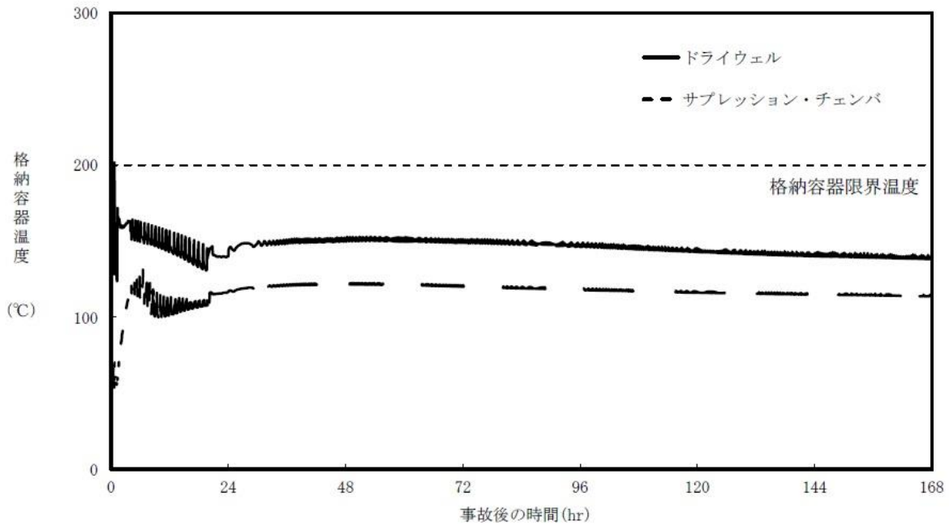
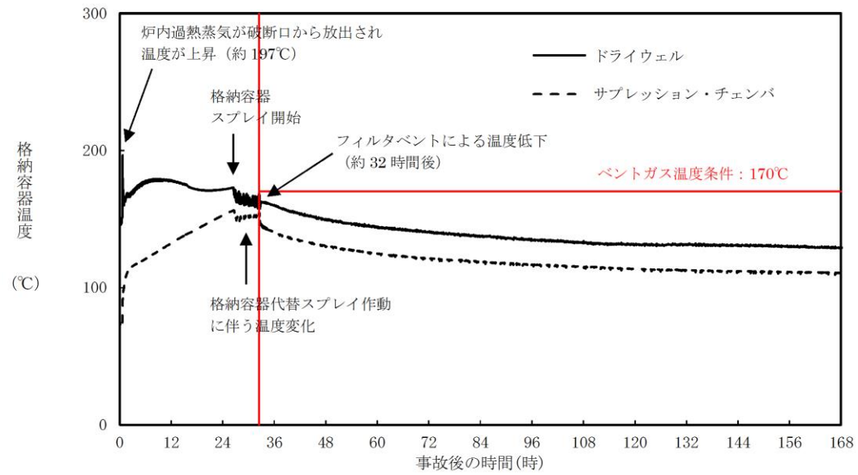
図１　配管内表面の温度評価（ケース１のイメージ）

表１　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース１】

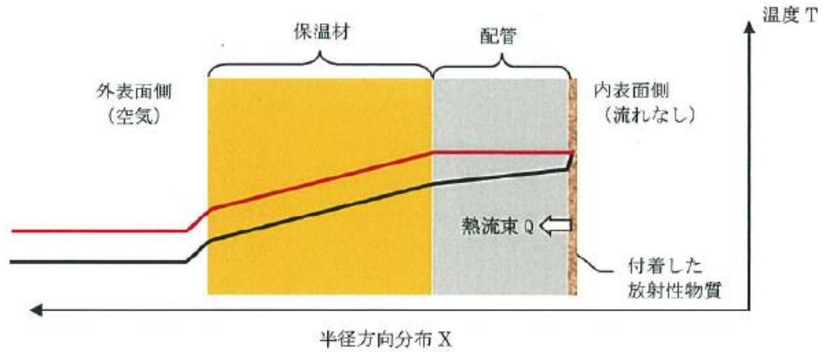
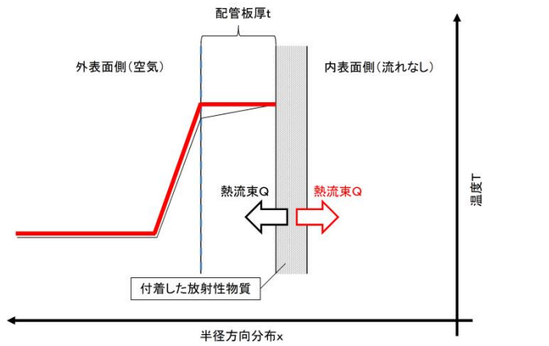
項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA＋全交流動力電源喪失＋全 ECCS 機能喪失（D/W ベント）」
ＰＣＶより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 （ＦＰ付着割合）	10％/100m
配管外径，板厚	300A，Sch40
配管熱流束	7.7W/m^2
質量流量	1.4 kg/s（ベント後期（ベント１ヶ月後の蒸気流量））
ベントガス温度	170℃

備考

・評価条件の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 第2図　「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）」における格納容器温度の推移	ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。図２に大 LOCA＋SBO＋ECCS 機能喪失シナリオにおける D/W ベント時の格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり，概ね 170℃以下となる。  図２　格納容器内温度推移 （大 LOCA＋SBO＋ECCS 機能喪失シナリオ，32hr 後 D/W ベント）	・設備の相違
格納容器より流入する崩壊熱量は，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）シナリオにおける19.8kWとし，配管内面に付着する放射性物質割合としては，10%／100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として，付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また，ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり，保守的な評価となることから，ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg／sを用いた。 配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の上昇温度は，以下の式で算出した温度上昇量で評価する。	格納容器より流入する崩壊熱量は 7.2kW，配管内面に付着する放射性物質量の割合は（参考）にて設定した 10%/100m を用いる。評価にあたっては保守的な条件として，付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また，ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり，保守的な評価となることから，ベント後１ヶ月の蒸気流量である 1.4kg/s を用いた。 配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内面の温度上昇は，以下の式で算出した温度上昇量で評価する。	・解析結果の相違 ・評価条件の相違

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
ΔT ＝ q ／ h　　・・・式(1) ΔT　　：放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇（℃） q　　：配管熱流束（W／m^2） h　　：配管内表面の熱伝達率（W／（m^2·K）） h ＝ Nu × k × d　・・・式(1) Nu　　：ヌッセルト数 k　　：水蒸気の熱伝達率（約0.034（W／（m^2·K）） d　　：水力等価直径（m） ここで,Nuを算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてKaysの式を引用した（式(3)）。 Nu ＝ 0.022 $Re^{0.8}$ × $Pr^{0.5}$・・・式(3) Re　：レイノルズ数 Pr　：プラントル数（1.130；保守的に170℃の飽和蒸気の値を設定） Re ＝ v × d ／　ν v　　：流速（約13.0（m／s）：質量流量から換算 ν　：水蒸気の動粘性係数（約3.6×10^{-6}（m^2／s）） これにより，配管内面の温度上昇は0.09℃程度であると評価できる。ベントガスの温度は170℃程度であることから，上記の温度上昇分を考慮しても，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200℃を下回っているため，配管の構造健全性に影響を与えることはない。 次に，【ケース2】として，第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。 ここで，評価対象の配管板厚は14.3mmであり，炭素鋼の熱伝導率が50w／（m·K）程度であることから，板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため，配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え，また，保温材の熱通過率を考慮する。配管内部の熱量による温度を評価する方法としてJIS A 9501“保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて，配管外表面温度を評価する。	ΔT = q / h　　・・・式（１） ΔT：放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇（℃） q：配管熱流束（W/m^2） h：配管内表面の熱伝達率（W/（m^2・K）） h = Nu×k / d　　・・・式（２） Nu：ヌッセルト数 k：水蒸気の熱伝導率（0.034（W/（m・K）） d：水力等価直径（m） ここで，Nu を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した（式（３））。 Nu = 0.022$Re^{0.8}$×$Pr^{0.5}$　　・・・式（３） Re：レイノルズ数 Pr：プラントル数（1.1：保守的に 170℃の飽和蒸気の値を設定） Re = v×d /ν　　・・・式（４） v：流速（約 22.5（m/s）：質量流量から換算） d：水力等価直径（m） ν：水蒸気の動粘性係数（約 3.6×10^{-6}（m^2/s）） これより，配管内面の温度上昇は 0.03℃程度であると評価できる。ベントガスの温度は 170℃程度であることから，蒸気の温度上昇分を考慮しても，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため，配管の健全性に影響を与えることはない。 次に，【ケース2】として，図３に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。 ここで，評価対象の配管板厚は 10.3 ㎜であり，炭素鋼の熱伝導率が 50W/（m・K）程度であることから，板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため，配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え，配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501“保温保冷工事施工基準”の表面温度および表面熱伝達率の算出方法を用いて，配管外表面温度を評価する。	・設備の相違 ・評価結果の相違 ・設備の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。 なお，評価条件については，【ケース1】と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D／Wベント）」を想定する。  ※：実際の伝熱状態は ――― で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものし，全ての熱流束が配管（保温材）外表面側に移行すると評価した。 第3図　配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）	【ケース２】の温度評価条件を表２に示す。 なお，評価条件については，【ケース1】と同様に「大破断LOCA＋全交流動力電源喪失＋全ECCS機能喪失（D/Wベント）」を想定する。  注：実際の伝熱状態は――― で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものとし，全ての熱流束が配管外表面側に移行すると評価した。 （赤線で示されるような熱流束の与え方と分布） 図３　配管内表面の温度評価（ケース２のイメージ）	

東海第二発電所　(2018.9.18 版)

第2表　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%／100m
配管外径，板厚	450A，14.3mm
配管熱流束	14.7W／m^2
配管外表面放射率	0.22（アルミニウム板の放射率※1）
環境温度	100℃

※1　JISハンドブック　6-1　配管Ⅰ

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$Th = (qL / \lambda) + Tl$　・・・式(5)

Th　：配管外表面温度（℃）
Tl　：保温材表面温度（℃）
q　：配管熱流束（W／m^2）
L　：保温材厚さ（0.03m）
λ　：保温材熱伝導率（2.103×10^{-2}W／（m^2･K））

$Tl = (q / h_{se}) + T_{atm}$　・・・式(6)

この式(6)における，qとh_{se}は以下の式で表される。

$q = Q / S$・・・式(7)
$h_{se} = h_r + h_{cv}$　・・・式(8)

上記の式(6)における，qとh_{se}は以下の式で表される。

Q　：単位長さ当たりの配管内面での発熱量（W／m）
S　：単位長さ当たりの配管外面表面積（m^2）
h_r　：放射による配管外表面熱伝達率（W／（m^2･K））
h_{CV}　：対流による配管外表面熱伝達率（W／（m^2･K））

島根原子力発電所　２号炉

表２　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース２】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA＋全交流動力電源喪失＋全 ECCS 機能喪失（D/W ベント）」
ＰＣＶより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 （ＦＰ付着割合）	10%/100m
配管外径，板厚	300A，Sch40
配管熱流束	7.7W/m^2
配管外表面放射率	0.80（酸化鉄相当の放射率※1）
環境温度	120℃

※１：日本機械学会　伝熱工学資料　改訂第５版

評価式の概要は以下の通りとなる。

$T = (q / h_{se}) + T_{atm}$　・・・式（５）

T：配管外表面温度（℃）
q：配管熱流束（W/m^2）
h_{se}：配管外表面熱伝達率（W/（m^2・K））
T_{atm}：環境温度（℃）

この式（５）における q と h_{se} は以下の式で表される。

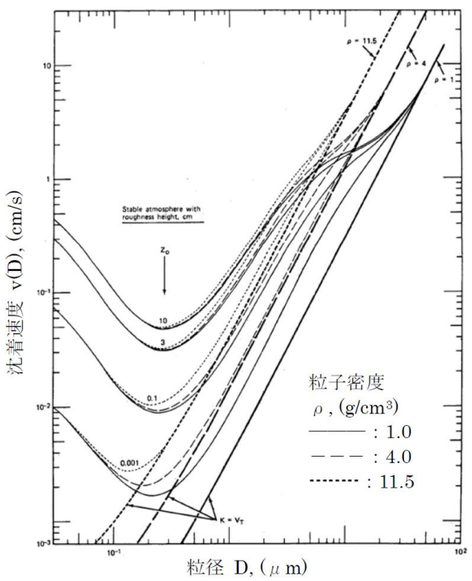
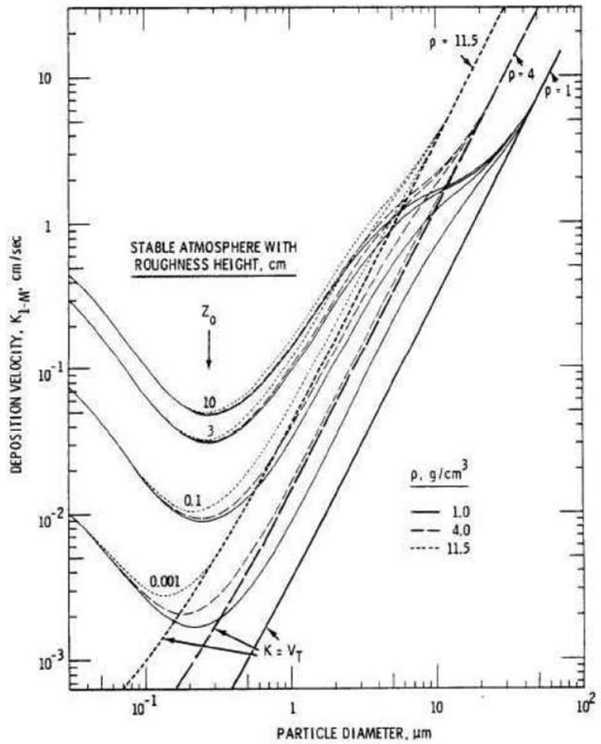
$q = Q / S$　・・・式（６）
$h_{se} = h_r + h_{cv}$　・・・式（７）

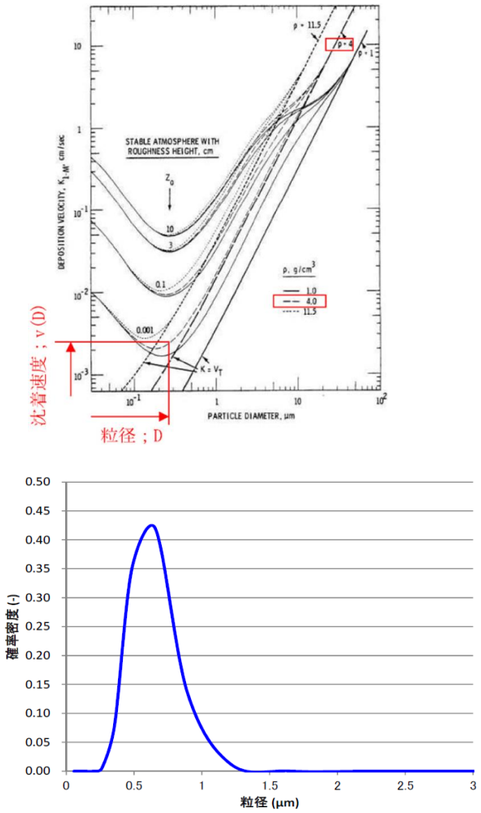
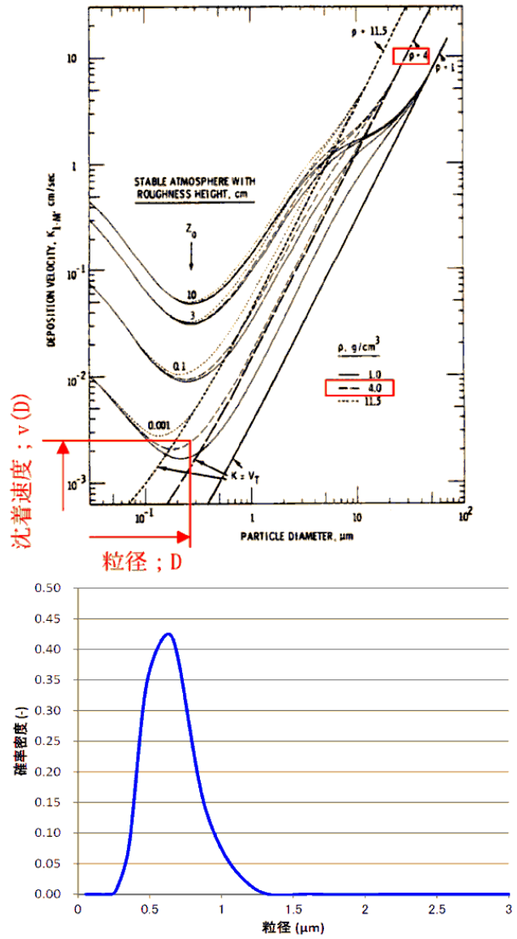
Q：単位長さあたりの配管内面での発熱量（W/m）
S：単位長さあたりの配管外表面積（m^2）
h_r　：放射による配管外表面熱伝達率（W/（m^2・K））
h_{cv}：対流による配管外表面熱伝達率（W/（m^2・K））

備考

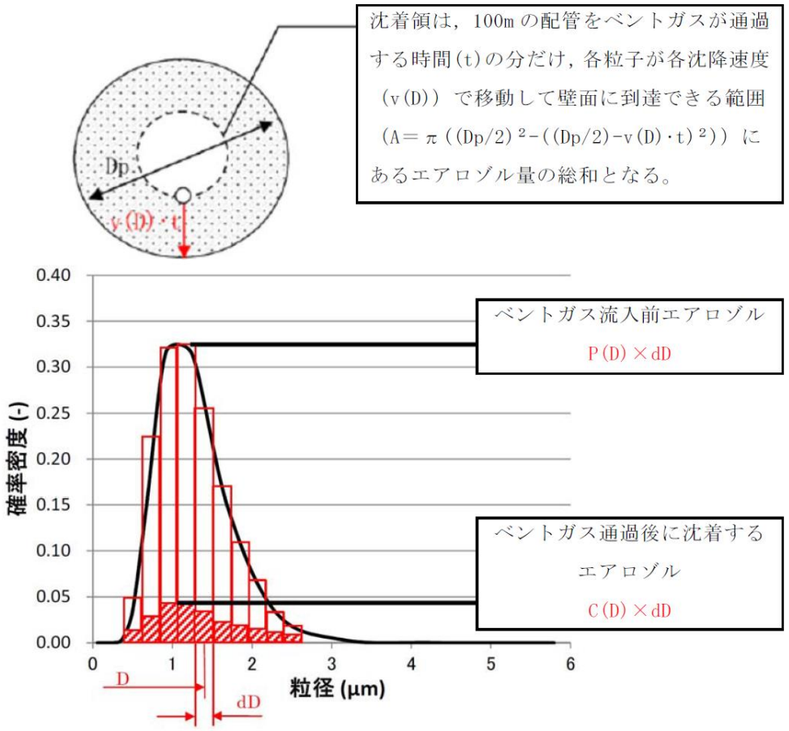
・評価条件の相違

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
上記のh_rは以下の式で表される。 $h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4-(T_{atm}+273.15)^4}{T-T_{atm}}\right)$　・・・式(9) ε　：配管外表面放射率（0.22） σ　：ステファン・ボルツマン定数（5.67×10^{-8}（W／（$m^2\cdot K^4$）））	上記の h_r は以下の式で表される。 $h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4-(T_{atm}+273.15)^4}{(T-T_{atm})}\right)$　・・・式（８） ε：配管外表面放射率（0.80） σ：ステファン・ボルツマン定数（5.67×10^{-8}（W/（m^2・K^4）））	・評価条件の相違
h_{cv}については，JIS A 9501“保温保冷工事施工標準”付属書E（参考）表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における，垂直平面及び管（Nusseltの式）及び水平管（Wamsler，Hinleinの式）をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管（式(10)，(11)）と水平管（式(12)）とで得られるh_{cv}を比較し，小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。 h_{cv}（垂直管）$=2.56\times(T-T_{atm})^{0.25}$　（$(T-T_{atm})\geqq10K$）・・・式(10) h_{cv}（垂直管）$=3.61+0.094\times(T-T_{atm})$　（$(T-T_{atm})<10K$）・・・式(11) h_{cv}(水平管)$=1.19\times\left(\frac{T-T_{atm}}{D_o}\right)^{0.25}$　・・・式(12) D_o：配管外径（m）	h_{cv} は，JIS A 9501“保温保冷工事施工基準”付属書 E（参考）表面温度および表面熱伝達率の算出方法における，垂直平面及び管（Nusselt の式）及び水平管（Wamsler,Hinlein の式）をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管（式（９），(10)）と水平管（式（11））とで得られる h_{cv} を比較し，小さいほうの値を用いることで保守的な評価値を得るようにしている。 h_{cv}(垂直管) $= 2.56\times(T-T_{atm})^{0.25}$　$((T-T_{atm})\geqq10K)$　・・・式（９） h_{cv}(垂直管) $= 3.61 +0.094\times(T-T_{atm})$　$((T-T_{atm})<10K)$　・・・式（10） h_{cv}(水平管) $= 1.19\times\left(\frac{(T-T_{atm})}{D_o}\right)^{0.25}$　・・・式（11） D_o：配管外径（m）	
これらにより評価した結果，配管外表面温度は約124.2℃となる。 以上の結果から，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため，配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は，ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。 なお，これらの式を含めた評価については，JIS A 9501において，適用範囲が －180℃～1,000℃となっており，適用に対して問題にないことを確認している。また，管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。	これらにより評価した結果，配管外表面温度は約 121℃となる。 以上の結果から，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため，配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は，ベントにおける配管の構造健全性に影響を与えることはない。 なお，これらの式を含めた評価については，JIS A 9501 において，適用範囲が－180℃～1000℃となっており，適用に対して問題ないことを確認している。また管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。	・評価結果の相違

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考
（参考）配管内面への放射性物質付着量の考え方について 配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するに当たっては，ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－4551 を参照し，付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して，配管内面への沈着割合を検討した。 ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－4551“Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”※1は，環境拡散評価（MELCOR Accident Consequence Code System：MACCS 計算）についての文献となっており，その評価には，エアロゾル粒子径，エアロゾル粒子密度，対象物の表面粗さで沈着速度を整理したSehmelのモデルが用いられている。 このSehmelの沈着速度モデルに基づき，配管内面の表面粗さ0.001cm（10μm）と粒子密度4g／cm^{3}を想定した，格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度（第1図参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された，流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。  第1図　エアロゾル粒子径と沈着速度の関係	（参考）配管内面への放射性物質付着量の考え方について 配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するにあたっては，NUREG/CR-4551 を参照し，付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して，配管内面への沈着割合を検討した。 NUREG/CR-4551“Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”※1は，環境拡散評価(MELCOR Accident Consequence Code System：MACCS 計算)についての文献となっており，その評価には，エアロゾル粒子径，エアロゾル粒子密度，対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。 この Sehmel の沈着速度モデルに基づき，配管内面の表面粗さ 0.001cm(10μm)と粒子密度４g/cm^3 を想定した，ＰＣＶより放出される粒子径ごとの沈着速度（図１参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された，流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。  図１　エアロゾル粒子径と沈着速度の関係	

東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
評価条件は，東海第二を対象として配管長さ100m，配管内径600mm，　2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また，考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D／Wベント）」に基づくものとした。 これらの条件から，100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し，その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて，ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について，ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を第2図に，評価結果を第1表に示す。 第2図　沈着割合評価の考え方（1／2）  第１図に基づき，各粒径ごとの沈着速度を設定する。 ⇩ ＭＡＡＰ解析基づくエアロゾル粒径分布から確率密度（P(D)）を算出する。 ⇩ （次ページに続く）	評価条件は，島根２号炉を対象として，配管長さ 100m，配管内径 600mm 及び 300mm，2Pd 及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また，考慮する粒子径分布は「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）（ドライウェルベント）」（別紙 48（参考１図２））に基づくものとした。 これらの条件から，100m の配管をベントガスが通過する時間を算出し，その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて，ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について，ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。 評価の考え方を図２に，評価結果を表１に示す。  図２　沈着割合評価の考え方(1/2) 図１に基づき，粒径分布の確率密度（P(D)）を算出する。 ⇩ 別紙 48 （参考１図２）に基づき，各粒径ごとの沈着速度を設定する。 ⇩ 次頁に続く	・評価条件の相違 島根２号炉は配管内径 300mm も考慮

東海第二発電所　(2018.9.18 版)	島根原子力発電所　２号炉	備考



第２図　沈着割合評価の考え方（2／2）

上記の関係から，沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\Sigma}{\Sigma}\right) \times 100 = \left(\frac{\Sigma(C(D)\times dD)}{\Sigma(P(D)\times dD)}\right) \times 100 = \left(\frac{\Sigma(C(D))}{\Sigma(P(D))}\right) \times 100$$

ここで，C（D）は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \pi\left(\frac{Dp}{2} - v(D)\cdot t\right)^2}{\pi\left(\frac{Dp}{2}\right)^2}\right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \left(\frac{Dp}{2} - v(D)\cdot t\right)^2}{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2}\right)$$

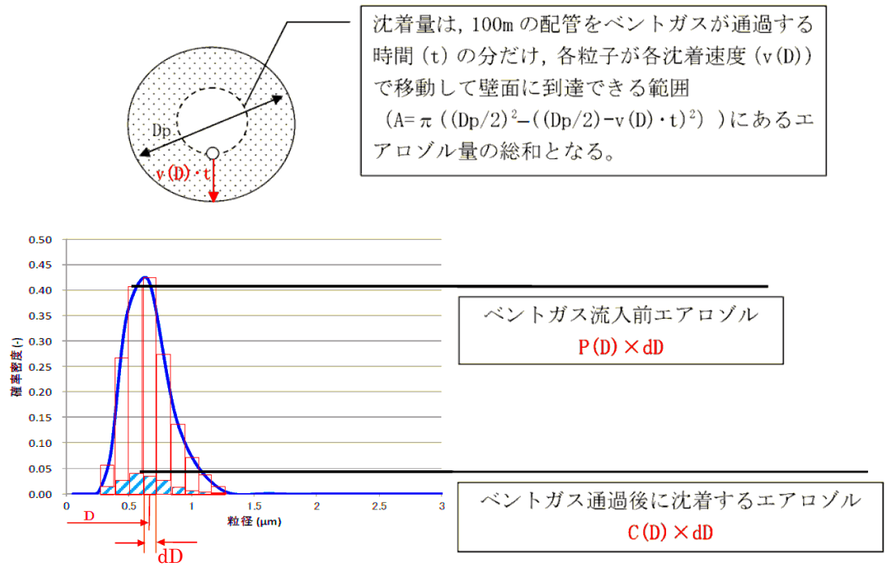


図２　沈着割合評価の考え方(2/2)

上記の関係から，沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\Sigma}{\Sigma}\right) \times 100 = \left(\frac{\Sigma(C(D)\times dD)}{\Sigma(P(D)\times dD)}\right) \times 100 = \left(\frac{\Sigma(C(D))}{\Sigma P(D)}\right) \times 100$$

ここで，C(D)は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \pi\left(\left(\frac{DP}{2}\right) - v(D)\cdot t\right)^2}{\pi\left(\frac{DP}{2}\right)^2}\right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \left(\left(\frac{Dp}{2}\right) - v(D)\cdot t\right)^2}{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2}\right)$$

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第1表　排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	格納容器圧力	
			620kPa[gage]※1	69kPa[gage]※2
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm／s	2×10^{-3}～5×10^{-1}	
排気条件	蒸気流量	kg／s	23.7	3.8
	蒸気流速	m／s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

※1：最高使用圧力（2Pd）

※2：事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より，最小流量であっても約1.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ，エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し，100m当たり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1　”Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”，ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7，1990

島根原子力発電所　２号炉

表１　排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

300Ａ配管部

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.3	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10^{-3}　～　5×10^{-1}	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	56.9	42.3
沈着割合		%	0.2	0.3

600Ａ配管部（ＰＣＶ出口部）

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10^{-3}　～　5×10^{-1}	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	13.1	10.1
沈着割合		%	0.5	0.6

表１より，最小流量であっても約0.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ，エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し，100m あたり 10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1：“Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”，NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7，1990

備考

・評価結果の相違

・評価結果の相違