柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について	59－10 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-11 原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
目　次 26 条別添２　参照　本資料	目　　次 ：SA 範囲	目　次	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，26 条別添２に記載

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について・・・26 条-別添2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・26 条-別添2-1-1
1.2 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・26 条-別添2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価・26 条-別添2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価・・・26 条-別添2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・・・26 条-別添2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室内での被ばく（経路②）・・・26 条-別添2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による
中央制御室内での被ばく（経路②）・・・26 条-別添2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による
中央制御室内での被ばく（経路③）・・・26 条-別添2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく・・・・・・・・・・・・・26 条-別添2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による
入退域時の被ばく（経路④）・・・・・・26 条-別添2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による
入退域時の被ばく（経路⑤）・・・・・26 条-別添2-1-4
1.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・26 条-別添2-1-5

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-1 2.1 評価事象・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-1 2.2 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-2 2.3 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-4 2.4 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・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-5 2.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-6 2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）・・・・・・・・・59-11-2-6 2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）・・・・・・・・・59-11-2-6 2.4.1.3 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（経路③）・・・・・・・・59-11-2-6 2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-6 2.4.2 入退域時の被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-7 2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）・・・・・・・・・59-11-2-7 2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）・・・・・・・・・59-11-2-7 2.4.2.3 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（経路⑦）・・・・・・・・・59-11-2-8 2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-8 2.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-2-8	中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 1. 評価事象　59－10－1 2. 大気中への放出量の評価　59－10－2 3. 大気拡散の評価　59－10－2 4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価　59－10－2 5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価　59－10－3 5.1中央制御室内での被ばく　59－10－3 5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）　59－10－3 5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）　59－10－4 5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）　59－10－4 5.2 入退域時の被ばく　59－10－6 5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）　59－10－6 5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）　59－10－6 6. 評価結果のまとめ　59－10－10	中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 1. 評価事象 2. 大気中への放出量の評価 3. 大気拡散の評価 4. 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 4.1 中央制御室内での被ばく 4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①） 4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②） 4.1.3 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（経路③） 4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④） 4.2 入退域時の被ばく 4.2.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤） 4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥） 4.2.3 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（経路⑦） 4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧） 5. 評価結果まとめ	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，4.1.1 に記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は 5.1.2 中に記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
26 条別添２　参照　本資料 添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る 被ばく評価について　26 条-別添2-添1-1-1 1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る 被ばく評価条件表・・・・・・・・・26 条-別添2-添1-1-1 1-2 居住性評価に用いた気象資料 の代表性について・・・・・・・・・26 条-別添2-添1-2-1 1-3 空気流入率試験結果について・・・・・・26 条-別添2-添1-3-1 1-4 運転員の交替について・・・・・・・・・26 条-別添2-添1-4-1 1-5 内規※1 との整合性について・・・・・・26 条-別添 2-添 1-5-1			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，26 条別添２に記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付資料2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	
2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件・・・・・・・・・・59-11-添2-1-1	1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件 ..... 59－10－添1－1	1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件	
2-2 事象の選定の考え方について・・・・・・・・・59-11-添2-2-1	2 事象の選定の考え方について ..... 59－10－添2－1	2 事象選定の考え方について	
2-3 核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について・・・・・・・・・59-11-添2-3-1	7 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 ..... 59－10－添7－1	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	
2-4 放射性物質の大気放出過程について・・・・・・59-11-添2-4-1		4 放射性物質の大気放出過程について	
2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について・・・・・・・・・・・・59-11-添2-5-1	5 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 ..... 59－10－添5－1	5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について	
2-6 6 号及び7 号炉の原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間について・・・・・・59-11-添2-6-1		6 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について記載
2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-添2-7-1		7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-添2-8-1	8 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について ..... 59－10－添8－1	8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	
2-9 地表面への沈着速度の設定について・・・・・・59-11-添2-9-1	16 地表面への沈着速度の設定について ..... 59－10－添16－1	9 地表面への沈着速度の設定について	
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について・・・59-11-添2-10-1	15 エアロゾルの乾性沈着速度について ..... 59－10－添15－1	10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について・・・・・・59-11-添2-11-1	17 有機よう素の乾性沈着速度について ..... 59－10－添17－1	11 有機よう素の乾性沈着速度について	
2-12 マスクによる防護係数について・・・・・・・・59-11-添2-12-1	12 全面マスクによる防護係数について ..... 59－10－添12－1	12 マスクによる防護係数について	
2-13 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の評価方法について・59-11-添2-13-1		13 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の評価方法について	
2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・59-11-添2-14-1		14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	
2-15 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の評価方法について・・・・・59-11-添2-15-1	14 グランドシャイン線評価モデルについて .... 59－10－添14－1	15 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の評価方法について	
2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について・・・・・・59-11-添2-16-1		16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について	
2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について・・59-11-添2-17-1		17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について	
2-18 格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-添2-18-1			・評価項目の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-19 原子炉格納容器内pH 制御の効果に期待することによる影響について・・・・・・・・・・・・・・・59-11-添2-19-1			・評価項目の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，pH 制御に期待した評価を行っていない
2-20 6号及び7号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について・・・・・・・・・・59-11-添2-20-1			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】
2-21 コンクリート厚の施工誤差の影響について・59-11-添2-21-1			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工公差を差し引いた評価を実施している
2-22 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・59-11-添2-22-1		18 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	
2-23 空気流入率試験結果について・・・・・・・・・59-11-添2-23-1	11 空気流入率測定試験結果について..... 59－10－添11－1	19 空気流入率試験結果について	
2-24 格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・59-11-添 2-24-1			・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，ベント実施タイミングの変更は想定しない
	9 フィルタの除去性能について ..... 59－10－添9－1	20 フィルタの除去性能について	
	3 格納容器漏えい率の設定について..... 59－10－添3－1	21 原子炉格納容器漏えい率の設定について	
	18 実効放出継続時間の設定について..... 59－10－添18－1	22 実効放出継続時間の設定について	
	19 待避時間の設定根拠について..... 59－10－添19－1	23 待避時間の設定根拠について	
		24 プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて	
2-25 審査ガイド※2 への適合状況・・・・・・・・59-11-添 2-25-1	20 審査ガイド※1への適合状況 ..... 59－10－添20－1	25 審査ガイド※1への適合状況	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
	4 原子炉格納容器内での除去効果について..... 59－10－添4－1		
	6 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）について ..... 59－10－添6－1		
	10 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて ..... 59－10－添10－1		
	13 運転員の勤務体系について..... 59－10－添13－		
(※1) 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）	※1 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	※１：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	
(※2) 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	：ＳＡ範囲		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は，「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。）に基づき行った。 （実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈　第 74 条抜粋） b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと。 評価の結果，7日間での実効線量は6号及び7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約66mSv，6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約78mSv7号炉が格納容器ベントを実施し6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約86mSvとなった。また，遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合は，6号及び7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約68mSv，6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約80mSv，7号炉が格納容器ベントを実施し6	炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては，「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。）に基づき，評価を行った。 （実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈第 59 条より抜粋） 【実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈】第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）第１項 b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。	中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は，「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。）に基づき行った。 （実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第 74 条抜粋） b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 設置許可基準規則第37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと。 評価の結果，７ 日間での実効線量は，残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 35mSv，格納容器ベントを実施して事象収束に成功した場合で最大約 51mSv となった。	・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・申請号炉数の相違 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工公差を差し引いた評価を実施し

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約87mSv となった。 　このことから，判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。		このことから，判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。	ている
2.1 評価事象 　柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては，「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」である「大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」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代替循環冷却系を整備している。 したがって，審査ガイド4.2(3)h.被ばく線量の重ね合わせに基づき，6号及び7号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。	1．評価事象 　東海第二発電所においては，「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の被ばく低減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」である「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいても，格納容器ベントの実施時期を遅延させることができる代替循環冷却系を整備する。	1．評価事象 　島根原子力発電所２号炉においては，「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」である「大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」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する。	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】
しかしながら，被ばく評価においては，片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合も評価対象とする。格納容器ベントの実施に至る事故シーケンスとしては，前述の「大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定する。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	しかし，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用できず，早期の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施した場合を想定する。	しかしながら，被ばく評価においては，残留熱代替除去系の運転に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施した場合を評価対象とする。格納容器ベントの実施に至る事故シーケンスとしては，前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定する。なお，よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については，その効果に期待しないものとした。	
2.2 大気中への放出量の評価 　大気中へ放出される放射性物質の量は，上記2.1で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお，原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量は，MAAP解析及びNUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし，MAAPコードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中への放出量評価条件を設定し放出量を評価した。評価に用いた放出放射能量を表1及び表2に示す。	2．大気中への放出量の評価 　放射性物質については，上記 1.で示した事故シーケンスを想定し，原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量をＭＡＡＰ解析及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見を用いて評価した。 　ただし，ＭＡＡＰコードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，Ｒ．Ｇ．1.195 の知見を用いて評価した。	2．大気中への放出量の評価 　大気中へ放出される放射性物質の量は，上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお，格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量及び格納容器から原子炉建物への漏えい量は，ＭＡＡＰ解析及びＮＵＲＥＧ－１４６５の知見を用いて評価した。ただし，ＭＡＡＰコードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中への放出量評価条件を設定し放出量を評価した。評価に用いた放出放射能量を表１及び表２に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表１　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量［Bq］（gross 値）	放出放射能量[Bq](gross 値)(単一号炉) 原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

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

核種類	放出放射能量[Bq]（gross 値）（単一号炉）	
	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 3.4×10^{9}	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^{9}	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^{9}	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^{8}	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^{8}	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.6×10^{7}	約 8.8×10^{11}

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－2 表　大気中への放出放射能量評価結果（7 日積算）

核種グループ	放出放射能[Bq]（gross 値）※1		
	原子炉建屋から大気中へ放出	格納容器圧力逃がし装置を経由した放出	合計
希ガス類	約 3.6×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 2.8×10^{15}	約 7.3×10^{15}	約 1.0×10^{16}
ＣｓＯＨ類	約 3.8×10^{13}	約 5.0×10^{8}	約 3.8×10^{13}
Ｓｂ類	約 4.5×10^{12}	約 2.6×10^{7}	約 4.5×10^{12}
TeO_2類	約 3.7×10^{13}	約 4.4×10^{8}	約 3.7×10^{13}
ＳｒＯ類	約 2.0×10^{13}	約 1.7×10^{8}	約 2.0×10^{13}
ＢａＯ類	約 2.0×10^{13}	約 2.1×10^{8}	約 2.0×10^{13}
MoO_2類	約 6.9×10^{12}	約 8.4×10^{7}	約 6.9×10^{12}
CeO_2類	約 4.3×10^{12}	約 5.4×10^{7}	約 4.3×10^{12}
La_2O_3類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^{7}	約 1.2×10^{12}

※1 小数点第 2 位以下切上げ

島根原子力発電所　２号炉

表１　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（残留熱代替除去系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量［Bq］（gross 値）	放出放射能量[Bq]（gross 値） 原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 8.8×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 2.7×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 2.8×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.7×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.8×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.0×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.7×10^{10}

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

核種類	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
	格納容器フィルタベントを経由した放出	原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 5.5×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 4.4×10^{9}	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 3.8×10^{9}	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 8.4×10^{8}	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.3×10^{8}	約 3.4×10^{11}
La 類	約 1.2×10^{8}	約 9.1×10^{10}

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
・評価対象の相違
【東海第二】
島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し，累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては，柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表3に示す。

表３　相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 40.4m）	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 39.7m）	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

東海第二発電所（2018.9.18 版）

3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した結果を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては，2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用した。なお，当該データの使用に当たっては，当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をＦ分布検定により実施し，特に異常でないことを確認している。

島根原子力発電所　２号炉

3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては，島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表３に示す。

表３　相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	2 号 R/B 原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物（地上 0m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	2 号 R/B 原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
非常用ガス処理系排気管（地上 110m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	2 号 R/B 原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSE, S, SSW	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

備考

・代表気象年の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉では，2-7 に記載
・評価条件の相違
【柏崎 6/7】

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<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>4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価
原子炉建屋原子炉棟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運転員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置，形状等から評価した。直接ガンマ線についてはＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒコード，スカイシャインガンマ線についてはＡＮＩＳＮコード及びＧ３３-ＧＰ２Ｒコードを用いて評価した。</td>
<td></td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，4.1.1 に記載</td>
</tr>
<tr>
<td>2.4 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
被ばく評価に当たっては，評価期間を事故発生後7日間とし，運転員が交替（5直2交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表4に，交替スケジュール例を表5に，また，評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお，本評価においては，1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。また，被ばく線量が厳しくなる場合は，特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫するものとした。
被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表9に，被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図3に示す。

表４　直交替サイクル
<table><tr><th></th><th>中央制御室の滞在時間</th></tr><tr><td>１直</td><td>8:30～21:25</td></tr><tr><td>２直</td><td>21:00～8:55</td></tr><tr><td>訓練直※1</td><td>－</td></tr><tr><td></td><td></td></tr></table>※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中</td>
<td>5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価
被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は第5－1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。
中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後７日間とした。
運転員の勤務体系（5 直 2 交替）に基づき，中央制御室の滞在期間及び入退域の時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を第 5-1 表に示す。

第５－１表　想定する勤務体系
<table><tr><th></th><th>中央制御室の滞在時間</th></tr><tr><td>１直</td><td>8:00～21:45</td></tr><tr><td>２直</td><td>21:30～8:15</td></tr><tr><td>日勤業務</td><td>―</td></tr></table></td>
<td>4. 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
被ばく評価に当たっては，評価期間を事故発生後７日間とし，運転員が交替（４直２交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表４に，交替スケジュール例を表５に示す。また，評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお，格納容器ベントの影響が最大となるよう，ベントの１時間前に直交代を行うものと想定した。
被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図１及び図２に示す。また，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表９に，被ばく評価に係る中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の概略図を図３に示す。

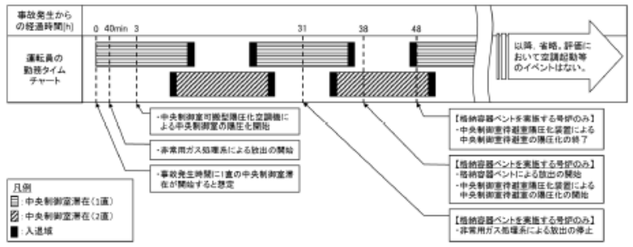
表４　直交替サイクル
<table><tr><th></th><th>中央制御室の滞在時間</th></tr><tr><td>１直</td><td>8:00～21:15</td></tr><tr><td>２直</td><td>21:00～8:15</td></tr><tr><td>日勤班</td><td>―</td></tr></table></td>
<td>・運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，平常時の直交代サイクルとして日勤班を考慮しない４直２交代として評価
・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉はベントの際に滞在する直が最大となるようにベント前の直交代を想定

・運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の被ばく評価に用いた直交代スケジュールを記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表５　直交替スケジュール例

	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	滞在時間	入退域回数
Ａ班	１直	１直	２直	２直	明	休	休	49 時間 40 分	８回
Ｂ班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	０分	０回
Ｃ班	休	休	１直	１直	２直	２直	明	49 時間 40 分	８回
Ｄ班	明	休	休	休	１直	１直	２直	37 時間 45 分	６回
Ｅ班	２直	２直	明	休	休	休	１直	36 時間 45 分	6

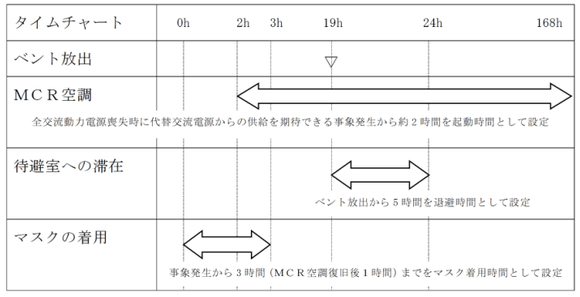


参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

東海第二発電所（2018.9.18 版）

	１日目	２日目	３日目	４日目	５日目	６日目	７日目
Ａ班※	１直						
Ｂ班			１直	１直		２直	２直
Ｃ班	２直				１直	１直	
Ｄ班		２直	２直				１直
Ｅ班※		１直		２直	２直		

※被ばくの平準化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班（Ａ班）の代わり，２日目以降は日勤業務の班（Ｅ班）が滞在するものとする。

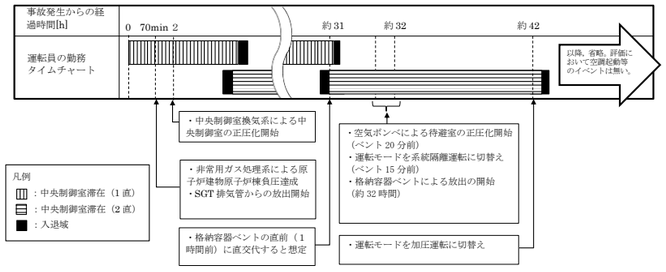


第 5.1.3－1 図　中央制御室内での対応のタイムチャート

島根原子力発電所　２号炉

表５　直交替スケジュール例

	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	入退域回数
Ａ班	１直	１直		２直	２直			７回
Ｂ班		２直	２直				１直	７回
Ｃ班	２直				１直	１直		６回
Ｄ班			１直	１直		２直	２直	８回
Ｅ班								０回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

備考

・運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の被ばく評価に用いた直交代スケジュールを記載

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
・設備及び運用の相違
【東海第二】
①の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.4.1 中央制御室内での被ばく 2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①） 事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等を踏まえて評価した。 また，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくも評価した。 原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い，スカイシャインガンマ線についてはANISN コード及びG33-GP2R コードを用いて評価した。また，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの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QAD-CGGP2R コード及びG33-GP2R コードを用いて評価した。	5.1 中央制御室内での被ばく 5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①） 事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは，前述 4. の方法で実効線量を評価した。	4.1 中央制御室内での被ばく 4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①） 事故期間中に原子炉建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，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，地形条件等を踏まえて評価した。 なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものを用いて評価した。 原子炉建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線についてはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線についてはＡＮＩＳＮ コード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒ コードを用いて評価した。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②） 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。	5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②） 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，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中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。	4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②） 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，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ガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものを用いて評価した。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している
2.4.1.3 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（経路③） 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散評価，地表面沈着効果及び建屋によるガンマ	また，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。	4.1.3 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（経路③） 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散評価，地表面沈着効果及び建物によるガンマ	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
線の遮蔽効果を踏まえて評価した。		線の遮蔽効果を踏まえて評価した。なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものを用いて評価した。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している
2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④） 外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは，中央制御室内の放射性物質濃度を基に，放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。なお，内部被ばくの評価に当たっては，マスクの着用による防護効果を考慮した。また，運転員は図4に示す中央制御室待避室内に滞在するとして評価した。 中央制御室内の放射性物質濃度の計算は，以下の(1)から(3)に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図5に示す。	5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③） 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。 なお，内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考慮した。 評価に当たっては，(1) ～ (4) に示す中央制御室換気系の効果及び中央制御室に設置する待避室の遮蔽効果等を考慮した。なお，中央制御室換気系の起動時間については，全交流動力電源喪失を想定した起動時間を考慮した評価とした。また，待避室の遮蔽効果は，待避室に待避する期間のみについて考慮した評価とした。 中央制御室内での対応のタイムチャートを第 5.1.3－1 図に示す。	4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④） 外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは，中央制御室内の放射性物質濃度を基に，放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。なお，内部被ばくの評価に当たっては，マスクの着用による防護効果を考慮した。また，運転員は図４に示す中央制御室待避室内に滞在するとして評価した。 中央制御室内の放射性物質濃度の計算は，以下の(1)から(3)に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図５に示す。	
(1)中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化 設計基準対象施設である恒設の中央制御室換気空調系を停止し，さらに外気取り込みダンパを閉止したうえで，中央制御室を中央制御室可搬型陽圧化空調機（以下「可搬型陽圧化空調機」という。）により陽圧化することで，可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタ及び高性能フィルタ（以下「フィルタユニット」という。）を経由しない外気の流入を防止する効果を考慮した。 また，可搬型陽圧化空調機により供給する外気に対しては，フィルタユニットによる放射性物質の除去効果を考慮した。なお，可搬型陽圧化空調機の起動時間については，可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し，有効性評価で設定した3時間を起動遅れ時間として考慮した。	(1)　中央制御室換気運転モード 中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第 5.1.3－2 図に示すとおりである。 1）通常時運転時 通常時は，中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファンにより，一部外気を取り入れる閉回路循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。 2）事故時 事故時は，外気取入口を遮断して，中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット（高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ）を通した閉回路循環運転とし，運転員を放射線被ばくから防護する。 なお，外気の遮断が長期にわたり，室内環境が悪化した場合には，チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。	(1)中央制御室換気系による中央制御室の正圧化及び系統隔離運転 中央制御室換気系の運転モードについて以下の状態を想定した。 1)加圧運転 炉心損傷判断後，中央制御室バウンダリを正圧化することで，非常用チャコール・フィルタ・ユニットを経由しない外気の流入を防止する効果を考慮した。 中央制御室換気系により供給する外気に対しては，非常用チャコール・フィルタ・ユニットによる放射性物質の除去効果を考慮した。なお，中央制御室換気系による中央制御室の正圧化期間については，全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し，有効性評価で設定した２時間の起動遅れ時間及び系統隔離運転期間を除く期間について実施するものとして評価した。中央制御室換気系の起動遅れの期間においては，中央制御室への外気の直接流入率を 0.5 回/h と仮定して評価した。 2)系統隔離運転 格納容器ベントを実施する場合には，放射性物質の中央制御室内への取り込みを抑制するため，格納容器ベントの 15 分前か	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違 【東海第二】 島根２号炉は，常設空調による中央制御室の正圧化中は，フィルタを通らない空気の流入はない ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は系統隔離

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		ら中央制御室待避室から退出するまでの期間，外気の取入れを遮断し，非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した系統隔離運転を行うものとして評価した。	運転も実施する。
	(2) フィルタを通らない空気流入量 中央制御室へのよう素除去フィルタを通らない空気の流入量は，空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 1.0 回／h と仮定して評価した。	系統隔離運転中の中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気の流入量は，空気流入率試験結果を踏まえて，保守的に換気率換算で 0.5 回／h として評価した。	・評価条件の相違 【東海第二】 島根２号炉の空気流入率試験結果を踏まえて設定
(2) 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化 中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置（以下「陽圧化装置」という。）により陽圧化することで，外気の流入を防止する効果を考慮した。	(3) 待避室 中央制御室内に設置する待避室には，格納容器ベント開始から 5 時間待避すると想定する。待避中は待避室内を空気ボンベにより加圧し室内を正圧にするものとし，外部からの空気の流入はないものとして評価した。待避室の概要図及び設置場所を第 5.1.3-3 図に示す。	(2) 中央制御室待避室空気ボンベによる中央制御室待避室の正圧化 格納容器ベントを実施した場合の評価では，中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベにより正圧化することで，外気の流入を防止する効果を考慮した。ボンベによる正圧化の期間は，ベントの 15 分前からベントの 10 時間後までとして評価した。	・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 待避時間が異なる
なお，代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響については，陽圧化装置による効果を考慮しないものとした。			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】
	(4) マスクの考慮 事象発生から 3 時間後まではマスクを着用（DF50）すると想定した。	(3) マスクの考慮 制御室滞在時には，マスクを５時間着用（PF50），１時間外すことを繰り返すものとして評価した。	・評価条件の相違 【東海第二】 マスクの考慮時間が異なる
(3) 中央制御室への外気の直接流入率 可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては，中央制御室への外気の直接流入率を0.5回/h と仮定して評価した。			
2.4.2 入退域時の被ばく 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界からコントロール建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点はコントロール建屋入口とし，入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。ただし，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの影響については，アクセスルートより線源に近接した位置を評価点として選定し，2分間滞在するとして評価した。	5.2　入退域時の被ばく	4.2 入退域時の被ばく 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，緊急時対策所から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は２号原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし，入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとして評価した。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ・評価条件の相違 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤） 事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。	5.2.1　建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④） 事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は，「5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし，代表評価点は，建屋入口とした。	4.2.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤） 事故期間中に原子炉建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，評価点を屋外とすること以外は「4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。	
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。	5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤） 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばくは，中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で，吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考慮した。また，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。 入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，上記 5.2.1 の仮定と同じである。	4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。	
2.4.2.3 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（経路⑦） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3　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（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。		4.2.3 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（経路⑦） 中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.3 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（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。	
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧） 入退域時の内部被ばくは，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による防護効果を考慮した。		4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧） 入退域時の内部被ばくは，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による防護効果を考慮した。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.5 評価結果のまとめ 6号及び7号炉の両号炉にて代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表6-1-1及び表6-1-2に示す。また，片方の号炉において格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表6-2-1から表6-3-2に示す。さらに，各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表7-1-1から表7-3-2に，被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表8-1-1から表8-3-2に示す。 評価の結果，7日間での実効線量は6号及び7号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約66mSv，6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約78mSv，7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約86mSvとなった。また，遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合は，6号及び7号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約68mSv，6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約80mSv，7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約87mSvとなった。 このことから，判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。	6. 評価結果のまとめ 1. に示したとおり，東海第二発電所において炉心の著しい損傷が発生した場合，第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束するが，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用できず，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定した。この想定に基づく，7 日間の各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果は，第 6－1 表に示すとおりである。 また，中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第 6－2 表に示す通りであり，実効線量は約 60mSv である。したがって，評価結果は，「判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。 なお，マスクを着用しない場合の 7 日間の各班の実効線量は第 6－3 表に示すとおりである。また，中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第 6－4 表に示す通りである。 この評価に係る被ばく経路イメージを第 6－5 表に，被ばく評価の主要評価条件を第 6－6 表に示す。	5. 評価結果のまとめ 残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表 6－1－1 及び表 6－1－2 に示す。また，格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表 6－2－1 及び表 6－2－2 に示す。さらに，各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 7－1－1 から表 7－2－2 に，被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表 8－1－1 から表 8－2－2 に示す。 評価の結果，７日間での実効線量は格納容器ベントを実施した場合で最大約 51mSv となった。 このことから，判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 ・評価対象の相違 【東海第二】 島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・評価条件及び申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量 （両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2		表 6－1－1 各勤務サイクルでの被ばく線量 （残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合） （マスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価対象の相違 【東海第二】 島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※3
A 班	1直 約 21※4	1直 約 17	2直 約 21	－	－	－	－	約 59 (約 60)
B 班	－	－	－	2直 約 22※5	－	2直 約 23※5	－	約 45 (約 46)
C 班	－	－	1直 約 20	1直 約 22	2直 約 23	－	－	約 64 (約 66)
D 班	－	－	－	－	1直 約 22	1直 約 23	2直 約 13※6	約 58 (約 60)
E 班	2直 約 16※4	2直 約 19	－	－	－	－	1直 **約 31**※6	**約 66** **(約 68)**

島根原子力発電所　２号炉

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	**約 12**	約８		約８	約７			**約 35**
B 班		約８	約８				約９※3	約 25
C 班	約８				約８	約７		約 23
D 班			約８	約８		約７	約４※3	約 27

※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※3　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※4　中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※6　本評価において想定した直交替スケジュールでは，7日目2直の班が中央制御室滞在中に，交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では，評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また，本表における7日目2直の被ばく線量は，7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している

※１　入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮

※２　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。５時間着用，１時間外すことを繰り返すものとして評価

※３　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，７日目１直（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理している。７日目２直（Ｄ班）の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

・資機材の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している
・資機材，運用の相違
【柏崎 6/7】
・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，通常時の直交代（４直２交代）を想定した評価を示している。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 6-1-2　各勤務サイクルでの被ばく線量
（両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※2
A 班	1直 約 260	1直 約 20	2直 約 25	－	－	－	－	約 310 (約 310)
B 班	－	－	－	1直 約 27※3	－	2直 約 28※3	－	約 55 (約 56)
C 班	－	－	1直 約 24	1直 約 26	2直 約 28	－	－	約 78 (約 80)
D 班	－	－	－	－	1直 約 28	1直 約 29	2直 約 18※4	約 74 (約 76)
E 班	2直 約 28	2直 約 22	－	－	－	－	1直 約 37※4	約 87 (約 89)

※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※2　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※3　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※6 を参照）

表 6－1－2 各勤務サイクルでの被ばく線量
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	**約 271**	約 19		約 21	約 20			**約 331**
B 班		約 20	約 22				約 23※1	約 66
C 班	約 14				約 22	約 20		約 57
D 班			約 23	約 24		約 18	約 11※1	約 77

※1　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，７日目１直（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理。７日目２直（Ｄ班）の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
・評価対象の相違
【東海第二】
島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，入退域時にもマスクの効果を期待しない
・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している
・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，通常時の直交代（４直２交代）を想定した評価を示している。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 6-2-1　各勤務サイクルでの被ばく線量

（6 号炉：格納容器ベント実施　7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※3
A 班	1直 約 20※4	1直 約 30	－	1直 約 25	－	－	－	約 75 (約 76)
B 班	－	－	1直 約 27※5	－	1直 約 24※5	1直 約 23※5	－	約 73 (約 75)
C 班	－	－	1直 約 40	1直 約 26	－	－	1直 約 12※5※6	約 78 (約 79)
D 班	－	－	－	－	1直 約 24	1直 約 23	1直 約 31※5※6	**約 78** **(約 80)**
E 班	1直 約 16※4	1直 **約 41**	－	－	－	－	－	約 56 (約 58)

※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※3　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※4　中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※6　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※6を参照）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 6－1 表　各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果（マスクを考慮する場合）

（単位：mSv）

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 6.0×10^{1}							約 6.0×10^{1}
B 班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C 班	約 4.0×10^{1}				約 7.5×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D 班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E 班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

島根原子力発電所　２号炉

表 6－2－1 各勤務サイクルでの被ばく線量

（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）

（マスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 12	約 9		約 8	約 6			約 35
B 班		**約 34**	約 10				約 7※3	**約 51**
C 班	約 8				約 7	約 6		約 22
D 班			約 13	約 9		約 5	約 4※3	約 32

※1　入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮

※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。５時間着用，１時間外すことを繰り返すものとして評価

※3　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直（B 班）の被ばく線量に加えて整理。7日目2直（D班）の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

備考

・評価結果の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

・資機材の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，全面マスク着用の条件で評価

・評価条件の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

・資機材及び運用の相違

島根２号炉は，PF50 の全面マスクを６時間当たり１時間外すものとして評価

・評価条件の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉は，通常時の直交代（４直２交代）を想定した評価を示している。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 6-2-2　各勤務サイクルでの被ばく線量

（6 号炉：格納容器ベント実施　7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※3
A 班	1直 約 20※4	1直 約 42	－	2直 約 24	－	－	－	約 85 （約 87）
B 班	－	－	2直 約 29※5	－	2直 約 21※5	2直 約 19※5	－	約 69 （約 70）
C 班	－	－	1直 約 50	1直 約 26	－	－	2直 約 10※5※6	約 86 （約 87）
D 班	－	－	－	－	1直 約 22	1直 約 20	1直 約 26※5※6	約 69 （約 70）
E 班	2直 約 16※4	2直 約 54	－	－	－	－	－	約 70 （約 71）

※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※2　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※3　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※6を参照）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 6－3 表　各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果（マスクを考慮しない場合）

（単位：mSv）

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 1.0×10^{3}							約 1.0×10^{3}
B 班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C 班	約 4.0×10^{1}				約 7.6×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D 班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E 班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

島根原子力発電所　２号炉

表 6－2－2 各勤務サイクルでの被ばく線量

（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）

（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	**約 271**	約 21		約 9	約 7			**約 309**
B 班		約 44	約 14				約 7※1	約 65
C 班	約 14				約 8	約 6		約 28
D 班			約 24	約 12		約 5	約 4※1	約 46

※1　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，７日目１直（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理。７日目２直（Ｄ班）の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根 2 号炉では，入退域時にもマスクの効果を期待しない

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，通常時の直交代（４直２交代）を想定した評価を示している。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 6-3-1　各勤務サイクルでの被ばく線量 （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施） （中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2 1 日 / 2 日 / 3 日 / 4 日 / 5 日 / 6 日 / 7 日 / 合計※2 A 班：1直 約 260 / 1直 約 39 / － / 2直 約 28 / － / － / － / 約 320（約 320） B 班：－ / － / 2直 約 30※3 / － / 1直 約 27※3 / 1直 約 26※3 / － / 約 82（約 84） C 班：－ / － / 1直 約 43 / 1直 約 29 / － / － / 2直 約 15※3※4 / 約 87（約 88） D 班：－ / － / － / － / 1直 約 27 / 1直 約 27 / 1直 約 34※3※4 / 約 88（約 90） E 班：2直 約 28 / 2直 約 44 / － / － / － / － / － / 約 72（約 74） ※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮 ※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価 ※3　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量 ※4　中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6 時間当たり18分間外すものとして評価 ※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫 ※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※6を参照）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 6-3-2　各勤務サイクルでの被ばく線量 （6 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1 ※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮 ※2　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量 ※3　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫 ※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表6-1-1の※6を参照）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※2
A 班	1直 約 250	1直 約 57	－	1直 約 25	－	－	－	約 330 (約 340)
B 班	－	－	2直 約 30※3		1直 約 23※3	2直 約 21※3	－	約 75 (約 76)
C 班	－	－	1直 約 53	1直 約 28	－	－	2直 約 12※3※4	約 92 (約 93)
D 班	－	－	－	－	1直 約 25	1直 約 22	1直 約 28※3※4	約 75 (約 76)
E 班	2直 約 27	2直 約 59	－	－	－	－	－	約 86 (約 88)

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 7-1-1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（E 班）の合計）
（両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.4×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1} (約 1.0×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.3×10^{0} (約 1.5×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{0}	約 4.0×10^{0}	約 6.5×10^{0} (約 6.5×10^{0})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 9.7×10^{-1} 約 1.5×10^{0}	約 1.6×10^{0} 約 2.4×10^{0}	約 2.6×10^{0} (約 2.6×10^{0}) 約 3.9×10^{0} (約 3.9×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 3.4×10^{0}	約 5.5×10^{0}	約 8.9×10^{0} (約 9.2×10^{0})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.0×10^{0}	約 8.9×10^{0}	約 1.2×10^{1} (約 1.4×10^{1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{0}	約 4.5×10^{0}	約 6.7×10^{0} (約 6.7×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{1}	約 2.6×10^{1}	約 3.8×10^{1} (約 3.8×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 3.9×10^{-1}	約 5.8×10^{-1} (約 5.8×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.8×10^{1}	約 3.9×10^{1}	約 5.7×10^{1} (約 5.9×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 2.1×10^{1}	約 4.5×10^{1}	約 66 (約 68)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 7－1－1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.1×10^{1} 約 2.5×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.4×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{1}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.0×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 35

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
・評価対象の相違
【東海第二】
島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 7-1-2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		６号炉からの寄与	７号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	0.1 以下	約 1.3×10^{-1} (約 1.6×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.9×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.3×10^{0} (約 1.4×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.7×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}	約 1.5×10^{0} (約 1.7×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{1}	約 1.7×10^{2}	約 2.7×10^{2} (約 2.7×10^{2})
	（内訳）内部被ばく	約 9.8×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.6×10^{2} (約 2.6×10^{2})
	外部被ばく	約 1.3×10^{0}	約 2.1×10^{0}	約 3.3×10^{0} (約 3.4×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.0×10^{2}	約 1.7×10^{2}	約 2.7×10^{2} (約 2.7×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{0}	約 4.5×10^{0}	約 6.2×10^{0} (約 7.1×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{0}	約 3.8×10^{0}	約 5.6×10^{0} (約 5.6×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.5×10^{0}	約 1.7×10^{1}	約 2.6×10^{1} (約 2.6×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	約 4.4×10^{-1} (約 4.4×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.2×10^{1}	約 2.6×10^{1}	約 3.8×10^{1} (約 3.9×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 1.1×10^{2}	約 1.9×10^{2}	約 310 (約 310)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 7－1－2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.9×10^{2}
	（内訳）内部被ばく	約 2.9×10^{2}
	外部被ばく	約 2.5×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.9×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{1}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.8×10^{1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.8×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 331

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
・評価対象の相違
【東海第二】
島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 7-2-1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（6 号炉：格納容器ベント実施　7 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

	被ばく経路	6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{0}	0.1 以下	約 1.5×10^{0} （約 1.6×10^{0}）
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 7.0×10^{-1}	約 7.0×10^{-1} （約 7.4×10^{-1}）
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 9.6×10^{-1} （約 1.1×10^{0}）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{0}	約 5.9×10^{0}	約 7.0×10^{0} （約 7.0×10^{0}）
	（内訳）内部被ばく	0.1 以下	約 2.3×10^{0}	約 2.3×10^{0} （約 2.3×10^{0}）
	外部被ばく	約 1.1×10^{0}	約 3.6×10^{0}	約 4.6×10^{0} （約 4.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 3.0×10^{0}	約 7.2×10^{0}	約 1.0×10^{1} （約 1.0×10^{1}）
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.5×10^{0}	約 1.1×10^{1}	約 2.0×10^{1} （約 2.1×10^{1}）
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.6×10^{-1}	約 5.6×10^{0}	約 6.3×10^{0} （約 6.3×10^{0}）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{1}	約 2.8×10^{1}	約 4.1×10^{1} （約 4.1×10^{1}）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 5.9×10^{-1}	約 5.9×10^{-1} （約 5.9×10^{-1}）
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.3×10^{1}	約 4.5×10^{1}	約 6.8×10^{1} （約 7.0×10^{1}）
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 2.6×10^{1}	約 5.2×10^{1}	約 78 （約 80）

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表 6－2 表　中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮する場合）

被ばく経路			実効線量（mSv/7日間）			
			A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		約 7.8×10^{-1}	約 6.3×10^{-2}	約 6.0×10^{-1}	約 9.4×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		約 9.6×10^{-1}	約 3.0×10^{-3}	約 1.4×10^{1}	約 4.6×10^{-3}	約 1.1×10^{-2}
		（外部被ばく）	約 5.3×10^{0}	約 2.3×10^{-3}	約 1.0×10^{0}	約 3.7×10^{-3}	約 5.2×10^{0}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	（内部被ばく）	約 4.0×10^{1}	約 8.0×10^{-1}	約 7.7×10^{-1}	約 1.2×10^{0}	約 2.9×10^{0}
		合　計	約 4.6×10^{1}	約 8.0×10^{-1}	約 8.8×10^{0}	約 1.3×10^{0}	約 8.1×10^{0}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約 4.7×10^{0}	約 4.7×10^{0}	約 4.8×10^{0}	約 3.8×10^{0}	約 4.5×10^{0}
	小　計		約 5.2×10^{1}	約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{1}	約 5.2×10^{0}	約 1.3×10^{1}
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		約 2.6×10^{-1}	約 9.2×10^{-2}	約 5.5×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}
	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）	約 5.6×10^{-3}	約 2.6×10^{-3}	約 1.2×10^{-2}	約 5.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-2}
		（内部被ばく）	約 1.3×10^{-3}	約 1.7×10^{-3}	約 5.7×10^{-3}	約 3.0×10^{-3}	約 6.3×10^{-3}
		合　計	約 6.9×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 1.8×10^{-2}	約 8.1×10^{-3}	約 1.6×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約 8.0×10^{0}	約 4.4×10^{1}	約 2.6×10^{1}	約 2.4×10^{1}	約 2.5×10^{1}
	小　計		約 8.3×10^{0}	約 2.4×10^{1}	約 2.7×10^{1}	約 2.4×10^{1}	約 2.6×10^{1}
合　計			約 6.0×10^{1}	約 3.0×10^{1}	約 5.4×10^{1}	約 2.9×10^{1}	約 3.9×10^{1}

島根原子力発電所　２号炉

表 7－2－1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（B 班）の合計）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

	被ばく経路	２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.4×10^{-5}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{0}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.6×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく	約 1.4×10^{0}
	外部被ばく	約 2.1×10^{1}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{1}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.4×10^{1}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 51

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 7-2-2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（6 号炉：格納容器ベント実施　7 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

	被ばく経路	6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.1×10^{-1}	0.1 以下	約 8.1×10^{-1} (約 8.9×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.2×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.7×10^{0} (約 1.8×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.8×10^{-1}	約 9.1×10^{-1}	約 1.9×10^{0} (約 2.1×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{2}	約 1.7×10^{2}	約 2.7×10^{2} (約 2.7×10^{2})
	（内訳）内部被ばく	約 9.9×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.6×10^{2} (約 2.6×10^{2})
	外部被ばく	約 4.7×10^{0}	約 2.2×10^{0}	約 6.9×10^{0} (約 7.0×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.1×10^{2}	約 1.7×10^{2}	約 2.8×10^{2} (約 2.8×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^{0}	約 4.8×10^{0}	約 8.9×10^{0} (約 9.8×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{0}	約 3.9×10^{0}	約 6.1×10^{0} (約 6.1×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{1}	約 1.8×10^{1}	約 3.2×10^{1} (約 3.2×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.1×10^{1}	約 2.7×10^{1}	約 4.8×10^{1} (約 4.9×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 1.3×10^{2}	約 2.0×10^{2}	約 320 (約 320)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 7－2－2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.8×10^{2}
	（内訳）内部被ばく	約 2.7×10^{2}
	外部被ばく	約 1.9×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.8×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{1}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 7.3×10^{0}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.1×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 309

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 7-3-1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）
（6 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 1.3×10^{0}	約 1.4×10^{0} (約 1.4×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1}	0.1 以下	約 4.4×10^{-1} (約 4.7×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.4×10^{0} (約 1.5×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{0}	約 2.0×10^{1}	約 2.3×10^{1} (約 2.3×10^{1})
	（内訳）内部被ばく	約 1.2×10^{0}	約 2.3×10^{-1}	約 1.4×10^{0} (約 1.4×10^{0})
	外部被ばく	約 1.9×10^{0}	約 1.9×10^{1}	約 2.1×10^{1} (約 2.1×10^{1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 3.9×10^{0}	約 2.2×10^{1}	約 2.6×10^{1} (約 2.6×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^{0}	約 1.2×10^{1}	約 1.4×10^{1} (約 1.5×10^{1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{0}	約 2.1×10^{0}	約 4.4×10^{0} (約 4.4×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.4×10^{0}	約 3.2×10^{1}	約 4.1×10^{1} (約 4.1×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.1×10^{-1}	0.1 以下	約 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.4×10^{1}	約 4.6×10^{1}	約 6.0×10^{1} (約 6.1×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 1.8×10^{1}	約 6.8×10^{1}	約 86 (約 87)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 7-3-2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計） （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 5.1×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.9×10^{-1}	約 1.5×10^{0}	約 2.0×10^{0} (約 2.1×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1}	約 1.7×10^{0}	約 2.3×10^{0} (約 2.5×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{2}	約 1.7×10^{2}	約 2.7×10^{2} (約 2.7×10^{2})
	（内部被ばく） 外部被ばく	約 9.8×10^{1} 約 1.3×10^{0}	約 1.7×10^{2} 約 8.4×10^{0}	約 2.7×10^{2} (約 2.7×10^{2}) 約 9.7×10^{0} (約 9.7×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.0×10^{2}	約 1.8×10^{2}	約 2.8×10^{2} (約 2.8×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^{0}	約 5.8×10^{0}	約 7.6×10^{0} (約 8.3×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{0}	約 4.5×10^{0}	約 6.4×10^{0} (約 6.4×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^{0}	約 3.1×10^{1}	約 4.0×10^{1} (約 4.0×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 5.9×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.2×10^{1}	約 4.2×10^{1}	約 5.5×10^{1} (約 5.5×10^{1})
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 1.1×10^{2}	約 2.2×10^{2}	約 330 (約 340)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 8-1-1　評価結果の内訳（E 班の 7 日目）
（両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.2×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}	約 3.0×10^{-1} (約 3.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{0}	約 1.9×10^{0}	約 3.1×10^{0} (約 3.1×10^{0})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 4.6×10^{-1} 約 6.9×10^{-1}	約 7.7×10^{-1} 約 1.1×10^{0}	約 1.2×10^{0} (約 1.2×10^{0}) 約 1.8×10^{0} (約 1.8×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.4×10^{0}	約 2.3×10^{0}	約 3.7×10^{0} (約 3.7×10^{0})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{0}	約 5.2×10^{0}	約 6.8×10^{0} (約 7.8×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^{-1}	約 1.7×10^{0}	約 2.6×10^{0} (約 2.6×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.9×10^{0}	約 1.2×10^{1}	約 1.8×10^{1} (約 1.8×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 2.0×10^{-1}	約 2.9×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 8.5×10^{0}	約 1.9×10^{1}	約 2.8×10^{1} (約 2.9×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 9.9×10^{0}	約 2.1×10^{1}	約 31 (約 32)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 8－1－1　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.6×10^{0}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 5.9×10^{0} 約 1.7×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 8.1×10^{0}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.4×10^{0}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-2}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.5×10^{0}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 12

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 8-1-2　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.8×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.5×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.5×10^{2} (約 2.5×10^{2})
	（内訳）内部被ばく	約 9.5×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.5×10^{2} (約 2.5×10^{2})
	外部被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 6.5×10^{-1} (約 6.6×10^{-1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 9.6×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.6×10^{2} (約 2.6×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 8.2×10^{-1} (約 9.3×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.4×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{0}	約 2.9×10^{0}	約 4.3×10^{0} (約 4.3×10^{0})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.9×10^{0}	約 4.0×10^{0}	約 5.9×10^{0} (約 6.0×10^{0})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 9.8×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 260 (約 260)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 8－1－2　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.7×10^{2}
	（内訳）内部被ばく	約 2.6×10^{2}
	外部被ばく	約 1.7×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.4×10^{0}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{0}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 4.6×10^{0}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 271

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 8-2-1　評価結果の内訳（E 班の２日目）
（6 号炉：格納容器ベント実施　7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{0}	0.1 以下	約 3.1×10^{0} （約 3.3×10^{0}）
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.8×10^{0}	約 2.2×10^{-1}	約 3.0×10^{0} （約 3.2×10^{0}）
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.6×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 8.7×10^{-1} （約 9.8×10^{-1}）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.7×10^{0}	約 1.2×10^{0}	約 5.9×10^{0} （約 6.1×10^{0}）
	（内訳）内部被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 8.8×10^{-1} （約 8.8×10^{-1}）
	外部被ばく	約 4.2×10^{0}	約 8.2×10^{-1}	約 5.0×10^{0} （約 5.2×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.1×10^{1}	約 1.8×10^{0}	約 1.3×10^{1} （約 1.4×10^{1}）
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{0}	約 2.1×10^{0}	約 5.7×10^{0} （約 6.1×10^{0}）
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{0}	約 1.6×10^{0}	約 3.4×10^{0} （約 3.4×10^{0}）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{1}	約 7.3×10^{0}	約 1.8×10^{1} （約 1.8×10^{1}）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 2.9×10^{-1} （約 2.9×10^{-1}）
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.7×10^{1}	約 1.1×10^{1}	約 2.8×10^{1} （約 2.8×10^{1}）
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 2.8×10^{1}	約 1.3×10^{1}	約 41 （約 42）

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表 6－4 表　中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮しない場合）

被ばく経路		実効線量（mSv/7日間） A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく	約 7.8×10^{-1}	約 6.3×10^{-2}	約 6.0×10^{-1}	約 9.4×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 9.6×10^{-1}	約 3.0×10^{-3}	約 1.4×10^{1}	約 4.6×10^{-3}	約 1.1×10^{-2}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（外部被ばく）	約 5.3×10^{0}	約 2.3×10^{-3}	約 6.1×10^{0}	約 3.7×10^{-3}	約 5.2×10^{0}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（内部被ばく）	約 1.0×10^{3}	約 8.0×10^{-1}	約 7.7×10^{-1}	約 1.2×10^{0}	約 2.9×10^{0}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく 合計	約 1.0×10^{3}	約 8.0×10^{-1}	約 6.8×10^{0}	約 1.3×10^{0}	約 8.1×10^{0}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく 小計	約 1.0×10^{3}	約 4.7×10^{0}	約 4.8×10^{0}	約 3.8×10^{0}	約 4.5×10^{0}
入退域時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく（外部被ばく）	約 5.6×10^{-3}	約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{1}	約 5.2×10^{0}	約 1.3×10^{1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく（内部被ばく）	約 2.6×10^{-1}	約 9.2×10^{-2}	約 5.5×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく 合計	約 2.6×10^{-1}	約 2.6×10^{-3}	約 1.2×10^{-2}	約 5.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-2}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく 小計	約 6.3×10^{-2}	約 8.3×10^{-2}	約 2.8×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}
	合計	約 8.8×10^{-1}	約 8.5×10^{-2}	約 3.0×10^{-1}	約 1.6×10^{-1}	約 3.3×10^{-1}
		約 1.0×10^{0}	約 2.4×10^{1}	約 2.6×10^{1}	約 2.4×10^{1}	約 2.5×10^{1}
		約 1.0×10^{0}	約 2.4×10^{1}	約 2.7×10^{1}	約 2.4×10^{1}	約 2.6×10^{1}
		約 1.0×10^{3}	約 3.0×10^{1}	約 5.4×10^{1}	約 2.9×10^{1}	約 3.9×10^{1}

島根原子力発電所　２号炉

表 8－2－1 評価結果の内訳（B 班の２日目）
（格納容器ベントを用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{-5}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{0}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく	約 8.5×10^{-1}
	外部被ばく	約 2.1×10^{1}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.6×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.8×10^{-2}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.9×10^{0}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 8.2×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 34

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉

表 8-2-2　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（6 号炉：格納容器ベント実施　7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.7×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.0×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.5×10^{2} (約 2.5×10^{2})
	（内訳）内部被ばく	約 9.0×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.5×10^{2} (約 2.5×10^{2})
	外部被ばく	約 2.3×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 6.3×10^{-1} (約 6.4×10^{-1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 9.0×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 2.5×10^{2} (約 2.5×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 8.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.4×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{0}	約 2.9×10^{0}	約 4.3×10^{0} (約 4.3×10^{0})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.9×10^{0}	約 4.0×10^{0}	約 5.9×10^{0} (約 6.0×10^{0})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 9.2×10^{1}	約 1.6×10^{2}	約 260 (約 260)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

島根原子力発電所　２号炉

表 8－2－2 評価結果の内訳（A班の 1 日目）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.4×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.7×10^{2}
	（内訳）内部被ばく	約 2.6×10^{2}
	外部被ばく	約 1.6×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{-2}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{0}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 8.9×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 4.8×10^{0}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 271

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 8-3-1　評価結果の内訳（E 班の 2 日目）
（6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 1.8×10^{0}	約 1.8×10^{0} (約 1.9×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 4.7×10^{0}	約 4.8×10^{0} (約 5.2×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 9.8×10^{-1}	約 1.2×10^{0} (約 1.3×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.6×10^{-1}	約 8.0×10^{0}	約 8.7×10^{0} (約 9.0×10^{0})
	（内訳）内部被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 1.1×10^{0} (約 1.1×10^{0})
	外部被ばく	約 5.0×10^{-1}	約 7.2×10^{0}	約 7.7×10^{0} (約 7.9×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.1×10^{0}	約 1.5×10^{1}	約 1.7×10^{1} (約 1.7×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.5×10^{-1}	約 4.6×10^{0}	約 5.4×10^{0} (約 5.7×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.2×10^{-1}	約 3.3×10^{0}	約 4.2×10^{0} (約 4.2×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{0}	約 2.4×10^{1}	約 2.8×10^{1} (約 2.8×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 3.6×10^{-1}	約 4.2×10^{-1} (約 4.2×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 5.2×10^{0}	約 3.2×10^{1}	約 3.8×10^{1} (約 3.8×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 6.3×10^{0}	約 4.8×10^{1}	約 54 (約 55)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 8-3-2　評価結果の内訳（A 班の 1 日目） （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.7×10^{-1} (約 6.0×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.5×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 2.4×10^{2} (約 2.4×10^{2})
	（内訳）内部被ばく	約 9.5×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 2.4×10^{2} (約 2.4×10^{2})
	外部被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 6.2×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 9.6×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 2.5×10^{2} (約 2.5×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 8.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.3×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{0}	約 2.9×10^{0}	約 4.3×10^{0} (約 4.3×10^{0})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.9×10^{0}	約 3.9×10^{0}	約 5.9×10^{0} (約 6.0×10^{0})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 9.8×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 250 (約 250)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

項目			評価条件
停止時炉内内蔵量	発災プラント		６号及び７号炉
	評価事象		大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失
	炉心熱出力		3926MW
	運転時間		1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h （平均燃焼度：約 30GWd/t）
	取替炉心の燃料装荷割合		1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）
大気拡散	気象データ		柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の気象データ （1985 年 10 月～1986 年 9 月）（地上約 10m）
	実効放出継続時間		全放出源：1 時間
	建屋巻き込み		全放出源：考慮する
	累積出現頻度		小さい方から累積して 97%
	放出源及び放出源高さ		【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号炉：地上 40.4m，7 号炉：地上 39.7m 【原子炉建屋中心】 6 号炉：地上 0m，7 号炉：地上 0m 【主排気筒】 6 号炉：地上 73m，7 号炉：地上 73m
	着目方位	中央制御室滞在時	【格納容器圧力逃がし装置配管】　6 号炉:6 方位,7 号炉:8 方位 【原子炉建屋中心】　6 号炉:6 方位,7 号炉:9 方位 【主排気筒】　6 号炉:6 方位,7 号炉:9 方位
		入退域時	【格納容器圧力逃がし装置配管】　6 号炉:5 方位,7 号炉:9 方位 【原子炉建屋中心】　6 号炉:5 方位,7 号炉:9 方位 【主排気筒】　6 号炉:5 方位,7 号炉:9 方位

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 6－6 表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要評価条件

項目		評価条件	選定理由
放出放射能量評価条件	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）	審査ガイドに示されたとおり設定（添付2参照）
	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減圧及び除熱：事象発生から約19時間後	ＭＡＡＰ解析結果
	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）
	事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価条件	放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m），格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定
被ばく評価条件	中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定（添付 9,10 参照）
	中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定（添付 9,10 参照）
	中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し，代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定
	空気流入率	1 回／h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である 0.47 回／h に対して保守的に 1 回/h と設定（添付 11 参照）
	マスクによる防護係数	マスク着用を考慮する場合は事象発生から 3 時間及び入退域時：50 （その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし）	中央制御室非常用換気系作動前及び中央制御室内の放射性物質濃度が下がるまでの時間についてマスクの着用を考慮。（添付 12 参照）
	待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後（ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定
	待避室加圧時間	ベント開始から 5 時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定

島根原子力発電所　２号炉

表 9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

項目				評価条件
停止時炉内内蔵量	発災プラント			2 号炉
	評価事象			大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失
	炉心熱出力			2436MW
	運転時間			1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h
	取替炉心の燃料装荷割合			1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）
大気拡散	気象データ			島根原子力発電所における 1 年間の気象データ （2009 年 1 月～2009 年 12 月）（地上約 20m）
	実効放出継続時間			【格納容器フィルタベント系排気管】　１時間 【原子炉建物】　１時間 【非常用ガス処理系排気管】　３０時間
	建屋巻き込み			全放出源：考慮する
	累積出現頻度			小さい方から累積して 97%
	放出源及び放出源高さ			【格納容器フィルタベント系排気管】　地上 50m 【原子炉建物】　地上 0m 【非常用ガス処理系排気管】　地上 110m
	着目方位	中央制御室滞在時	評価点：中央制御室中心	【格納容器フィルタベント系排気管】　６方位 【原子炉建物】　６方位 【非常用ガス処理系排気管】　９方位
			評価点：中央制御室換気系吸気口	【格納容器フィルタベント系排気管】　７方位 【原子炉建物】　７方位 【非常用ガス処理系排気管】　９方位
		入退域時		【格納容器フィルタベント系排気管】　９方位 【原子炉建物】　９方位 【非常用ガス処理系排気管】　３方位

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
熱出力の相違

・代表気象年の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価条件の相違
島根２号炉は，気象指針に基づき，実効放出継続時間を設定（全放出量／最大放出率）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

	項目	評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後（なお，放射性物質は，MAAP 解析に基づき事故発生約20分後から漏えい）
	原子炉格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下：0.9Pdで0.4%/日， 1～2Pd：2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積
	原子炉圧力容器から原子炉格納容器 に 放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%
	原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮
	原子炉格納容器の 漏えい孔における捕集効果	未考慮
	原子炉格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
	原子炉格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・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 上記を MAAP 解析で評価
	原子炉格納容器等への 無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}[1/s]（上限 DF=200）
	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係数	無機よう素：10
	原子炉格納容器から ベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.2×10^{-1} Ba 類：約 2.1×10^{-7} よう素類：約 3.3×10^{-2} Ru 類：約 2.6×10^{-8} Cs 類：約 2.6×10^{-6} La 類：約 2.1×10^{-9} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ce 類：約 5.2×10^{-9}

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

	項目	評価条件
格納容器外への放出	格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後（なお，放射性物質は，ＭＡＡＰ 解析に基づき事故発生約５分後から漏えい）
	格納容器から原子炉建物への 漏えい率 （希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。ＭＡＡＰ 解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 １Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 １Pd～　：2.0Pdで1.3%/日に相当する開口面積
	格納容器から原子炉建物への 漏えい率 （無機よう素）	漏えい率を格納容器圧力に応じ設定。 【漏えい率】 0.9Pd以下：0.5%/日 0.9Pd～　：1.3%/日
	原子炉圧力容器から格納容器 に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：５% 無機よう素　：91% 有機よう素　：４%
	格納容器内ｐＨ 制御の効果	未考慮
	格納容器の 漏えい孔における捕集効果	希ガス：１ 粒子状放射性物質：10 無機よう素：１ 有機よう素：１
	格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
	格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・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 上記をＭＡＡＰ解析で評価
	格納容器等への 無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}[1/s]（上限 DF=200）
	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係数	無機よう素：５
	格納容器から ベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.0×10^{-1} Ba 類：約 5.4×10^{-7} よう素類：約 3.3×10^{-2} Ru 類：約 6.8×10^{-8} Cs 類：約 6.8×10^{-6} La 類：約 5.4×10^{-9} Te 類：約 1.4×10^{-6} Ce 類：約 1.4×10^{-8}

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
・設計漏洩率の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，最確条件として格納容器漏えい孔における捕集効果等を考慮

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，MARK-Ⅰの除去係数を適用
・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

項目		評価条件
環境への放出	原子炉格納容器外への放出 原子炉格納容器から 原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 1.4×10^{-2} Ba 類：約 2.3×10^{-6} よう素類：約 6.6×10^{-4} Ru 類：約 2.8×10^{-7} Cs 類：約 2.8×10^{-5} La 類：約 2.3×10^{-8} Te 類：約 5.6×10^{-6} Ce 類：約 5.6×10^{-8}
		代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合：停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.1×10^{-2} Ba 類：約 2.2×10^{-6} よう素類：約 3.7×10^{-3} Ru 類：約 2.7×10^{-7} Cs 類：約 2.7×10^{-5} La 類：約 2.2×10^{-8} Te 類：約 5.4×10^{-6} Ce 類：約 5.4×10^{-8}
	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 38 時間後
	格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス，有機よう素：1 粒子状放射性物質，無機よう素：1000
	よう素フィルタの除去係数	希ガス，粒子状放射性物質，無機よう素：1 有機よう素：50
	原子炉建屋原子炉区域からの漏えい開始時刻	事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 30 分後
	非常用ガス処理系排風機風量	2000m³/h
	原子炉建屋原子炉区域負圧達成時間	事故発生から 40 分後
	原子炉建屋原子炉区域の換気率	事故発生から 40 分後～31 時間後※1： [redacted] で屋外に放出 （非常用ガス処理系による放出） 上記以外の期間： 無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい）
	非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	未考慮

※1　代替循環冷却系により事象収束する場合は 168 時間後まで

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

項目		評価条件
環境への放出	格納容器外への放出 格納容器から 原子炉建物への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 4.2×10^{-3} Ba 類：約 3.4×10^{-7} よう素類：約 2.8×10^{-4} Ru 類：約 4.2×10^{-8} Cs 類：約 4.2×10^{-6} La 類：約 3.4×10^{-9} Te 類：約 8.5×10^{-7} Ce 類：約 8.5×10^{-9}
		残留熱代替除去系を用いて事象を収束することを想定する場合：停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 2.7×10^{-2} Ba 類：約 2.6×10^{-7} よう素類：約 1.3×10^{-3} Ru 類：約 3.3×10^{-8} Cs 類：約 3.3×10^{-6} La 類：約 2.6×10^{-9} Te 類：約 6.5×10^{-7} Ce 類：約 6.5×10^{-9}
	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 32 時間後
	格納容器フィルタベント系の除去係数	有機よう素：50 無機よう素：100 粒子状放射性物質：1000
	原子炉建物からの漏えい開始時刻	事故発生直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後
	非常用ガス処理系換気量	4400m³/h
	原子炉建物負圧達成時間	事故発生から 70 分後
	原子炉建物の換気率	・事故発生から 70 分後～168 時間後：　1 回/日　で屋外に放出 （非常用ガス処理系による放出） ・事故発生から 70 分後までの期間：無限大[回/日] （原子炉建物からの漏えい）
	非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	未考慮

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・設備・運用の相違
【柏崎 6/7】
・設備の相違
【柏崎 6/7】
・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根 2 号炉は，ＳＧＴを停止しない
・設備・運用の相違
【柏崎 6/7】
・設備の相違
【柏崎 6/7】
・設備・運用の相違
【柏崎 6/7】
・設備・運用の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（4/4）

	項目	評価条件
運転員の被ばく評価	可搬型陽圧化空調機 （風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から 0～3 時間後：0m³/h 事故発生から 3～168 時間後：6000m³/h 【活性炭フィルタ除去効率】 希ガス，粒子状放射性物質：0% 無機よう素，有機よう素：99.9% 【高性能フィルタ除去効率】 希ガス，無機よう素，有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9% 【起動遅れ時間】3 時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から 0～3 時間後：0.5 回/h 事故発生から 3～168 時間後：0 回/h
	陽圧化装置の空気供給量	事故発生から 0～38 時間後：0m³/h 事故発生から 38～48 時間後：95m³/h※2 事故発生から 48～168 時間後：0m³/h
	マスクの防護係数	入退域時：1000 中央制御室滞在時：50（1 日目のみ 1000）
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線：ANISN コード，G33-GP2R コード 【格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びに よう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線：QAD-CGGP2R コード，G33-GP2R コード
	地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10⁻³cm/s 希ガス：沈着なし
	評価期間	7 日間

※2　代替循環冷却系により事象収束する号炉からの影響に対しては陽圧化装置の効果を考慮しない

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表９ 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（4/4）

	項目	評価条件
運転員の被ばく評価	中央制御室換気系 （風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【再循環フィルタ流量】 事故発生から 0～2 時間後　：0m³/h 事故発生から 2～168 時間後：32000m³/h 【外気取込流量】 事故発生から 0～2 時間後　：0m³/h 事故発生から 2～約 32 時間後：17500m³/h 事故発生から約 32～約 42 時間後：0m³/h 事故発生から約 42～168 時間後：17500m³/h 【チャコールフィルタ除去効率】 希ガス，粒子状放射性物質：0% 無機よう素，有機よう素：95% 【高性能粒子フィルタ除去効率】 希ガス，無機よう素，有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9% 【起動遅れ時間】2 時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から 0～2 時間後：0.5 回/h 事故発生から 2～約 32 時間後：0 回/h 事故発生から約 32～約 42 時間後：0.5 回/h 事故発生から約 42～168 時間後：0 回/h
	中央制御室待避室空気ボンベの空気供給量	事故発生から 0～約 32 時間後：0m³/h 事故発生から約 32～約 42 時間後：11 m³/h 事故発生から約 42～168 時間後：0m³/h
	中央制御室待避室バウンダリ体積	30m³
	マスクの防護係数	入退域時：50 中央制御室滞在時：50（５時間着用，１時間外すことを繰り返す）
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建物内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ コード ・スカイシャインガンマ線：ＡＮＩＳＮ コード，Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ コード
	地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10⁻³cm/s 希ガス：沈着なし
	評価期間	7 日間

備考

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7】
①の相違

・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉はプルーム通過中循環運転に切替える

・空気供給量の相違
【柏崎 6/7】
要員数等の相違により必要換気量が異なっている

・設備の相違
【柏崎 6/7】

・資機材の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は全面マスク(PF50)で評価

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

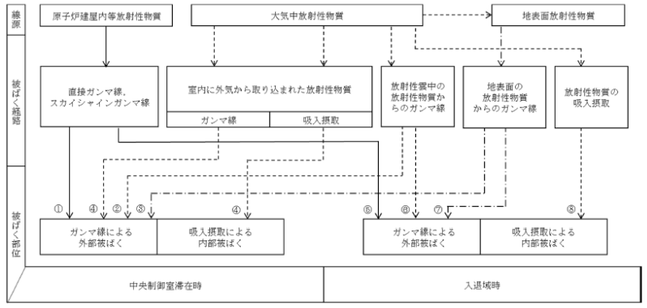
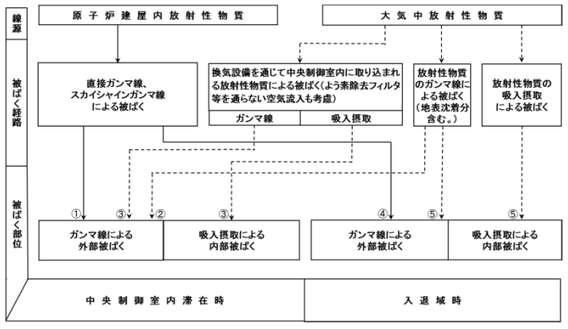


図１　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路



第 5－1 図　炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室居住性評価における想定被ばく経路

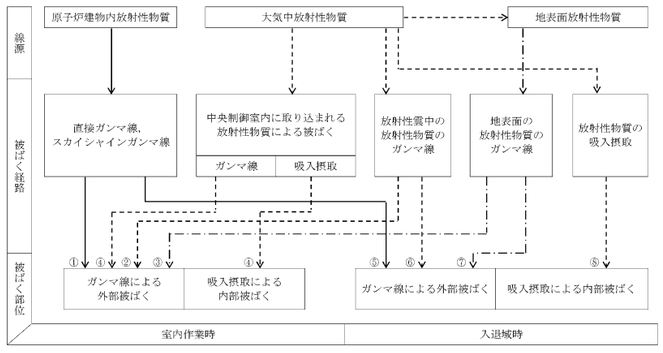


図１　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

中央制御室内	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

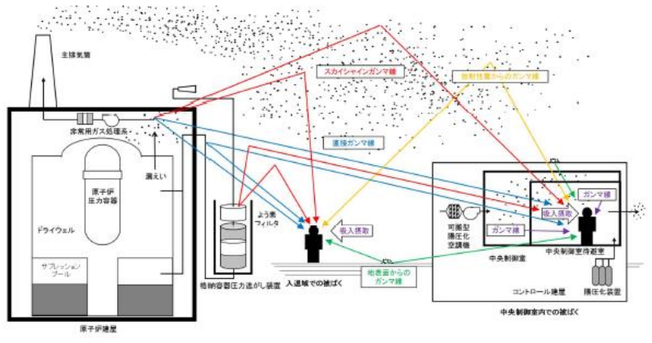


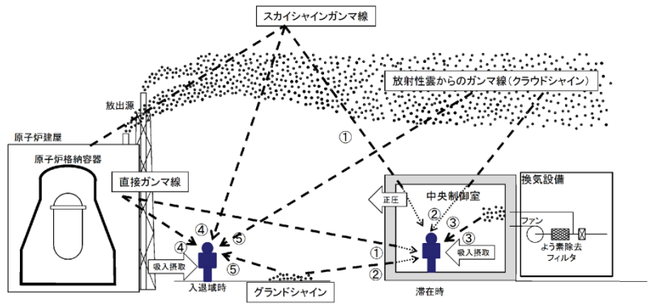
図２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

東海第二発電所（2018.9.18 版）

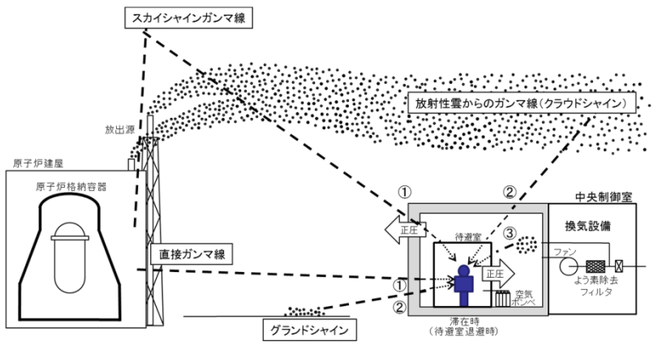
第６－５表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく）
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく （クラウドシャイン、グランドシャイン及びよう素フィルタからのガンマ線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく）

（1）閉回路循環運転時



（2）　待機室待機時



島根原子力発電所　２号炉

室内作業時	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 （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウドシャインによる外部被ばく）
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく （グランドシャインによる外部被ばく）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域時	⑤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 （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウドシャインによる外部被ばく）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく （グランドシャインによる外部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく （吸入摂取による内部被ばく）

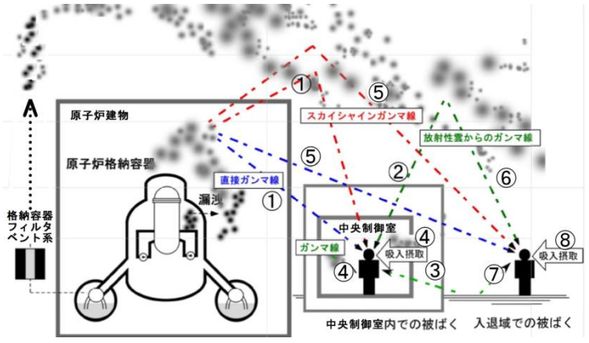
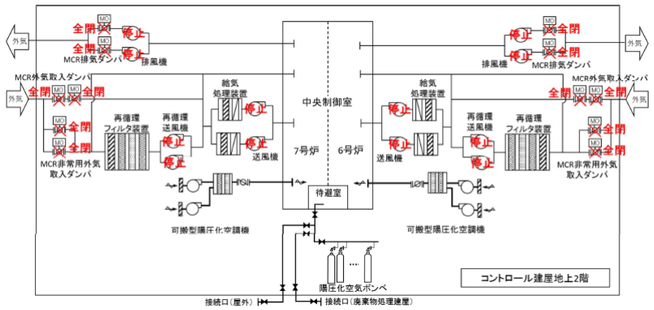
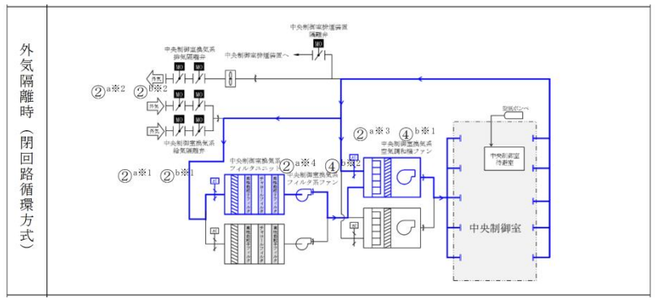
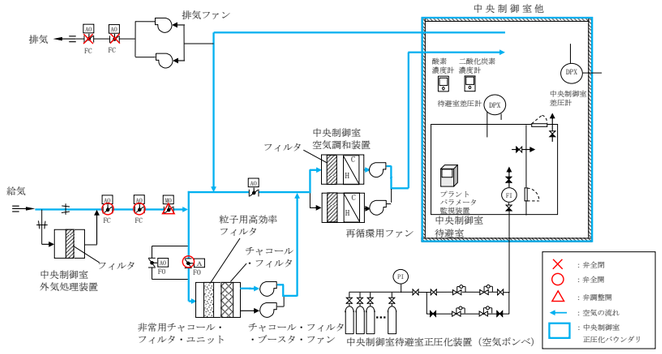
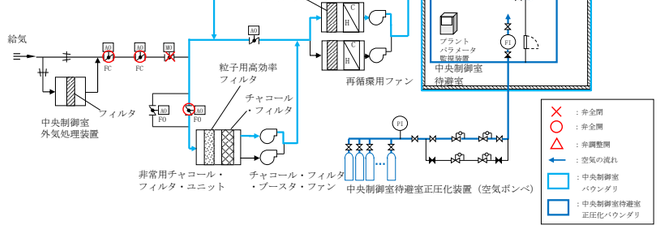


図２ 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ①の相違
図３　６号及び７号炉中央制御室換気空調設備の概要図	第5.1.3－2図　中央制御室換気系系統構成	図３（１／２）　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後）））	
			
		図３（２／２）　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過中）））	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

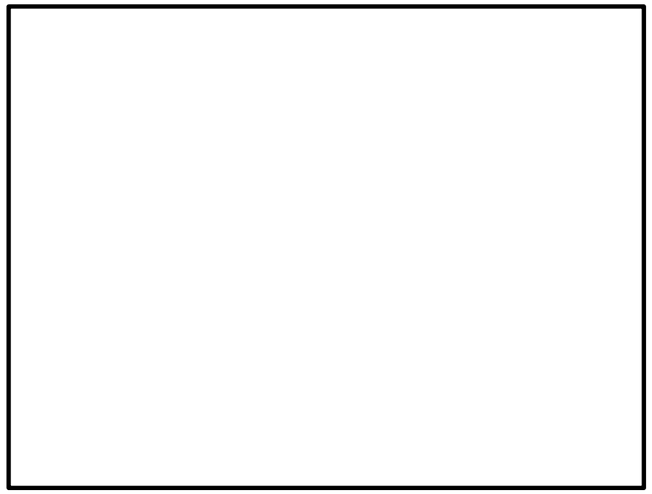
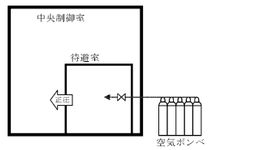


図 4　中央制御室待避室の設置場所

図 5　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート



炉心の著しい損傷が発生した場合【格納容器ベント実施中】
（空気ボンベ加圧）

※ 格納容器ベント実施後，中央制御室内の線量が下がるまでは，中央制御室内の待避室に滞在するものとし，待避室内を空気ボンベにより加圧する。



第 5.1.3－3 図　待避室の概要図及び設置場所

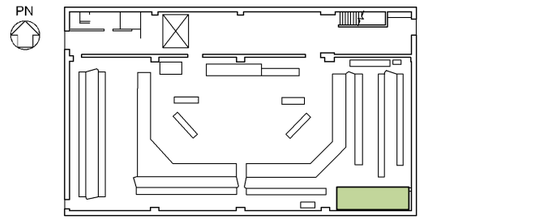


図 4　中央制御室待避室の設置場所

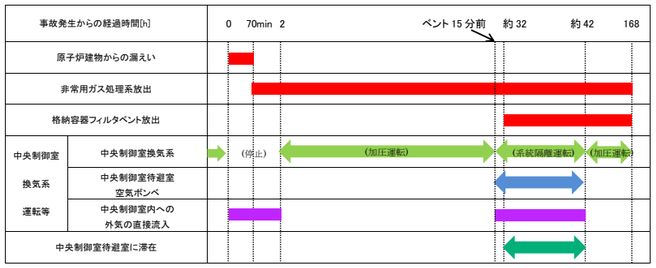


図 5 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
・設備・運用の相違
【柏崎 6/7】

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表　〔59 条補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について（添付資料）〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

添付資料 2　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件（1/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	6 号及び 7 号炉	運転号炉を想定。号炉ごとに評価し被ばく線量を足し合わせた。	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定（添付資料 2 2-2,2-22 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価(参2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h （平均燃焼度：約 30GWd/t）	1 サイクル 13 ヶ月(395 日)を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

東海第二発電所（2018.9.18 版）

添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(1/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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量を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定（添付 2 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合，格納容器破損防止対策が有効に働くため，格納容器は健全である）のソースターム解析を基に，大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	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 ヵ月（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	—

島根原子力発電所　２号炉

添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（1/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	2 号炉	運転号炉を想定	―
評価事象	大破断ＬＯＣＡ 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定（添付資料 2,18 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価(参2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10,000h（約 416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定（ABWR の値を用いて，炉内内蔵量を計算し，熱出力 3,926MW で規格化）	—

備考

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】

・熱出力の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
設計の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件（2/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお，放射性物質は，MAAP 解析に基づき事故発生約 20 分後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約 38 時間後 原子炉建屋原子炉区域漏えい： 事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 40 分後	原子炉格納容器漏えい： MAAP 解析に基づく 格納容器ベント： MAAP 解析に基づく 原子炉建屋原子炉区域漏えい： 原子炉建屋原子炉区域の負圧が解消する時刻 非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間を参照 （添付資料２　2-6 参照）	4.3(4)ａ．放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は 4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内 pH 制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない （考慮した場合の結果は，添付資料２　2-19 を参照）	—
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため，R.G.1.195 に基づき設定	4.3(1)ａ．原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。 MAAP 解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日， 1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pd で 0.4%/日）及び，AEC 式に基づき設定	4.3(3)ｅ．原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(2/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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 （核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（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）），上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したＡＢＷＲのサイクル末期※1の値を使用）	4.3.(1)a．希ガス類，ヨウ素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類及び La 類を考慮する。
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 19 時間後	ＭＡＡＰ解析結果	4.3.(4)a．放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水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※2に基づき設定	4.3(1) a．原子炉格納容器への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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（添付３参照）	4.3(3)ｅ．原子炉格納容器漏えい率は，4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
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 上記以外の期間：0.5%／日	原子炉格納容器の設計漏えい率及び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）（添付３参照）	

島根原子力発電所　２号炉

表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（2/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお，放射性物質は，ＭＡＡＰ解析に基づき事故発生約 5 分後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約 32 時間後 原子炉建物原子炉棟からの漏えい： 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 70 分後	原子炉格納容器漏えい： ＭＡＡＰ解析に基づく 格納容器ベント： ＭＡＡＰ解析に基づく 原子炉建物原子炉棟からの漏えい：原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されるまでの時刻 非常用ガス処理系による放出： 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間を参照 （添付資料　6 参照）	4.3(4)ａ．放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	格納容器内 pH 制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない	—
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため，R.G.1.195 に基づき設定	4.3(1)a．原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建物への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。 ＭＡＡＰ解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日， 1Pd～　：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積	格納容器の設計漏えい率（0.5%/日）及び，ＡＥＣ式に基づき設定	4.3(3)ｅ．原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建物への漏えい率（無機よう素）	漏えい率を格納容器圧力に応じ設定。 【漏えい率】 0.9Pd以下：0.5%/日 0.9Pd～　：1.3%/日	格納容器の設計漏えい率及びＡＥＣの式に基づき設定（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）	4.3(3)ｅ．原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

備考

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，表 1-2 に記載

・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，事故発生から 70 分で負圧確保

・漏えい率の相違
【柏崎 6/7】
設計の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件（3/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・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 上記を MAAP 解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4.3(3)c．原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d．原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器等への無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}[1/s] （上限 DF=200）	CSE実験に基づき設定 （添付資料 2　2-5 参照）	4.3(3)d．原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
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係数	無機よう素：10	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定	—
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：1	—	—
	無機よう素：1000 粒子状放射性物質：1000	設計値	
よう素フィルタの除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—	—
	有機よう素：50	設計値	

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(3/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	—
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（添付 4 参照）	4.3(3)c．原子炉格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d．原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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※3 に基づき設定 （添付 5 参照）	4.3(3)d．原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッション・プールのスクラビングによる除去効果：10	Standard Review Plan 6.5.5※4 に基づき設定 （添付 6 参照）	—

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(6/6)

格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル：1,000	設計値に基づき設定	—

島根原子力発電所　２号炉

表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（3/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス：1 粒子状物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1	粒子状物質に対して，格納容器の漏えい孔における捕集効果を考慮※1	—
格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・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 上記をＭＡＡＰ解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4.3(3)c．原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d．原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
格納容器等への無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4}[1/s] （上限 DF=200）	CSE 実験に基づき設定 （添付資料　5 参照）	4.3(3)d．原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
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係数	無機よう素：5	ＮＵＲＥＧ-0800 Standard Review Plan6.5.5 にに基づき設定	—
格納容器フィルタベント系での除去係数	希ガス：1 有機よう素：50	設計値	—
	無機よう素：100 粒子状放射性物質：1,000		

※1　「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」東北電力株式会社，東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ株式会社，中部電力株式会社，北陸電力株式会社，中国電力株式会社，日本原子力発電株式会社，電源開発株式会社，　2019 年 12 月

備考

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，最確条件として格納容器漏えい孔における捕集効果等を考慮

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，MARK-Ⅰの除去係数を適用

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
設計の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件（4/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.2×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 2.6×10^{-6} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ba 類：約 2.1×10^{-7} Ru 類：約 2.6×10^{-8} La 類：約 2.1×10^{-9} Ce 類：約 5.2×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定（ 添付資料２ 2-3 参照） よう素類については，よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継 続時間は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 1.4×10^{-2} よう素類：約 6.6×10^{-4} Cs 類：約 2.8×10^{-5} Te 類：約 5.6×10^{-6} Ba 類：約 2.3×10^{-6} Ru 類：約 2.8×10^{-7} La 類：約 2.3×10^{-8} Ce 類：約 5.6×10^{-8} 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.1×10^{-2} よう素類：約 3.7×10^{-3} Cs 類：約 2.7×10^{-5} Te 類：約 5.4×10^{-6} Ba 類：約 2.2×10^{-6} Ru 類：約 2.7×10^{-7} La 類：約 2.2×10^{-8} Ce 類：約 5.4×10^{-8}	同上	同上

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(6/6)

格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類　：約 9.5×10^{-1} Ｃｓ Ｉ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}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見に基づき設定(添付７参照)	—

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(4/6)

原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類　：約 4.3×10^{-3} Ｃｓ Ｉ類　：約 6.2×10^{-5} ＣｓＯＨ類　：約 3.1×10^{-5} Ｓｂ類　：約 6.7×10^{-6} TeO_2類　：約 6.7×10^{-6} ＳｒＯ類　：約 2.7×10^{-6} ＢａＯ類　：約 2.7×10^{-6} MoO_2類　：約 3.4×10^{-7} CeO_2類　：約 6.7×10^{-8} La_2O_3類　：約 2.7×10^{-8}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465※５の知見に基づき設定（添付７参照）	—

島根原子力発電所　２号炉

表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（4/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.0×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 6.8×10^{-6} Te 類：約 1.4×10^{-6} Ba 類：約 5.4×10^{-7} Ru 類：約 6.8×10^{-8} La 類：約 5.4×10^{-9} Ce 類：約 1.4×10^{-8}	ＭＡＡＰ 解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見に基づき設定（ 添付資料３参照） よう素類については，よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定
格納容器から原子炉建物への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 4.2×10^{-3} よう素類：約 2.8×10^{-4} Cs 類：約 4.2×10^{-6} Te 類：約 8.5×10^{-7} Ba 類：約 3.4×10^{-7} Ru 類：約 4.2×10^{-8} La 類：約 3.4×10^{-9} Ce 類：約 8.5×10^{-9} 残留熱代替除去系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 2.7×10^{-2} よう素類：約 1.3×10^{-3} Cs 類：約 3.3×10^{-6} Te 類：約 6.5×10^{-7} Ba 類：約 2.6×10^{-7} Ru 類：約 3.3×10^{-8} La 類：約 2.6×10^{-9} Ce 類：約 6.5×10^{-9}	同上	同上

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-1　大気中への放出放射能量評価条件（5/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋原子炉区域の換気率	・原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 [redacted] により屋外に放出（ただし，原子炉建屋原子炉区域内 [redacted] の放射性物質濃度変化は換気率 0.5[回/日]を用いて評価）	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉区域内に放射性物質が保持されないものとした。非常用ガス処理系により負圧維持している期間は保守的に非常用ガス処理系の定格風量を基に設定。	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 30 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排風機風量	2000m³/h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建屋原子炉区域負圧達成時間	事故発生から 40 分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋原子炉区域の設計気密度を基に評価し設定（添付資料2　2-6を参照）	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3.判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(4/6)

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	—

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(5/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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）	4.3(3)a．非常用ガス処理系（ＢＷＲ）又はアニュラス空気浄化設備（ＰＷＲ）の作動については，4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
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	4.3(3)b．ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
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	—

第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件(6/6)

評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3.（解釈抜粋）第 74 条（原子炉制御室）1 b）④判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

島根原子力発電所　２号炉

表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（5/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建物原子炉棟の換気率	・原子炉建物原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建物原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系の定格風量 4,400m³/h による換気率 1 回/日により屋外に放出	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建物原子炉棟に放射性物質が保持されないものとした。非常用ガス処理系により負圧維持している期間は保守的に非常用ガス処理系の定格風量を基に設定。	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排気ファン風量	4,400m³/h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間	事故発生から 70 分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建物原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定（添付資料　6を参照）	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3.判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で100mSv を超えないこと。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・設備及び運用の相違
【東海第二】
島根 2 号炉は，SGT 起動から原子炉建物原子炉棟負圧確保までの所要時間を考慮して設定

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根 2 号炉の SGT 設計値を使用

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根 2 号炉は，事故発生から 70 分後に原子炉建物原子炉棟の負圧を確保

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　東海第二発電所（ＢＷＲ５）に比べて炉心比出力が大きく，単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するＡＢＷＲの値を使用。 ※2　Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003 ※3　Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, December 2005 ※4　Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007 ※5　NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-2　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 ［Bq］（gross 値）	放出放射能量［Bq］（gross 値）（単一号炉）
		原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

表 2-1-3　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（格納容器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）（単一号炉）	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^{9}	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^{9}	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^{9}	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^{8}	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^{8}	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^{7}	約 8.8×10^{11}

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－2 表　大気中への放出放射能量評価結果（7 日積算）

核種グループ	放出放射能[Bq]（gross 値）※1		
	原子炉建屋から大気中へ放出	格納容器圧力逃がし装置を経由した放出	合計
希ガス類	約 3.6×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 2.8×10^{15}	約 7.3×10^{15}	約 1.0×10^{16}
ＣｓＯＨ類	約 3.8×10^{13}	約 5.0×10^{8}	約 3.8×10^{13}
Ｓｂ類	約 4.5×10^{12}	約 2.6×10^{7}	約 4.5×10^{12}
TeO_2類	約 3.7×10^{13}	約 4.4×10^{8}	約 3.7×10^{13}
ＳｒＯ類	約 2.0×10^{13}	約 1.7×10^{8}	約 2.0×10^{13}
ＢａＯ類	約 2.0×10^{13}	約 2.1×10^{8}	約 2.0×10^{13}
MoO_2類	約 6.9×10^{12}	約 8.4×10^{7}	約 6.9×10^{12}
CeO_2類	約 4.3×10^{12}	約 5.4×10^{7}	約 4.3×10^{12}
La_2O_3類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^{7}	約 1.2×10^{12}

島根原子力発電所　２号炉

表 1-2 大気中への放出放射能量（７日間積算値）
（残留熱代替除去系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 ［Bq］（gross 値）	放出放射能量［Bq］（gross 値）
		原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 8.8×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 2.7×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 2.8×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.7×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.8×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.0×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.7×10^{10}

表 1-3 大気中への放出放射能量（７日間積算値）
（格納容器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	原子炉建物からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
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}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 4.4×10^{9}	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 3.8×10^{9}	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^{8}	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^{8}	約 3.4×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^{8}	約 9.1×10^{10}

備考

・評価対象及び評価結果の相違
【東海第二】
島根２号炉は，残留熱代替除去系を用いて事象収束したケースの評価を記載

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-4　大気拡散評価条件（1/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a．放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における１年間の気象データ（1985 年 10 月～1986 年 9 月）（地上約 10m）	建屋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10m）の気象データを使用。審査ガイドに示された通り，発電所において観測された1年間の気象データを使用（添付資料2　2-7を参照）	4.2(2)a．風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全放出源：1 時間	保守的に 1 時間と設定	4.2(2)c．相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	【6 号炉】 ・6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上 40.4m ・6 号炉原子炉建屋中心：地上 0m ・6 号炉主排気筒：地上 73m 【7 号炉】 ・7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上 39.7m ・7 号炉原子炉建屋中心：地上 0m ・7 号炉主排気筒：地上 73m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし，放出エネルギーによる影響は未考慮	4.3(4)b．放出源高さは、4.1（2）a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－3 表　大気拡散評価条件(1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイド及び被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.2(2)a．放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	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）（地上風を代表する観測点（地上高 10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上高 10m）の気象データを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 年間の気象資料を使用	4.2.(2)a．風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全核種：1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（添付 18 参照）	4.2.(2)c．相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。

第 1－3 表　大気拡散評価条件(2/5)

放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m），格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定	4.3.(4)b．放出源高さは，4.1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，放出エネルギーを考慮してもよい。

島根原子力発電所　２号炉

表 1-4 大気拡散評価条件（1/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a．放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	島根原子力発電所における 1 年間の気象データ（2009 年 1 月～2009 年 12 月）（地上約 20m）	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通り，発電所において観測された1年間の気象データを使用（添付資料　7 を参照）	4.2(2)a．風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	【格納容器フィルタベント系排気管】 1 時間 【原子炉建物中心】 1 時間 【非常用ガス処理系排気管】 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中心からの放出については保守的に 1 時間と設定。非常用ガス処理系排気管からの放出は，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。	4.2(2)c．相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	【格納容器フィルタベント系排気管】 地上 50m 【原子炉建物中心】 地上 0m 【非常用ガス処理系排気管】 地上 110m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし，放出エネルギーによる影響は未考慮	4.3(4)b．放出源高さは、4.1（2）a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

備考

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価条件の相違
島根２号炉は，気象指針に基づき，実効放出継続時間を設定（全放出量／最大放出率）

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の放出位置を記載

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-4　大気拡散評価条件（2/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から 累積して 97%	審査ガイドに示されたとおり設定 （添付資料２　2-8 を参照）	4.2(2)c．評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	全放出源：考慮する	放出源から近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを 生じる代表建屋	6 号炉原子炉建屋及び 7 号炉原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2(2)b．巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度 の評価点	【中央制御室滞在時】 中央制御室中心 【入退城時】 コントロール建屋入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b.3）i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－3 表　大気拡散評価条件(2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)c．評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	原子炉建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口放出は放出源から近距離の建屋（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	4.2.(2)a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

第 1－3 表　大気拡散評価条件(3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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	4.2.(2)b．巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退城時】 建屋出入口	【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定 【入退城時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定	【中央制御室内】 4.2.(2)b．屋上面を代表とする場合，例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退城時】 7.5.1(5)a）管理区域の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15 分間滞在するとする。（被ばく評価手法（内規）） なお，審査ガイドには入退城時の評価点について，記載なし。

島根原子力発電所　２号炉

表 1-4 大気拡散評価条件（2/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から 累積して 97%	審査ガイドに示されたとおり設定 （添付資料　8 を参照）	4.2(2)c．評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建物巻き込み	全放出源：考慮する	放出源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	4.2(2)a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを 生じる代表建物	２号炉原子炉建物 及び ２号炉タービン建物	巻き込みの影響が最も大きい建物として設定	4.2(2)b．巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度 の評価点	【中央制御室滞在時】 中央制御室中心 中央制御室換気系給気口 【入退城時】 ２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b.3）i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

備考

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉では，放射性物質の取り込みの評価において，吸気口における濃度を使用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-4　大気拡散評価条件（3/4）

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室滞在時	【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号炉：6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号炉：8 方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E) 【原子炉建屋中心】 6 号炉：6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号炉：9 方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE) 【主排気筒】 6 号炉：6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号炉：9 方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付資料 2　2-8 を参照）	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1 方位のみを対象とするのではなく、図5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	【格納容器圧力逃がし装置配管】 6 号炉：5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号炉：9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE) 【原子炉建屋中心】 6 号炉：5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号炉：9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E) 【主排気筒】 6 号炉：5 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7 号炉：9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)		

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－3 表　大気拡散評価条件(4/5)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室内滞在時	9 方位 建屋放出： S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出： SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE 1 方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付 8 参照）	4.2.(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく，図 5 に示すように，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	9 方位 建屋放出： S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出： SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE 1 方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W		

島根原子力発電所　２号炉

表 1-4 大気拡散評価条件（3/4）

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室滞在時	・評価点：中央制御室中心 【格納容器フィルタベント系排気管】 6 方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE) 【原子炉建物中心】 6 方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE) 【非常用ガス処理系排気管】 9 方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付資料　8 を参照）	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1 方位のみを対象とするのではなく、図5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
		・評価点：中央制御室換気系給気口 【格納容器フィルタベント系排気管】 7 方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE) 【原子炉建物中心】 7 方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE) 【非常用ガス処理系排気管】 9 方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW)		
	入退域時	【格納容器フィルタベント系排気管】 9 方位 (SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) 【原子炉建物中心】 9 方位 (SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) 【非常用ガス処理系排気管】 3 方位 (SSE, S, SSW)		

備考

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根の気象を用いて評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-4　大気拡散評価条件（4/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	1931m²	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	4.2(2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2	「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）」に示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は、「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）」による。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－3 表　大気拡散評価条件(5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	原子炉建屋の投影断面積：3,000m²	原子炉建屋の投影断面積	4.2.(2)b.風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1／2	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	5.1.1(2)形状係数の値は，特に根拠が示されるもののほかは原則として 1／2 を用いる（被ばく評価手法（内規）） なお，審査ガイドには形状係数について，記載なし。

島根原子力発電所　２号炉

表 1-4 大気拡散評価条件（4/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建物投影面積	２号炉原子炉建物：2,600m² （原子炉建物，格納容器フィルタベント系排気管放出時） ２号炉タービン建物：2,100m² （非常用ガス処理系排気管放出時）	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	4.2(2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2	「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）」に示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は、「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）」による。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の設備に応じた投影面積を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-5　相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）

放出源及び放出源高さ※	評価点	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 40.4m）	中央制御室中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 39.7m）	中央制御室中心	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール建屋入口	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール建屋入口	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール建屋入口	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－4 表　相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点		相対濃度 χ／Q（s／m³）	相対線量 D／Q（Gy／Bq）
室内作業時	中央制御室中心	建屋放出	約 8.3×10^{-4}	約 2.9×10^{-18}
		非常用ｶﾞｽ処理系放出	約 3.0×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
		格納容器圧力逃がし装置放出	約 3.7×10^{-4}	約 8.8×10^{-19}
入退域時	建屋出入口	建屋放出	約 8.2×10^{-4}	約 2.9×10^{-18}
		非常用ｶﾞｽ処理系放出	約 3.0×10^{-6}	約 9.0×10^{-20}
		格納容器圧力逃がし装置放出	約 3.7×10^{-4}	約 9.4×10^{-19}

（添付 8 参照）

島根原子力発電所　２号炉

表 1-5　相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）

放出源及び放出源高さ※	評価点	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	中央制御室中心	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物中心（地上 0m）	中央制御室中心	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
非常用ガス処理系排気管（地上 110m）	中央制御室中心	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根の気象を用いて評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表2-1-6　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし，事故後1日ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり （評価点高さ） スカイシャインガンマ線：天井面高さ 直接ガンマ線：床面上 1.5m	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（コンクリート厚の施工誤差の影響については，添付資料２　2-21 を参照）	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	評価点		中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定	－
評価コード	直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード，G33-GP2R コード （参考） 【格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： QAD-CGGP2R コード，G33-GP2R コード	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R コードは三次元形状を，スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ一次元，三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R コード，ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ許認可での使用実績がある。	－

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－5 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(1/3)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源条件	格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ放出される放射性物質	「第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件」を参照	「第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件」を参照	4.3(5)a. a. 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	格納容器内線源強度分布	格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後７日間の積算線源強度を計算する。
	7 日間	審査ガイドに示す７日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3.（解釈抜粋）第７４条（原子炉制御室）１ b）④判断基準は，運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。	7 日間
計算モデル条件	遮蔽厚さ	第1－2図のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。

第 1－5 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価：QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価：ANISN G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を，スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元及び三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R，ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	4.1②実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。

第 1－5 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価点	第 1－2 図のとおり	中央制御室内滞在時の評価は線量が最大となる位置とする。 入退域時の評価は建屋入口の高さ 2m を選定。	—
遮蔽厚さ	第 1－2 図のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。
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	－

島根原子力発電所　２号炉

表 1-6 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の評価条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	原子炉建物内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし，事故後直交代ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建物遮蔽厚さ	図 1-1 のとおり （評価点高さ） 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線：中央制御室天井面高さ	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）だけ薄くした値を適用する	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	評価点		中心点より線源となる建物に近い壁側を選定	－
評価コード	直接ガンマ線：ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ コード スカイシャインガンマ線： ＡＮＩＳＮ コード，Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ コード	直接ガンマ線の線量評価に用いるＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ コードは三次元形状を，スカイシャインガンマ線の線量評価に用いるＡＮＩＳＮ コード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードはそれぞれ一次元，三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は線源条件，遮蔽体条件であり，これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価に適用可能である。ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ コード，ＡＮＩＳＮ コード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒ コードはそれぞれ許認可での使用実績がある。	－

備考

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している
島根２号炉の直接線は，線量が最大となる天井面で評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-1-7　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度(1/2)（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

エネルギー(MeV)		積算線源強度（photons）（単一号炉当たり）※1						
下限	上限（代表エネルギー）	24 時間後時点	48 時間後時点	72 時間後時点	96 時間後時点	120 時間後時点	144 時間後時点	168 時間後時点
—	1.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.2×10^{19}	1.5×10^{20}	3.7×10^{20}	6.7×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.1×10^{20}	2.9×10^{21}	7.7×10^{21}	1.5×10^{22}	2.4×10^{22}	3.4×10^{22}	4.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{19}	5.0×10^{19}	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	2.4×10^{19}	3.3×10^{19}	4.3×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{19}	3.3×10^{19}	6.6×10^{19}	1.1×10^{19}	1.6×10^{19}	2.2×10^{19}	2.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.4×10^{19}	4.3×10^{20}	1.1×10^{21}	2.2×10^{21}	3.5×10^{21}	5.0×10^{21}	6.7×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.7×10^{20}	2.1×10^{21}	5.7×10^{21}	1.1×10^{22}	1.8×10^{22}	2.5×10^{22}	3.4×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{19}	2.9×10^{19}	4.8×10^{19}	7.0×10^{19}	9.5×10^{19}	1.2×10^{20}	1.5×10^{20}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.2×10^{20}	3.2×10^{20}	4.4×10^{20}	5.0×10^{20}	5.4×10^{20}	5.8×10^{20}	6.1×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.0×10^{21}	1.1×10^{21}	1.2×10^{21}	1.2×10^{21}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.6×10^{19}	1.2×10^{20}	2.6×10^{20}	4.7×10^{20}	7.2×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	5.9×10^{19}	1.3×10^{20}	2.3×10^{20}	3.6×10^{20}	5.1×10^{20}	6.8×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.3×10^{20}	1.6×10^{20}	1.8×10^{20}	2.0×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.1×10^{17}	2.2×10^{18}	3.4×10^{18}	4.4×10^{18}	5.3×10^{18}	6.0×10^{18}	6.7×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.6×10^{19}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.7×10^{20}	3.0×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.6×10^{19}	1.1×10^{20}	1.7×10^{20}	2.2×10^{20}	2.6×10^{20}	3.0×10^{20}	3.4×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	3.8×10^{19}	5.0×10^{19}	6.0×10^{19}	6.9×10^{19}	7.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	7.6×10^{19}	9.9×10^{19}	1.2×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.9×10^{19}	4.5×10^{19}	4.9×10^{19}	5.2×10^{19}	5.4×10^{19}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	6.4×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.6×10^{18}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.4×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.5×10^{18}	4.7×10^{18}	4.8×10^{18}	4.9×10^{18}	4.9×10^{18}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	7.2×10^{18}	9.0×10^{18}	9.6×10^{18}	9.9×10^{18}	1.0×10^{19}	1.0×10^{19}	1.1×10^{19}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	5.5×10^{17}	5.6×10^{17}	5.7×10^{17}	5.8×10^{17}	5.9×10^{17}	5.9×10^{17}	6.0×10^{17}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	1.6×10^{4}	3.4×10^{4}	5.2×10^{4}	7.0×10^{4}	8.7×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	1.6×10^{4}	3.4×10^{4}	5.2×10^{4}	7.0×10^{4}	8.7×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	1.6×10^{4}	3.4×10^{4}	5.2×10^{4}	7.0×10^{4}	8.7×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	1.6×10^{4}	3.4×10^{4}	5.2×10^{4}	7.0×10^{4}	8.7×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	1.9×10^{5}	3.9×10^{5}	5.9×10^{5}	8.0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	1.9×10^{5}	3.9×10^{5}	5.9×10^{5}	8.0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	1.9×10^{5}	3.9×10^{5}	5.9×10^{5}	8.0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	1.9×10^{5}	3.9×10^{5}	5.9×10^{5}	8.0×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.4×10^{6}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	5.7×10^{4}	1.2×10^{5}	1.8×10^{5}	2.5×10^{5}	3.1×10^{5}	3.7×10^{5}	4.3×10^{5}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	2.8×10^{4}	6.0×10^{4}	9.1×10^{4}	1.2×10^{5}	1.5×10^{5}	1.9×10^{5}	2.2×10^{5}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}

※1　有効数字３桁目を四捨五入した値

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建物内の積算線源強度(1/2)（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）

エネルギ(MeV)	積算線源強度(photons)						
	24 時間後時点	48 時間後時点	72 時間後時点	96 時間後時点	120 時間後時点	144 時間後時点	168 時間後時点
0.01	5.6×10^{18}	2.1×10^{19}	4.2×10^{19}	6.2×10^{19}	8.0×10^{19}	9.5×10^{19}	1.1×10^{20}
0.02	6.2×10^{18}	2.4×10^{19}	4.7×10^{19}	6.9×10^{19}	8.9×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}
0.03	7.2×10^{18}	2.7×10^{19}	5.2×10^{19}	7.5×10^{19}	9.4×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}
0.045	1.0×10^{20}	4.8×10^{20}	1.0×10^{21}	1.5×10^{21}	2.0×10^{21}	2.4×10^{21}	2.7×10^{21}
0.06	3.5×10^{17}	1.0×10^{18}	1.7×10^{18}	2.2×10^{18}	2.7×10^{18}	3.1×10^{18}	3.4×10^{18}
0.07	2.3×10^{17}	6.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.5×10^{18}	1.8×10^{18}	2.1×10^{18}	2.3×10^{18}
0.075	1.5×10^{19}	7.0×10^{19}	1.5×10^{20}	2.3×10^{20}	3.0×10^{20}	3.6×10^{20}	4.1×10^{20}
0.1	7.3×10^{19}	3.5×10^{20}	7.4×10^{20}	1.1×10^{21}	1.5×10^{21}	1.8×10^{21}	2.0×10^{21}
0.15	2.7×10^{17}	6.8×10^{17}	1.0×10^{18}	1.3×10^{18}	1.6×10^{18}	1.8×10^{18}	2.0×10^{18}
0.2	3.7×10^{19}	9.0×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}
0.3	7.4×10^{19}	1.8×10^{20}	2.2×10^{20}	2.3×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}
0.4	5.8×10^{18}	1.9×10^{19}	3.5×10^{19}	5.2×10^{19}	6.8×10^{19}	8.1×10^{19}	9.4×10^{19}
0.45	2.9×10^{18}	9.4×10^{18}	1.8×10^{19}	2.6×10^{19}	3.4×10^{19}	4.1×10^{19}	4.7×10^{19}
0.51	9.0×10^{18}	2.5×10^{19}	4.0×10^{19}	5.3×10^{19}	6.3×10^{19}	7.1×10^{19}	7.7×10^{19}
0.512	3.0×10^{17}	8.2×10^{17}	1.3×10^{18}	1.8×10^{18}	2.1×10^{18}	2.4×10^{18}	2.6×10^{18}
0.6	1.3×10^{19}	3.6×10^{19}	5.9×10^{19}	7.8×10^{19}	9.3×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}
0.7	1.5×10^{19}	4.1×10^{19}	6.7×10^{19}	8.8×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.3×10^{20}
0.8	4.8×10^{18}	1.5×10^{19}	2.6×10^{19}	3.7×10^{19}	4.5×10^{19}	5.2×10^{19}	5.7×10^{19}
1.0	9.5×10^{18}	3.0×10^{19}	5.3×10^{19}	7.3×10^{19}	9.0×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}
1.33	4.3×10^{18}	9.3×10^{18}	1.4×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.5×10^{19}	2.7×10^{19}
1.34	1.3×10^{17}	2.8×10^{17}	4.4×10^{17}	5.7×10^{17}	6.8×10^{17}	7.6×10^{17}	8.3×10^{17}
1.5	2.1×10^{18}	4.5×10^{18}	7.0×10^{18}	9.2×10^{18}	1.1×10^{19}	1.2×10^{19}	1.3×10^{19}
1.66	6.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.1×10^{18}	1.3×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.7×10^{18}
2.0	1.3×10^{18}	1.9×10^{18}	2.4×10^{18}	2.8×10^{18}	3.1×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}
2.5	3.4×10^{18}	4.0×10^{18}	4.5×10^{18}	5.0×10^{18}	5.4×10^{18}	5.7×10^{18}	6.0×10^{18}
3.0	1.3×10^{17}	1.4×10^{17}	1.5×10^{17}	1.6×10^{17}	1.7×10^{17}	1.8×10^{17}	1.9×10^{17}
3.5	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}
4.0	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}
4.5	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
5.0	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
5.5	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
6.0	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
6.5	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
7.0	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
7.5	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
8.0	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
10.0	1.9×10^{3}	2.8×10^{3}	3.1×10^{3}	3.2×10^{3}	3.3×10^{3}	3.3×10^{3}	3.3×10^{3}
12.0	9.6×10^{2}	1.4×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}
14.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}

・評価対象及び構成の相違

【東海第二】

島根２号炉は，RHARで収束する場合も記載

島根２号炉は，24時間ごとの積算線源強度を評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-7　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度(2/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

エネルギー(MeV)		積算線源強度（photons）（単一炉心当たり）※1						
下限	上限（代表エネルギー）	24 時間後時点	48 時間後時点	72 時間後時点	96 時間後時点	120 時間後時点	144 時間後時点	168 時間後時点
－	1.00×10^{-2}	2.7×10^{18}	1.4×10^{19}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{18}	1.4×10^{19}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.1×10^{18}	1.6×10^{19}	2.9×10^{20}	4.0×10^{20}	4.8×10^{20}	5.5×10^{20}	6.1×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.0×10^{18}	3.1×10^{19}	6.0×10^{21}	8.6×10^{21}	1.1×10^{22}	1.3×10^{22}	1.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.2×10^{18}	8.3×10^{18}	1.1×10^{19}	1.3×10^{19}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.5×10^{18}	5.5×10^{18}	7.2×10^{18}	8.6×10^{18}	9.8×10^{18}	1.1×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.3×10^{18}	4.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.3×10^{21}	1.6×10^{21}	1.9×10^{21}	2.2×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.6×10^{20}	2.2×10^{21}	4.5×10^{21}	6.4×10^{21}	8.1×10^{21}	9.6×10^{21}	1.1×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	3.0×10^{18}	4.2×10^{18}	5.1×10^{18}	5.8×10^{18}	6.4×10^{18}	7.0×10^{18}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.1×10^{20}	3.4×10^{20}	4.1×10^{20}	4.3×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.8×10^{20}	8.2×10^{20}	8.6×10^{20}	8.8×10^{20}	9.0×10^{20}	9.1×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.5×10^{18}	1.2×10^{20}	2.2×10^{20}	3.0×10^{20}	3.8×10^{20}	4.5×10^{20}	5.2×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{18}	6.1×10^{18}	1.1×10^{20}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.6×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{18}	6.7×10^{18}	8.6×10^{19}	9.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}	1.1×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.0×10^{17}	2.2×10^{18}	2.9×10^{18}	3.2×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}	3.8×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{18}	9.7×10^{18}	1.3×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.5×10^{18}	1.1×10^{20}	1.4×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.9×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	2.9×10^{19}	3.2×10^{19}	3.4×10^{19}	3.6×10^{19}	3.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	5.9×10^{19}	6.4×10^{19}	6.8×10^{19}	7.2×10^{19}	7.5×10^{19}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.5×10^{19}	3.7×10^{19}	3.7×10^{19}	3.8×10^{19}	3.8×10^{19}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	6.3×10^{17}	9.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.9×10^{19}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	7.1×10^{18}	8.9×10^{18}	9.1×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	5.3×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	1.7×10^{6}	3.5×10^{6}	5.4×10^{6}	7.2×10^{6}	9.0×10^{6}	1.1×10^{7}	1.3×10^{7}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	1.7×10^{6}	3.5×10^{6}	5.4×10^{6}	7.2×10^{6}	9.0×10^{6}	1.1×10^{7}	1.3×10^{7}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	1.7×10^{6}	3.5×10^{6}	5.4×10^{6}	7.2×10^{6}	9.0×10^{6}	1.1×10^{7}	1.3×10^{7}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	1.7×10^{6}	3.5×10^{6}	5.4×10^{6}	7.2×10^{6}	9.0×10^{6}	1.1×10^{7}	1.3×10^{7}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	1.9×10^{5}	4.0×10^{5}	6.1×10^{5}	8.3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	1.9×10^{5}	4.0×10^{5}	6.1×10^{5}	8.3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	1.9×10^{5}	4.0×10^{5}	6.1×10^{5}	8.3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	1.9×10^{5}	4.0×10^{5}	6.1×10^{5}	8.3×10^{5}	1.0×10^{6}	1.2×10^{6}	1.5×10^{6}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	5.9×10^{4}	1.2×10^{5}	1.9×10^{5}	2.5×10^{5}	3.2×10^{5}	3.8×10^{5}	4.5×10^{5}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	2.9×10^{4}	6.2×10^{4}	9.4×10^{4}	1.3×10^{5}	1.6×10^{5}	1.9×10^{5}	2.2×10^{5}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}

※1　有効数字３桁目を四捨五入した値

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－6 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる

エネルギ群別ガンマ線積算線源強度(1/4)

（格納容器ベント実施前）

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 7.8×10^{18}	22	1.5	約 2.4×10^{18}
2	0.02	約 8.7×10^{18}	23	1.66	約 7.5×10^{17}
3	0.03	約 1.0×10^{19}	24	2.0	約 1.6×10^{18}
4	0.045	約 1.4×10^{20}	25	2.5	約 4.6×10^{18}
5	0.06	約 5.3×10^{17}	26	3.0	約 1.3×10^{17}
6	0.07	約 3.6×10^{17}	27	3.5	約 1.5×10^{15}
7	0.075	約 2.0×10^{19}	28	4.0	約 1.5×10^{15}
8	0.1	約 9.9×10^{19}	29	4.5	約 5.0×10^{5}
9	0.15	約 4.6×10^{17}	30	5.0	約 5.0×10^{5}
10	0.2	約 5.6×10^{19}	31	5.5	約 5.0×10^{5}
11	0.3	約 1.1×10^{20}	32	6.0	約 5.0×10^{5}
12	0.4	約 6.6×10^{18}	33	6.5	約 5.7×10^{4}
13	0.45	約 3.3×10^{18}	34	7.0	約 5.7×10^{4}
14	0.51	約 1.1×10^{19}	35	7.5	約 5.7×10^{4}
15	0.512	約 3.7×10^{17}	36	8.0	約 5.7×10^{4}
16	0.6	約 1.6×10^{19}	37	10.0	約 1.8×10^{4}
17	0.7	約 1.8×10^{19}	38	12.0	約 8.8×10^{3}
18	0.8	約 5.4×10^{18}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.1×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 5.0×10^{18}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.5×10^{17}	42	50.0	0.0

島根原子力発電所　２号炉

表 1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建物内の積算線源強度(2/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

エネルギー (MeV)	積算線源強度(photons)						
	24 時間後時点	48 時間後時点	72 時間後時点	96 時間後時点	120 時間後時点	144 時間後時点	168 時間後時点
0.01	5.5×10^{18}	1.9×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}	2.7×10^{19}	2.7×10^{19}	2.7×10^{19}
0.02	6.2×10^{18}	2.1×10^{19}	2.7×10^{19}	2.9×10^{19}	3.0×10^{19}	3.0×10^{19}	3.0×10^{19}
0.03	7.1×10^{18}	2.5×10^{19}	3.1×10^{19}	3.3×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}
0.045	1.0×10^{20}	4.2×10^{20}	5.6×10^{20}	6.0×10^{20}	6.1×10^{20}	6.2×10^{20}	6.2×10^{20}
0.06	3.5×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
0.07	2.3×10^{17}	6.6×10^{17}	7.7×10^{17}	8.1×10^{17}	8.2×10^{17}	8.2×10^{17}	8.2×10^{17}
0.075	1.4×10^{19}	6.1×10^{19}	8.1×10^{19}	8.8×10^{19}	9.0×10^{19}	9.1×10^{19}	9.1×10^{19}
0.1	7.1×10^{19}	3.1×10^{20}	4.1×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.5×10^{20}	4.5×10^{20}
0.15	2.8×10^{17}	6.8×10^{17}	7.9×10^{17}	8.2×10^{17}	8.3×10^{17}	8.4×10^{17}	8.4×10^{17}
0.2	3.6×10^{19}	8.6×10^{19}	9.1×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}
0.3	7.2×10^{19}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}
0.4	6.4×10^{18}	2.0×10^{19}	2.6×10^{19}	2.7×10^{19}	2.8×10^{19}	2.8×10^{19}	2.8×10^{19}
0.45	3.2×10^{18}	1.0×10^{19}	1.3×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}
0.51	9.7×10^{18}	2.7×10^{19}	3.2×10^{19}	3.3×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}
0.512	3.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}
0.6	1.4×10^{19}	3.9×10^{19}	4.7×10^{19}	4.9×10^{19}	4.9×10^{19}	5.0×10^{19}	5.0×10^{19}
0.7	1.6×10^{19}	4.4×10^{19}	5.3×10^{19}	5.5×10^{19}	5.6×10^{19}	5.6×10^{19}	5.6×10^{19}
0.8	5.3×10^{18}	1.6×10^{19}	2.0×10^{19}	2.1×10^{19}	2.1×10^{19}	2.2×10^{19}	2.2×10^{19}
1.0	1.1×10^{19}	3.2×10^{19}	4.0×10^{19}	4.2×10^{19}	4.3×10^{19}	4.3×10^{19}	4.3×10^{19}
1.33	4.6×10^{18}	1.0×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}
1.34	1.4×10^{17}	3.1×10^{17}	3.6×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}
1.5	2.2×10^{18}	5.0×10^{18}	5.8×10^{18}	6.0×10^{18}	6.1×10^{18}	6.1×10^{18}	6.1×10^{18}
1.66	6.4×10^{17}	9.6×10^{17}	1.0×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}
2.0	1.4×10^{18}	2.0×10^{18}	2.2×10^{18}	2.2×10^{18}	2.3×10^{18}	2.3×10^{18}	2.3×10^{18}
2.5	3.4×10^{18}	4.0×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
3.0	1.3×10^{17}	1.4×10^{17}	1.4×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}
3.5	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}
4.0	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}
4.5	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
5.0	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
5.5	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
6.0	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
6.5	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
7.0	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
7.5	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
8.0	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
10.0	2.0×10^{3}	3.0×10^{3}	3.5×10^{3}	3.9×10^{3}	4.1×10^{3}	4.4×10^{3}	4.6×10^{3}
12.0	9.8×10^{2}	1.5×10^{3}	1.8×10^{3}	1.9×10^{3}	2.1×10^{3}	2.2×10^{3}	2.3×10^{3}
14.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}

備考

・評価対象及び構成の相違

【東海第二】

島根２号炉は，RHARで収束する場合も記載

島根２号炉は，24時間ごとの積算線源強度を評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1－6 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
エネルギ群別ガンマ線積算線源強度(2/4)
（格納容器ベント実施時）

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 1.3×10^{19}	22	1.5	約 2.2×10^{18}
2	0.02	約 1.5×10^{19}	23	1.66	約 3.7×10^{17}
3	0.03	約 1.7×10^{19}	24	2.0	約 8.0×10^{17}
4	0.045	約 2.9×10^{20}	25	2.5	約 1.1×10^{18}
5	0.06	約 7.4×10^{17}	26	3.0	約 1.7×10^{16}
6	0.07	約 4.9×10^{17}	27	3.5	約 4.8×10^{12}
7	0.075	約 4.2×10^{19}	28	4.0	約 4.8×10^{12}
8	0.1	約 2.1×10^{20}	29	4.5	約 2.2×10^{5}
9	0.15	約 4.7×10^{17}	30	5.0	約 2.2×10^{5}
10	0.2	約 8.0×10^{19}	31	5.5	約 2.2×10^{5}
11	0.3	約 1.6×10^{20}	32	6.0	約 2.2×10^{5}
12	0.4	約 9.3×10^{18}	33	6.5	約 2.6×10^{4}
13	0.45	約 4.6×10^{18}	34	7.0	約 2.6×10^{4}
14	0.51	約 1.4×10^{19}	35	7.5	約 2.6×10^{4}
15	0.512	約 4.7×10^{17}	36	8.0	約 2.6×10^{4}
16	0.6	約 2.1×10^{19}	37	10.0	約 7.9×10^{3}
17	0.7	約 2.3×10^{19}	38	12.0	約 4.0×10^{3}
18	0.8	約 7.2×10^{18}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.4×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 4.6×10^{18}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.4×10^{17}	42	50.0	0.0

・評価対象及び構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，24時間ごとの積算線源強度を評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1－6 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いるエネルギ群別ガンマ線積算線源強度(3/4) （格納容器ベント実施後）		・評価対象及び構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，RHARで収束する場合も記載 島根２号炉は，24時間ごとの積算線源強度を評価

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 1.6×10^{19}	22	1.5	約 1.9×10^{18}
2	0.02	約 1.8×10^{19}	23	1.66	約 1.9×10^{17}
3	0.03	約 2.0×10^{19}	24	2.0	約 4.1×10^{17}
4	0.045	約 4.0×10^{20}	25	2.5	約 4.1×10^{17}
5	0.06	約 6.1×10^{17}	26	3.0	約 9.4×10^{15}
6	0.07	約 4.1×10^{17}	27	3.5	約 3.5×10^{11}
7	0.075	約 5.9×10^{19}	28	4.0	約 3.5×10^{11}
8	0.1	約 2.9×10^{20}	29	4.5	約 3.6×10^{5}
9	0.15	約 3.8×10^{17}	30	5.0	約 3.6×10^{5}
10	0.2	約 3.5×10^{19}	31	5.5	約 3.6×10^{5}
11	0.3	約 7.1×10^{19}	32	6.0	約 3.6×10^{5}
12	0.4	約 1.1×10^{19}	33	6.5	約 4.1×10^{4}
13	0.45	約 5.7×10^{18}	34	7.0	約 4.1×10^{4}
14	0.51	約 1.2×10^{19}	35	7.5	約 4.1×10^{4}
15	0.512	約 4.1×10^{17}	36	8.0	約 4.1×10^{4}
16	0.6	約 1.8×10^{19}	37	10.0	約 1.3×10^{4}
17	0.7	約 2.1×10^{19}	38	12.0	約 6.3×10^{3}
18	0.8	約 8.3×10^{18}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 1.7×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 3.9×10^{18}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 1.2×10^{17}	42	50.0	0.0

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1－6 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いるエネルギ群別ガンマ線積算線源強度(4/4)

（合計）

群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 3.7×10^{19}	22	1.5	約 6.5×10^{18}
2	0.02	約 4.1×10^{19}	23	1.66	約 1.3×10^{18}
3	0.03	約 4.8×10^{19}	24	2.0	約 2.8×10^{18}
4	0.045	約 8.3×10^{20}	25	2.5	約 6.2×10^{18}
5	0.06	約 1.9×10^{18}	26	3.0	約 1.6×10^{17}
6	0.07	約 1.3×10^{18}	27	3.5	約 1.5×10^{15}
7	0.075	約 1.2×10^{20}	28	4.0	約 1.5×10^{15}
8	0.1	約 6.0×10^{20}	29	4.5	約 1.1×10^{6}
9	0.15	約 1.3×10^{18}	30	5.0	約 1.1×10^{6}
10	0.2	約 1.7×10^{20}	31	5.5	約 1.1×10^{6}
11	0.3	約 3.4×10^{20}	32	6.0	約 1.1×10^{6}
12	0.4	約 2.7×10^{19}	33	6.5	約 1.2×10^{5}
13	0.45	約 1.4×10^{19}	34	7.0	約 1.2×10^{5}
14	0.51	約 3.7×10^{19}	35	7.5	約 1.2×10^{5}
15	0.512	約 1.2×10^{18}	36	8.0	約 1.2×10^{5}
16	0.6	約 5.5×10^{19}	37	10.0	約 3.8×10^{4}
17	0.7	約 6.2×10^{19}	38	12.0	約 1.9×10^{4}
18	0.8	約 2.1×10^{19}	39	14.0	0.0
19	1.0	約 4.2×10^{19}	40	20.0	0.0
20	1.33	約 1.3×10^{19}	41	30.0	0.0
21	1.34	約 4.1×10^{17}	42	50.0	0.0

・評価対象及び構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，RHARで収束する場合も記載
島根２号炉は，24時間ごとの積算線源強度を評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

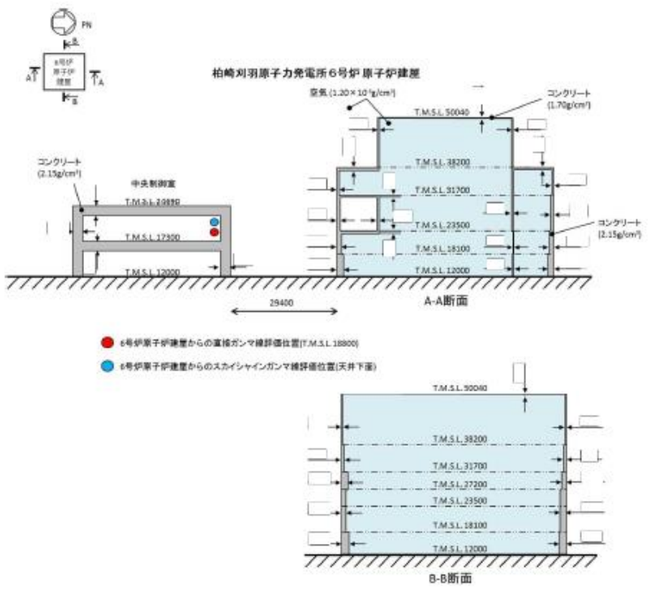
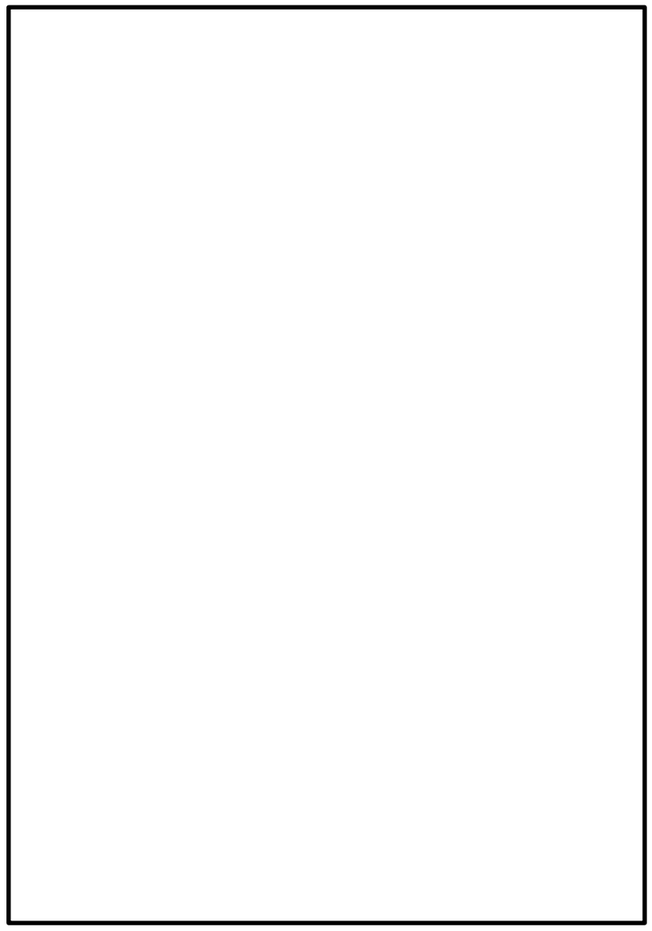
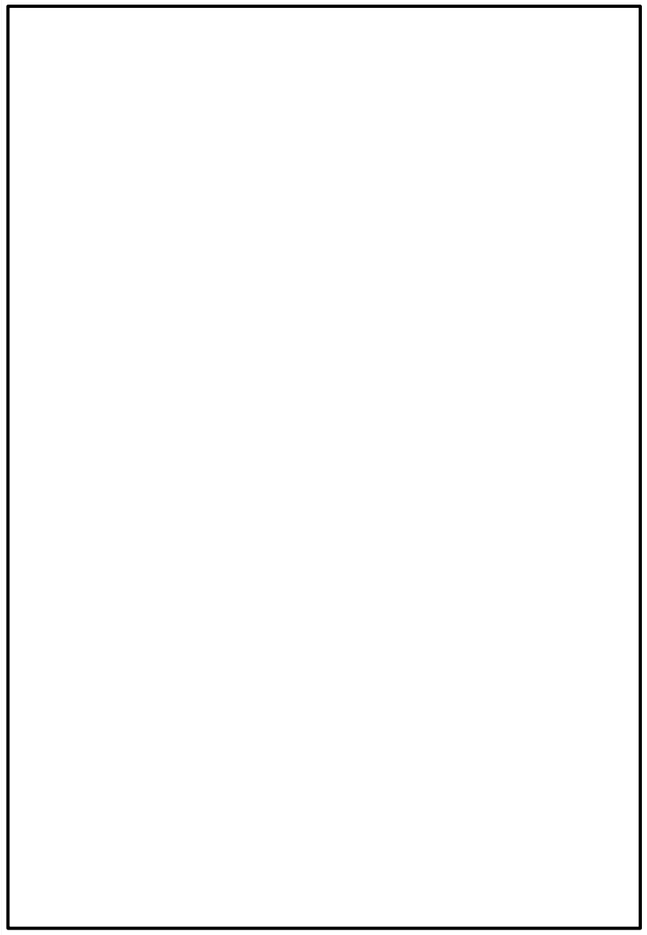
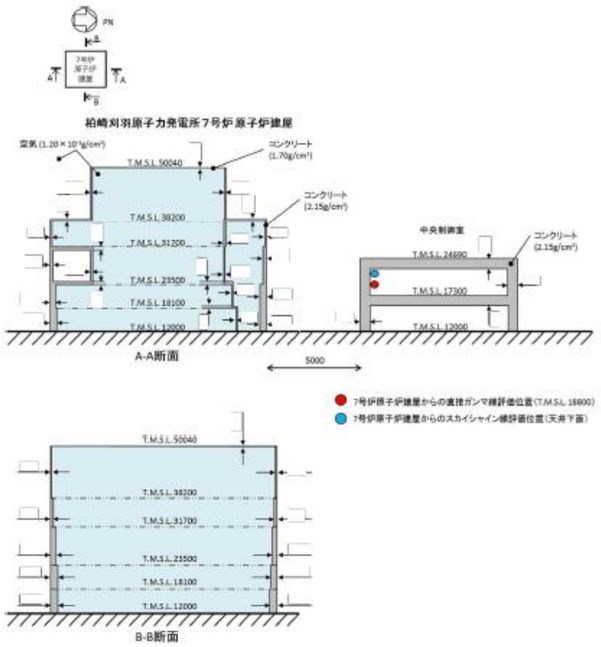
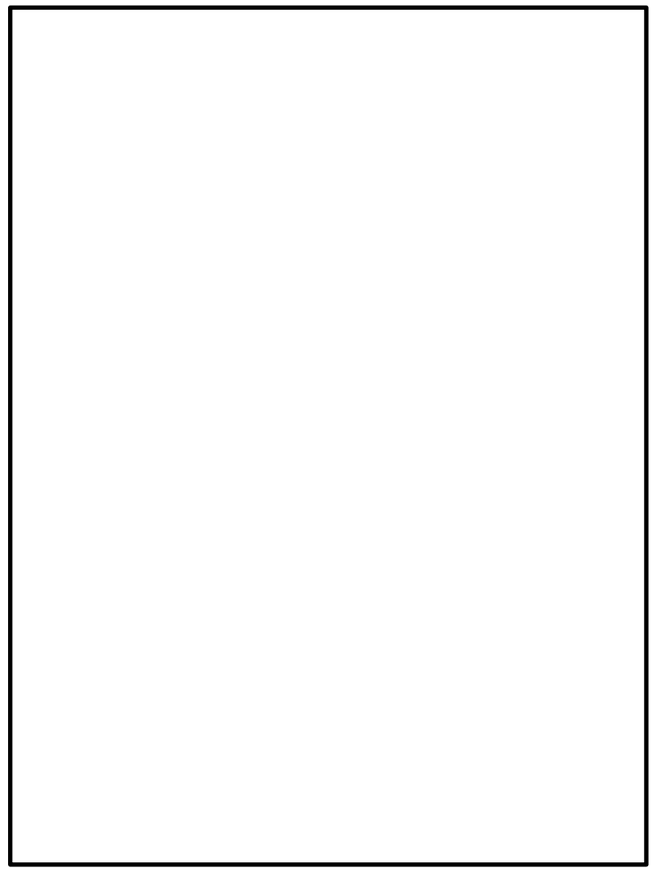
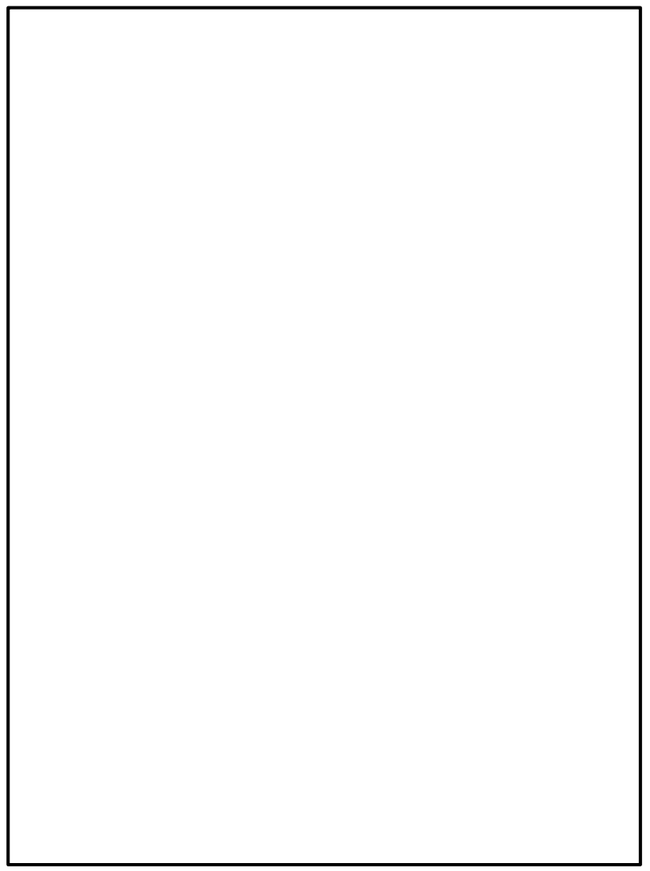
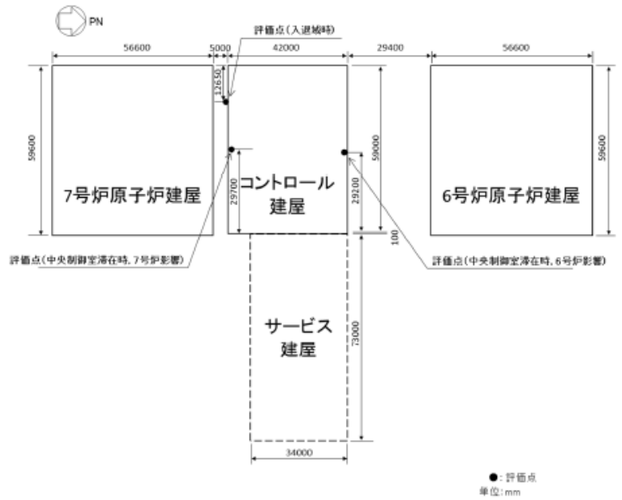
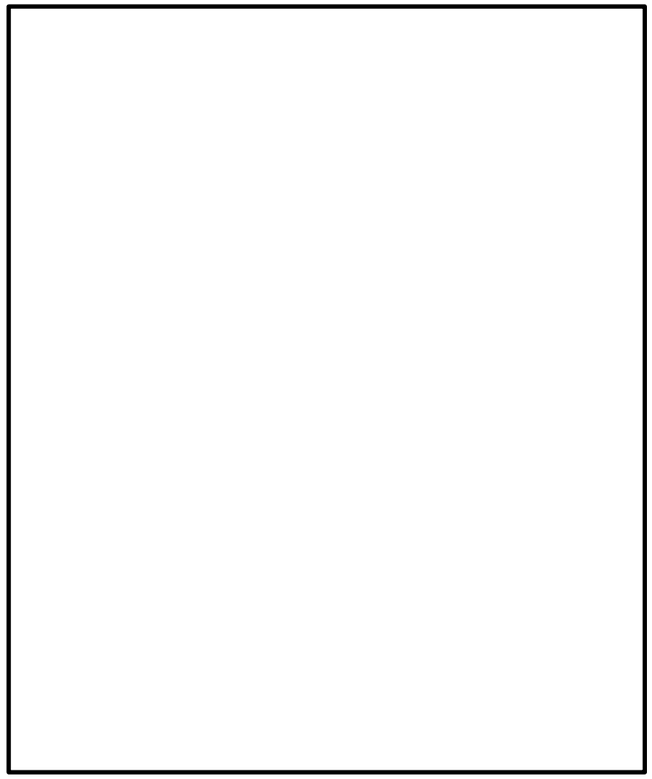
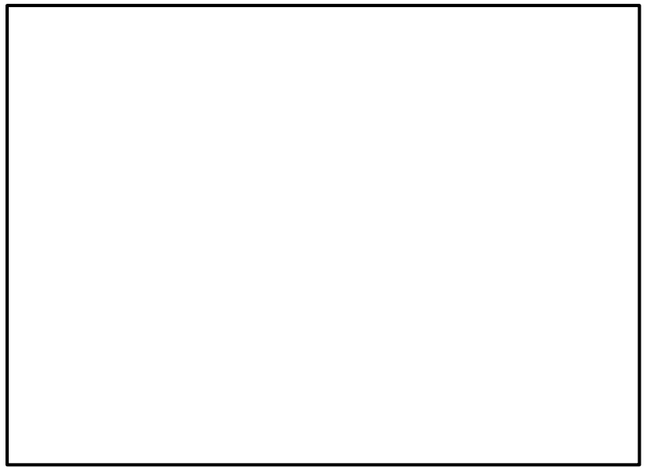
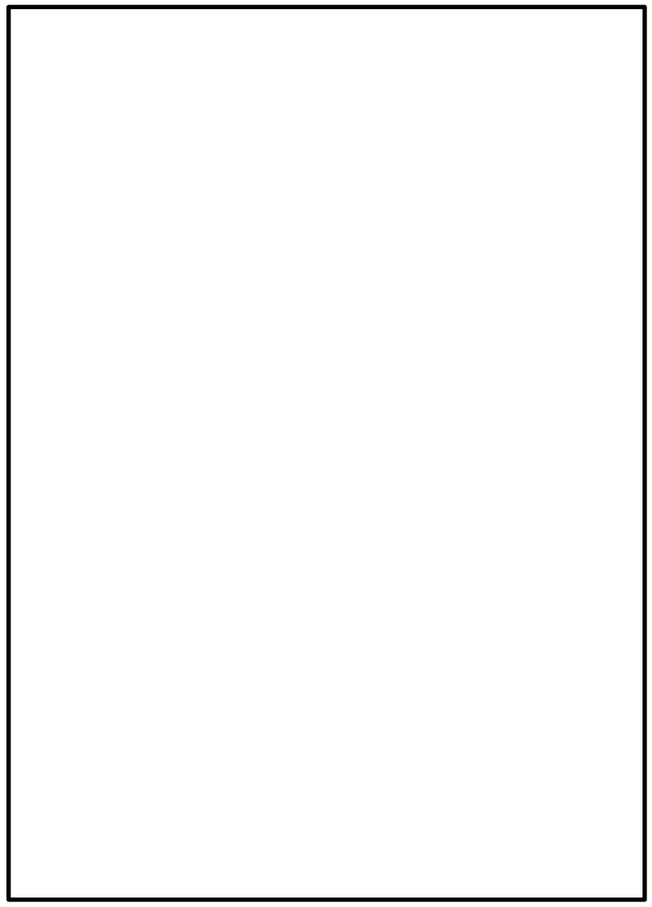
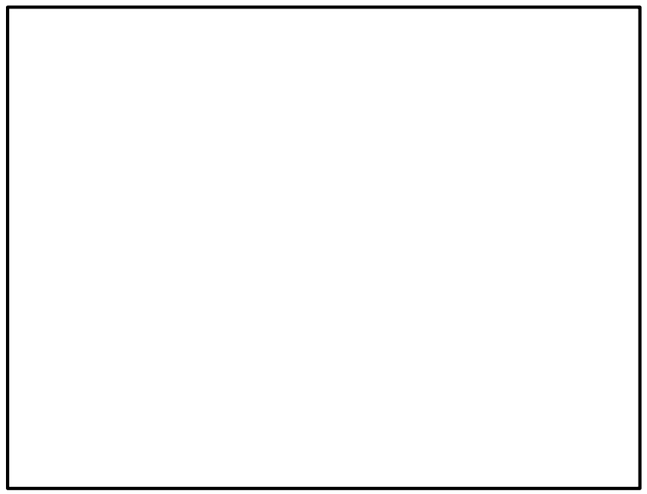
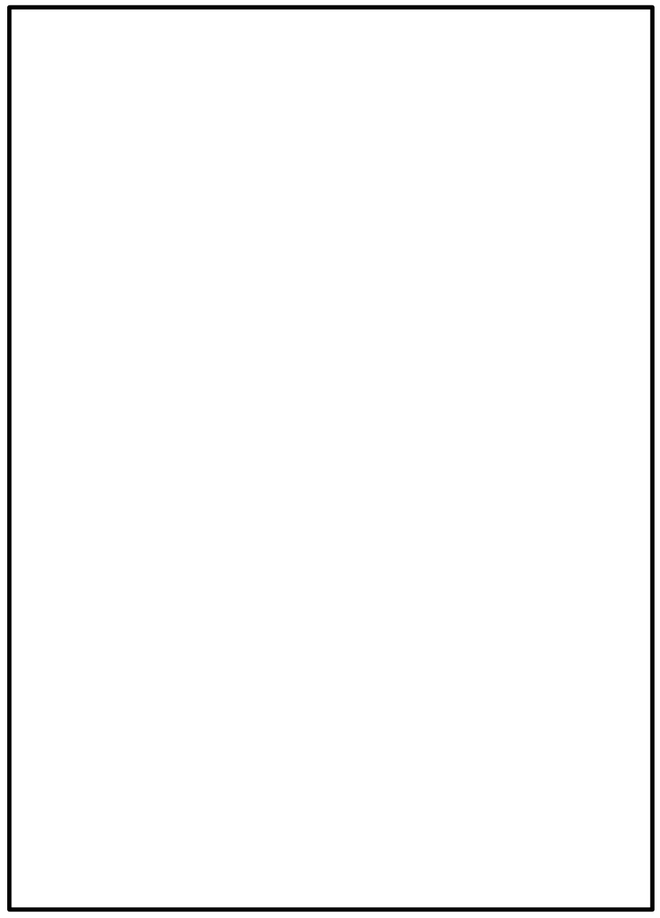

		

図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（1/3）	第 1-2 図　原子炉建屋の計算モデル(1/5)	図 1－1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（１／４）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・評価モデルの相違 【柏崎 6/7】 スカイシャインガンマ線の評価に当たっては，原子炉建物屋上階の下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建物屋上階の床面により十分に遮蔽されるため，原子炉建物最上階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした
図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（2/3）	第 1-2 図　原子炉建屋の計算モデル(2/5)	図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（２／４）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 平面図			・設備の相違 【柏崎 6/7】 建物配置の相違に伴う評価点の相違
図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（3/3）	第 1-2 図　原子炉建屋の計算モデル(3/5)	図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（３／４）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1-2 図　原子炉建屋の計算モデル(4/5)	 図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル （４／４）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1-2 図　原子炉建屋の計算モデル(5/5)		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-8　防護措置の評価条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系（中央制御室送風機，中央制御室排風機，中央制御室再循環送風機）の風量	事故発生から 0～168 時間後： 0m³/h（給排気隔離ダンパ閉止）	炉心の著しい損傷が発生した場合には恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする	4.2(2)e．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
可搬型陽圧化空調機の風量	事故発生から 0～3 時間後：0m³/h 事故発生から 3～168 時間後：6000m³/h	運用を基に設定	同上
可搬型陽圧化空調機の起動遅れ時間	3 時間	可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失対応に要する時間遅れを考慮し設定	4.3(3)f．原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。
陽圧化装置の空気供給量	事故発生から 0～38 時間後：0m³/h 事故発生から 38～48 時間後※1：95m³/h 事故発生から 48～168 時間後：0m³/h ※1　格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち，大部分が放出される期間（数時間（添付資料2　2-4　図2-4-5参照））に余裕を持たせ，陽圧化装置による陽圧化時間を10時間と設定	運用を基に設定。なお，代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては，陽圧化装置の効果を考慮しないものとした。	同上

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－7 表　中央制御室換気設備条件(2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
外気取り込み量	閉回路循環運転：27 時間 外気取り入れ運転：3 時間	閉回路循環運転が長期にわたり室内環境が悪化して外気取り入れる際に必要な運転時間として設定	—

第 1－7 表　中央制御室換気設備条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し，代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f.原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。

島根原子力発電所　２号炉

表 1-8 防護措置の評価条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気系（再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン）の風量	【外気取込量】 事故発生から ０～２時間後：０m³/h ２～約 32 時間後：17,500m³/h 約 32～約 42 時間後：0m³/h 約 42～168 時間後：17,500m³/h 【再循環フィルタ流量】 事故発生から ０～２時間後：０m³/h ２～168 時間後：32,000m³/h	運用を基に設定	4.2(2)e．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気系の起動遅れ時間	２時間	全交流動力電源喪失対応に要する時間遅れを考慮し設定	4.3(3)f．原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。

備考

・設備及び運用の相違【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，常設空調を用いた加圧によりフィルタを通らない外気の流入を防止するとともに，ベントに伴うプルーム通過中には中央制御室を外気から隔離する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-8　防護措置の評価条件（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：0% 有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：99.9% 有機よう素：99.9% 粒子状放射性物質：0%	同上	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から0～3時間後：0.5回/h 事故発生から 3～168 時間後：0 回/h	可搬型陽圧化空調機により中央制御室バウンダリを陽圧化していない期間は，空気流入率測定試験結果（0.30回/h，添付資料2 2-23 参照）を基に，保守的に外気の直接流入率0.5回/hを仮定した。 陽圧化している期間は，外気の直接流入を防止できる設計としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－7 表　中央制御室換気設備条件(1/2)

中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定（添付 9,10 参照）	4.2(1)a.ヨウ素及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定（添付 9,10 参照）	同上
空気流入率	1 回／h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である 0.47 回／h に対して外気からフィルタを通らずに中央制御室内に取り込まれる放射性物質の量が保守的となるように設定（添付 11 参照）	4.2(1)b. 既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に設定する。

島根原子力発電所　２号炉

表 1-8 防護措置の評価条件（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気系フィルタユニットの高性能フィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：0% 有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気系フィルタユニットのチャコールフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：95% 有機よう素：95% 粒子状放射性物質：0%	同上	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から ０～２時間後：0.5回/h ２～約 32 時間後：０回/h 約 32～約 42 時間後：0.5 回/h 約 42～168 時間後：０回/h	中央制御室換気系により中央制御室バウンダリを正圧化していない期間は，空気流入率測定試験結果（約0.1回/h，添付資料　19 参照）を基に，保守的に外気の直接流入率0.5回/hを仮定した。 正圧化している期間は，外気の直接流入を防止できる設計としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の設計値を使用

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の設計値を使用

・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，常設空調を用いた加圧によりフィルタを通らない外気の流入を防止するとともに，ベントに伴うプルーム通過中には中央制御室を外気から隔離する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-8　防護措置の評価条件（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ： 20800m³ 中央制御室待避室： 100m³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室バウンダリ： 20800m³ 中央制御室待避室： 100m³	同上	同上
マスクの防護係数	入退城時：1000 中央制御室滞在時： 50（1 日目のみ 1000）	性能上期待できる値（添付資料2　2-12 参照）。入退城時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。	②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	－
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退城に要する時間	入域及び退域でそれぞれ 1 回当たり， ・コントロール建屋入口に 15 分とどまるものとする ・よう素フィルタ等からの寄与を評価する際は，アクセスルート上に 2 分間とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	－

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－7 表　中央制御室換気設備条件(2/2)

マスクによる防護係数	事象発生から 3 時間及び入退城時：50 （その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし）	中央制御室非常用換気系作動前及び中央制御室内の放射性物質濃度が下がるまでの時間についてマスクの着用を考慮。（添付 12 参照）	4.2(3)c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は，マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。

第 1－9 表　運転員交替考慮条件

中央制御室滞在時	運転員の直交替（5 直 2 交替）に基づき，班ごとの中央制御室の滞在時間で評価（日勤業務の班ごとの交替も考慮）	運転員の勤務形態（5 直 2 交替）に基づき，班ごとに中央制御室滞在中の被ばくを評価。なお，一班当たり線量が高くなる場合には，被ばく平準化のために日勤業務に当たっている班に交替する。（添付 13 参照）	3.74 条 1.b)③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は実施のための体制を整備する事。
入退城時	運転員の直交替（5 直 2 交替）に基づき，班ごとの入退城時間で評価	運転員の勤務形態（5 直 2 交替）に基づき，班ごとに入退城に必要な時間を 15 分（片道）として被ばくを評価。（添付 13 参照）	—

島根原子力発電所　２号炉

表 1-8 防護措置の評価条件（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ： 17,150m³ 中央制御室待避室： 30m³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室内容積： 2,440m³ 中央制御室待避室： 30m³	同上	4.2(3)d.原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する
マスクの防護係数	入退城時：50 中央制御室滞在時：50（5 時間着用，1 時間外すことを繰り返す）	性能上期待できる値（添付資料　12 参照）。入退城時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。中央制御室滞在時のマスク着用時間については，休憩，水分補給等を考慮しマスクを外す期間を考慮した。	3.第 74 条 1　b)②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	ニ
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	3.第 74 条 1 b)③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退城に要する時間	入域及び退域でそれぞれ 1 回当たり， ・２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口に 15 分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	－

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7】

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉における容積を記載

・資機材の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は，電動ファン付全面マスクも使用
【東海第二】
島根２号炉は，断続的にマスク着用を考慮

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1－8 表　中央制御室内待避室設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚：コンクリート 40cm（公称値）相当	中央制御室内に流入した放射性物質からのガンマ線による被ばくを十分に低減できる設計。	－
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	2.10g／cm^3	新設遮蔽のコンクリート密度は 2.10g／cm^3以上で施工	－
待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後（ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定	－
待避室加圧時間	ベント開始から 5 時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定	－
空気流入率	ボンベ加圧時：0 回／h	待避室への待避時は待避室内を空気ボンベにより加圧し，外部からの空気流入がないと想定	－

表 1-9　中央制御室内待避室設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚：鉛 0.5cm 相当	中央制御室内に流入した放射性物質からのガンマ線による被ばくを十分に低減できる設計。	—
鉛密度	11.3g／cm^3	鉛密度は 11.3g／cm^3以上で施工	—
待避室加圧開始時間	事象発生から約 32 時間後（ベント開始 15 分前）	格納容器フィルタベント系により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定	—
待避室加圧時間	ベント開始 15 分前から 10 時間 15 分	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定	—
空気流入率	ボンベ加圧時：0 回／h	待避室への待避時は待避室内を空気ボンベにより加圧し，外部からの空気流入がないと想定	—

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の待避室遮蔽を用いて評価

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，鉛等を使用している

・運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
ベント実施時間の相違

・運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉の加圧時間を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-1-9　線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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-131：2.0×10-8Sv/Bq I-132：3.1×10-10Sv/Bq I-133：4.0×10-9Sv/Bq I-134：1.5×10-10Sv/Bq I-135：9.2×10-10Sv/Bq Cs-134：2.0×10-8Sv/Bq Cs-136：2.8×10-9Sv/Bq Cs-137：3.9×10-8Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71及び ICRP Publication72に基づく	－
呼吸率	1.2m³/h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	－
地表への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10⁻³cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針（降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい）を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2※1及び NRPB-R322 より設定。 （添付資料2 2-9,2-10,2-11 を参照）	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 1－10 表　線量換算係数，呼吸率及び地表への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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 等に基づく	－
呼吸率	1.2m³／h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく	－
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2 ㎝／s 無機よう素：1.2 ㎝／s 有機よう素：4.0×10⁻³㎝／s 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm／s 及び 10⁻³㎝／s）の 4 倍を設定。 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551Vol.2※5 より設定 有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322※6 より設定 （添付 14,15,16 参照）	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※5　米国 NUREG／CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks：Quantification of Major Input Parameters”

※6　英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report

島根原子力発電所　２号炉

表 1-10 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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-131：2.0×10⁻⁸Sv/Bq I-132：3.1×10⁻¹⁰Sv/Bq I-133：4.0×10⁻⁹Sv/Bq I-134：1.5×10⁻¹⁰Sv/Bq I-135：9.2×10⁻¹⁰Sv/Bq Cs-134：2.0×10⁻⁸Sv/Bq Cs-136：2.8×10⁻⁹Sv/Bq Cs-137：3.9×10⁻⁸Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71及び ICRP Publication72に基づく	－
呼吸率	1.2m³/h	ICRP Publication71 に基づく 成人活動時の呼吸率を設定	－
地表への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10⁻³cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針（降水時における沈着率は乾燥時の2～3倍大きい）を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度はＮＵＲＥＧ/CR-4551 Vol.2※1及びＮＲＰＢ－Ｒ３２２ より設定。 （添付資料 9,10,11 を参照）	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-2　事象の選定の考え方について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては，評価事象として，重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。	2 事象の選定の考え方について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は，中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばくが支配的であることから，放射性物質の放出量が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。さらに，格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。 炉心の著しい損傷が発生した場合における対応として，代替循環冷却系を使用できず，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する場合は，格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（以下「格納容器スプレイ」という。）を実施する。格納容器スプレイによる圧力抑制効果を高くする観点で，格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため，代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり，大気への放射性物質の放出量が多くなる。さらに，格納容器ベントの実施に伴い放射性物質を大気へ放出するため，放出量が多くなる。 また，原子炉建屋ガス処理系の起動により，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出率低減効果に期待できることから，事象進展が早く原子炉建屋ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量が多いほど，大気への放出量が多くなる。さらに，炉心損傷時間が早いほど，早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため，格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。 以上より，代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合，かつ炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス処理系の起動までの時間が長い場合には，放射性物質の放出量が多くなる。	2 事象の選定の考え方について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては，評価事象として，重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。	
柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」シナリオを選定した。	第 2－1 表に炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を示す。第 2－1 表に示すとおり，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち，炉心損傷時間が早く，格納容器ベントを実施する「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため，この事象を中央制御室の居住性に係る被ばく評価で想定する事象として選定する。	島根原子力発電所２号炉においては，重大事故等時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「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」シナリオを選定した。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては，両号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。 (1)事象の概要（格納容器ベント実施時） a. 大破断 LOCA が発生し，原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。 b. 更に非常用炉心冷却系（ECCS）喪失，全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため，原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで，原子炉圧力容器破損は回避される。 c. その後，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが，事象発生から約38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し，格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。 (2)想定事故シナリオ選定 想定事故シナリオ選定については，事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い，起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後，重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。 a.起因事象の選定 プラントに影響を与える事象について，内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震，津波，その他自然現象）をそれぞれ分析し，事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。 プラント内部で発生する事象については，プラントの外乱となる事象として，従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また，原子炉の運転に影響を与える事象として，非常用交流電源母線の故障，原子炉補機冷却系の故障等を選定する。 プラント外部で発生する事象については，地震，津波に加え，地震・津波以外の自然現象の42 事象から，地域性等を考慮して	第２－１表　炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響 <table><tr><th rowspan="2">事象</th><th colspan="2">大破断ＬＯＣＡシナリオ※1</th><th>ＤＣＨシナリオ※2</th><th rowspan="2">中央制御室被ばく評価への影響</th></tr><tr><th>代替循環冷却系を使用する場合</th><th>代替循環冷却系を使用できない場合</th><th>代替循環冷却系を使用する</th></tr><tr><td rowspan="2">格納容器ベント（7 日間）</td><td>実施しない</td><td>実施する</td><td>実施しない</td><td>格納容器圧力が高い状態で推移すると，原子炉格納容器からの漏えい率が大きくなり，放出量が多くなる。格納容器ベントを実施すると，放射性物質が大気へ放出されるため，放出量が多くなる。</td></tr><tr><td>代替循環冷却系の使用により格納容器圧力は低い状態で推移する。</td><td>格納容器圧力は高い状態で推移する。また，格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。</td><td>代替循環冷却系の使用により格納容器圧力は低い状態で推移する。</td></tr><tr><td rowspan="2">炉心損傷開始時間（燃料被覆管温度1,000K 到達時間を想定）</td><td colspan="2">約 4 分</td><td>約 35 分</td><td>大気への放出率低減効果に期待できる非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動（事象発生2時間後）までに，炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。</td></tr><tr><td>大破断ＬＯＣＡを想定しており，早期（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）に炉心損傷に至る。</td><td>静的負荷シナリオよりは遅いが，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前に炉心損傷に至る。</td></tr></table>	なお，島根原子力発電所２号炉においては，重大事故等が発生したと想定する場合，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残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器フィルタベント系を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。 (1)事象の概要（格納容器ベント実施時） ａ．大破断ＬＯＣＡが発生し，格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。 ｂ．更に非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）喪失，全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）を想定するため，原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで，原子炉圧力容器破損は回避される。 ｃ．その後，原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが，事象発生から約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋1.3m に到達し，格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。 (2)想定事故シナリオ選定 想定事故シナリオ選定については，事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い，起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後，重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。 ａ．起因事象の選定 プラントに影響を与える事象について，内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震，津波，その他自然現象）をそれぞれ分析し，事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。 プラント内部で発生する事象については，プラントの外乱となる事象として，従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また，原子炉の運転に影響を与える事象として，非常用交流電源母線の故障，原子炉補機冷却系の故障等を選定する。 プラント外部で発生する事象については，地震，津波に加え，地震・津波以外の自然現象の 53 事象から，地域性等を考慮して	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 ・資料構成の相違 【東海第二】 大LOCA時にRHARが使用できず，ベントに至るケースが被ばく評価上最も厳しいと評価している点は島根２号炉と同じ ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の事故シナリオを使用 ・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 格納容器ベント実施基準の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

9 事象（風（台風），竜巻，火山，落雷，積雪，低温（凍結），降水，生物学的事象，地滑り）を選定する。また，設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で，プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は，考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，表2-2-1のとおりグループ別に分類する。

表 2-2-1　運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち，出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失，高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失，原子炉停止機能喪失については炉心損傷に至らないため，重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは，LOCA 時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格

11 事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象，森林火災）を選定する。また，設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で，プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は，考慮すべき起因事象とする。

ｂ．起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，表 2-1 のとおりグループ別に分類する。

表 2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
ＬＯＣＡ 時注水機能喪失	ＬＯＣＡ 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

ｃ．重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

ｂ．で分類した事故シナリオのうち，出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失，高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失，原子炉停止機能喪失については炉心損傷に至らないため，重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは，ＬＯＣＡ時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は選定する事象として洪水，地滑り・土石流，森林火災を考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）に加えて，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している※1。 これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は，LOCA 時注水機能喪失とDCH に集約されているため，LOCA 時注水機能喪失とDCH のうち，運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果，LOCA 時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「2-22　格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。 以上より，炉心損傷が発生するLOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。 なお，前述のとおり，両号炉において同時に想定事故シナリオが発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。 ※1　格納容器破損モード「DCH」，「FCI」及び「MCCI」は，重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条2-1(a)において，「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため，評価を成立させるために，重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。		納容器過圧・過温破損）（ＬＯＣＡ時注水機能喪失）に加えて，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の計５つを想定している※１。 これらのモードにおける格納容器の破損防止のための対応は，ＬＯＣＡ時注水機能喪失とＤＣＨに集約されているため，ＬＯＣＡ時注水機能喪失とＤＣＨのうち，運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果，ＬＯＣＡ時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「添付資料18 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。 以上より，炉心損傷が発生するＬＯＣＡ時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。 なお，前述のとおり，２号炉において想定事故シナリオが発生したと想定する場合，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残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器フィルタベント系を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。 ※１　格納容器破損モード「ＤＣＨ」，「ＦＣＩ」及び「ＭＣＣＩ」は，重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条2-1(a)において，「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため，評価を成立させるために，重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。	・申請号炉数の相違 【柏崎6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-3　核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては，放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合をMAAP コードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。 大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ（W/Wベント）でのMAAP 解析による放出割合の評価結果（事故発生から168時点）を表2-3-3 に示す。ただし，以下に示すとおり，表2-3-3の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。 表2-3-3によると，高揮発性核種（CsIやCsOH）の放出割合（10^{-6}オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい（10^{-4}オーダー）という結果となっている。 一方，TMI事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から，事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の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少量であることが分かっている。 表2-3-4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全量のうち半分程度放出されている一方で，中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。 さらに，表2-3-5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という結果となっている。 また，燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より，各元素の放出挙動は以下のように整理されており※1，希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し，それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。 希ガス　：高温にて燃料からほぼ全量放出される。 I，Cs　：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。	7　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７－１表に，ＮＵＲＥＧ-1465 の知見を用いて一部補正した結果を第７－２表に示す。 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７－１表によると，高揮発性核種（Ｃｓ Ｉ，ＣｓＯＨ）のベントラインからの放出割合（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７－３表は，ＴＭＩ事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが，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。 また，第７－４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。 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	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 炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては，放射性物質の格納容器外への放出割合をＭＡＡＰ コードとＮＵＲＥＧ-1465の知見を利用し評価している。 大破断ＬＯＣＡ 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ（W/Wベント）でのＭＡＡＰ 解析による放出割合の評価結果（事故発生から168時間経過時点）を表3-3 に示す。ただし，以下に示すとおり，表3-3の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。 表3-3によると，高揮発性核種（ＣｓＩやＣｓＯＨ）のベントラインからの放出割合（10^{-6}オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が大きい（10^{-4}オーダー）という結果となっている。 一方，TMI事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から，事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の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少量であることが分かっている。 表3-4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全量のうち半分程度放出されている一方で，中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。 さらに，表3-5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という結果となっている。 また，燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より，各元素の放出挙動は以下のように整理されており※1，希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し，それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。 希ガス　：高温にて燃料からほぼ全量放出される。 I，Cs　：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号の事故シナリオを使用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
Sb，Te ：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また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。 ※1 「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）」 表2-3-3の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは，大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては，MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。 MAAP 解析の持つ保守性としては，炉心が再冠水し溶融炉心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プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや，炉心冠水時において燃料デブリ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。MAAP コードの開発元であるEPRI からも，再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出についてMAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の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 コードの方が放出量を多く評価する。 なお，高揮発性核種（セシウムやよう素）については炉心溶融初期に炉心外に放出されるため，上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。 以上のことから，大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際，単にMAAP 解析による評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるた	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 7－1 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。	Sb，Te ：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また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。 ※1 「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）」 表3-3の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは，大破断ＬＯＣＡ 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては，ＭＡＡＰ解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。 ＭＡＡＰ 解析の持つ保守性としては，炉心が再冠水し溶融炉心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プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや，炉心冠水時において燃料デブリ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。ＭＡＡＰコードの開発元であるＥＰＲＩからも，再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出についてＭＡＡＰ解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下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コードの方が放出量を多く評価する。 なお，高揮発性核種（セシウムやよう素）については炉心溶融初期に炉心外に放出されるため，上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。 以上のことから，大破断ＬＯＣＡ 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際，単にＭＡＡＰ 解析による評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性	

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<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>め，他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。
　そこで，炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は，MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に，海外での規制等にも活用されているNUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり，米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として，中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより，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評価が可能となる。
　なお，事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において，原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における，炉心損傷開始から，原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP 解析事象進展（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）とNUREG-1465の想定の比較は表2-3-1のとおりであり，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の知見は使用可能と判断した。
　NUREG-1465の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表2-3-6に示す。

表 2-3-1　MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定の比較
<table><tr><th></th><th>燃料被覆管の損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出される期間</th><th>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</th></tr><tr><td>MAAP</td><td>約 17 分～約 41 分※1</td><td>約 41 分～約 6.4 時間※2</td></tr><tr><td>NUREG-1465</td><td>～30 分</td><td>30 分～2 時間</td></tr></table>※1　炉心損傷開始（燃料被覆管温度1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度2500K）
※2　原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間</td>
<td>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 の想定の比較を第７－５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７－５表　ＭＡＡＰ事象進展とＮＵＲＥＧ－1465 の想定の比較
<table><tr><th></th><th>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</th><th>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</th></tr><tr><td>ＭＡＡＰ</td><td>約 4 分～約 27 分※5</td><td>約 27 分～約 3.3 時間※6</td></tr><tr><td>ＮＵＲＥＧ-1465</td><td>～30 分</td><td>30 分～2 時間</td></tr></table>※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）</td>
<td>があるため，他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。
　そこで，炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は，ＭＡＡＰ 解析による放出割合の評価結果以外に，海外での規制等にも活用されているＮＵＲＥＧ-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり，米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として，中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより，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評価が可能となる。

　なお，事故シーケンス「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」において，原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における，炉心損傷開始から，原子炉圧力容器が破損するまでのＭＡＡＰ 解析事象進展（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）とＮＵＲＥＧ-1465の想定の比較は表3-1のとおりであり，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の知見は使用可能と判断した。
　ＮＵＲＥＧ-1465の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表3-6に示す。
表 3-1　ＭＡＡＰ 解析事象進展とＮＵＲＥＧ-1465 の想定の比較
<table><tr><th></th><th>燃料被覆管の損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出される期間</th><th>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</th></tr><tr><td>ＭＡＡＰ</td><td>約 5 分～約 28 分※1</td><td>約 28 分～約 3.2 時間※2</td></tr><tr><td>ＮＵＲＥＧ-1465</td><td>～30 分</td><td>30 分～2 時間</td></tr></table>※1　炉心損傷開始（燃料被覆管温度1,000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度2,500K）
※2　原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間</td>
<td>・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・解析結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
各MAAP核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。 (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，格納容器圧力逃がし装置への放出割合，原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合ともにMAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。 なお，Cs の放出割合は，CsI グループとCsOH グループの放出割合※1※2，及び，I 元素とCs 元素の停止時炉内内蔵量より，以下の式を用いて評価する。 $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$ $F_{Cs}(T)$ ：時刻Tにおけるセシウムの放出割合 $F_{CsOH}(T)$ ：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元素の停止時炉内内蔵量 M_{Cs} ：停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量 W_I ：I の原子量 W_{Cs} ：Cs の原子量 ※1　MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており，各グループの放出割合は，当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。 ※2　各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。 ①　ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。 ②　①の評価をもとに，同位体の重量を足し合わせ，各元素の重量を評価する。 ③　②の結果をMAAP コードにインプットし，MAAP コードにて，各元素の化合物の重量を評価する。 ④　各化合物は表2-3-2に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は，当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。	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） $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$　（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Ｃｓの分子量 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） 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。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７－７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７－１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。	各ＭＡＡＰ核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。 (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，格納容器からベントラインへの放出割合，格納容器から原子炉建物への漏えい割合ともにＭＡＡＰ 解析の結果得られた放出割合を採用する。 なお，Csの放出割合は，ＣｓＩグループとＣｓＯＨグループの放出割合※1※2，及び，I元素とCs元素の停止時炉内内蔵量より，以下の式を用いて評価する。 $F_{CS}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$ $F_{CS}(T)$ ：時刻 T におけるセシウムの放出割合 $F_{CsOH}(T)$ ：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元素の停止時炉内内蔵量 M_{Cs} ：停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量 W_I ：Ｉの原子量 W_{Cs} ：Cs の原子量 ※1　ＭＡＡＰ コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており，各グループの放出割合は，当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。 ※2　各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。 ①　ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。 ②　①の評価をもとに，同位体の重量を足し合わせ，各元素の重量を評価する。 ③　②の結果をＭＡＡＰ コードにインプットし，ＭＡＡＰ コードにて，各元素の化合物の重量を評価する。 ④　各化合物は表3-2に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は，当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-3-2　各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg]（安定核種を含む）
希ガス	Xe，Kr	
CsI	CsI，RbI	
TeO_2，Te_2	TeO_2，Te_2	
SrO	SrO	
MoO_2	MoO_2，RuO_2，TcO_2，RhO_2	
CsOH	CsOH，RbOH	
BaO	BaO	
La_2O_3	La_2O_3，Pr_2O_3，Nd_2O_3，Sm_2O_3，Y_2O_3，ZrO_2，NbO_2，AmO_2，CmO_2	
CeO_2	CeO_2，NpO_2，PuO_2	
Sb	Sb	
UO_2	UO_2	

※　表中に示すTe_2の炉内内蔵量[kg]は，停止時に炉内に存在するTe元素の全量がTe_2の形態で存在する場合の値に相当する。

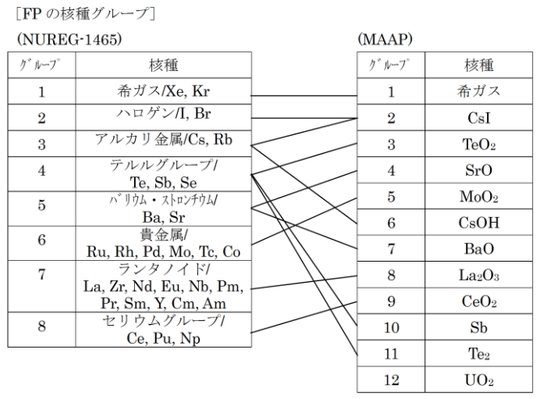
東海第二発電所（2018.9.18 版）

第７－７表ＭＡＡＰにおける核種グループと各グループの核種

第７－７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。



第７－１図　ＭＡＡＰ及びＮＵＲＥＧ－1465 における核種グループの（「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））

島根原子力発電所　２号炉

表 3-2　各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg]（安定核種を含む）
希ガス	Xe，Kr	
CsI	I	
TeO_2，Te_2	Te	
SrO	Sr	
MoO_2	Mo，Ru，Tc	
CsOH	Cs，Rb	
BaO	Ba	
La_2O_3	La，Pr，Nd，Sm，Y，Zr，Nb	
CeO_2	Ce，Np，Pu	
Sb	Sb	
UO_2	UO_2	

※　表中に示すTe_2の炉内内蔵量[kg]は，停止時に炉内に存在するTe元素の全量がTe_2の形態で存在する場合の値に相当する。

備考

・評価結果の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)それ以外の核種グループ 中・低揮発性の核種グループについては，MAAP解析の結果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 の知見を利用し放出割合を評価する。 a. 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一※1とし，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が，168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。表2-3-7及び表2-3-8にNUREG-1465で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。 $F_i(T) = F_{noble\ gass}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{cs}} \times \frac{F_{Cs}(168h)}{F_{noble\ gass}(168h)}$ $F_i(T)$ ：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合 $F_{noble\ gass}(T)$ ：時刻 T における希ガスグループの放出割合 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 ※1　中・低揮発性の核種グループは，事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく，事故初期に原子炉格納容器内に放出され，原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。 格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており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の放出割合」に比例するものとした。	(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，格納容器ベントから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 7－6 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】 $Fi(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)}$　（式 2） 【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】 $Fi(T) = F_{CS}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$　（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　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。	(2)それ以外の核種グループ 中・低揮発性の核種グループについては，ＭＡＡＰ解析の結果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の知見を利用し放出割合を評価する。 a. 格納容器からベントラインへの放出割合 放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一※1とし，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が，168時間経過時点においてＮＵＲＥＧ-1465で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。表3-7及び表3-8にＮＵＲＥＧ-1465で評価された格納容器内への放出割合を示す $F_i(T) = F_{noblegas}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{cs}} \times \frac{F_{Cs}(168h)}{F_{noblegas}(168h)}$ $F_i(T)$　：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループ放出割合 $F_{noblegas}($　：時刻 T における希ガスグループの放出割合 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格納容器への放出割合 ※1　中・低揮発性の核種グループは，事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく，事故初期に格納容器内に放出され，格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。 格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく格納容器気相部に浮遊しており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の放出割合」に比例するものとした。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 放出割合の経時的な振る舞いは Cs と同一※2 とし，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，168 時間経過時点において NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。 $F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{cs}}$ $F_i(T)$ ：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合 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 ※2　中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い，沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また，事故発生後，原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。 本評価では，中・低揮発性の核種グループ同様，原子炉格納容器内で粒子状物質として除去されるＣｓを代表として参照し，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を，「各時刻における Cs の漏えい割合」に比例するものとした。	【格納容器圧力逃がし装置への放出】 $Fi(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)}$　（式 2） 【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】 $Fi(T) = F_{CS}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{cs}}$　（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　原子炉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。	b. 格納容器から原子炉建物への漏えい割合 放出割合の経時的な振る舞いは Cs と同一※2 とし，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，168 時間経過時点においてＮＵＲＥＧ-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。 $F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{cs}}$ $F_i(T)$　：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループ放出割合 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格納容器への放出割合 ※2　中・低揮発性の核種グループは格納容器内で粒子状物質として振る舞い，沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また，事故発生後，格納容器の気相部からの除去が進んだ後は格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。 本評価では，中・低揮発性の核種グループ同様，格納容器内で粒子状物質として除去されるＣｓを代表として参照し，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を，「各時刻における Cs の漏えい割合」に比例するものとした。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-3-3　MAAP 解析による放出割合の評価結果

（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する格納容器圧力逃がし装置への放出割合（事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO_2	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La_2O_3	約 1.0×10^{-4}
CeO_2	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}
Te_2	0
UO_2	0
Cs※1	約 2.6×10^{-6}

※1　CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考 1 を参照）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 7－1 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
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}
CsI 類	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}
CsOH 類	約 3.1×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}
Sb 類	約 7.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-6}
TeO_2 類	約 4.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-7}
SrO 類	約 8.6×10^{-5}	約 2.6×10^{-5}
BaO 類	約 9.1×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
MoO_2 類	約 9.1×10^{-5}	約 3.5×10^{-6}
CeO_2 類	約 1.6×10^{-5}	約 1.1×10^{-5}
La_2O_3 類	約 1.6×10^{-5}	約 1.1×10^{-5}

※1 小数点第 2 位を四捨五入

島根原子力発電所　２号炉

表 3-3　ＭＡＡＰ解析による放出割合の評価結果

（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対するベントラインへの流入割合（事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO_2	約 2.5×10^{-8}
SrO	約 2.4×10^{-4}
MoO_2	約 7.1×10^{-6}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 1.7×10^{-4}
La_2O_3	約 3.3×10^{-5}
CeO_2	約 3.3×10^{-5}
Sb	約 3.8×10^{-6}
Te_2	0
UO_2	0
Cs※1	約 6.8×10^{-6}

※1　ＣｓＩグループとＣｓＯＨ グループの放出割合から評価（評価式は参考 1 を参照）

備考

・評価結果の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-3-4　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

（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（おもに地階水沈殿物）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。

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)）

表 2-3-5　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 HP
(http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html)

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第７－３表　ＴＭＩ事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在割合※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））」

第７－４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）HP
(http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html)

島根原子力発電所　２号炉

表 3-4　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

（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（おもに地階水沈殿物）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。

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)）

表 3-5　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※２

（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

※２：福島第一原子力発電所構内における土壌中の放射性物質の核種分析の結果について（続報）別紙２（東京電力ＨＰ参照）

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-3-6　NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合

（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する格納容器圧力逃がし装置への放出割合（事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO_2	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La_2O_3	約 2.1×10^{-9}
CeO_2	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}
Te2	0※2
UO_2	0※2
Cs※1	約 2.6×10^{-6}

※1　CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価（評価式は参考1を参照）

※2　本評価において「Te_2グループ」及び「UO_2グループ」の放出割合のMAAP解析結果はゼロであるため，NUREG-1465の知見を用いた補正の対象外とした。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 7－2 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
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}
CsI 類	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}
CsOH 類	約 3.1×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}
Cs 類※2	約 3.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}
Sb 類	約 6.7×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}
TeO_2類	約 6.7×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}
SrO 類	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}
BaO 類	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}
MoO_2類	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}
CeO_2類	約 6.7×10^{-8}	約 8.9×10^{-10}
La_2O_3類	約 2.7×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}

※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）

島根原子力発電所　２号炉

表 3-6　ＮＵＲＥＧ-1465 の知見を用いた補正後の放出割合

（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対するベントラインへの流入割合（事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO_2	約 1.4×10^{-6}
SrO	約 5.4×10^{-7}
MoO_2	約 6.8×10^{-8}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 5.4×10^{-7}
La_2O_3	約 5.4×10^{-9}
CeO_2	約 1.4×10^{-8}
Sb	約 1.4×10^{-6}
Te_2	0※2
UO_2	0※2
Cs※1	約 6.8×10^{-6}

※1　ＣｓＩグループとＣｓＯＨグループの放出割合から評価（評価式は参考1を参照）

※2　本評価において「Te_2グループ」及び「UO_2グループ」の放出割合のＭＡＡＰ解析結果はゼロであるため，ＮＵＲＥＧ-1465の知見を用いた補正の対象外とした。

備考

・評価結果の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-3-7　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※1
Cs	0.25
TeO_2，Sb，Te_2	0.05
SrO，BaO	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2，UO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※１　NUREG-1465のTable 3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（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。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，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」の値の和を用いる。）

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第７－６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。）

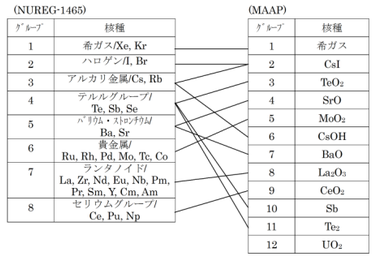
第７－７表ＭＡＡＰにおける核種グループと各グループの核種

第７－７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］



第７－１図　ＭＡＡＰ及びＮＵＲＥＧ－1465 における核種グループの
（「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））

島根原子力発電所　２号炉

表 3-7　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※1
Cs	0.25
TeO_2，Sb，Te_2	0.05
SrO，BaO	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2，UO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※１　ＮＵＲＥＧ-1465のTable 3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（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。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，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」の値の和を用いる。）

表 3-8　ＮＵＲＥＧ-1465（抜粋）

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 セシウムの放出割合の評価方法 1. セシウムの放出割合 (1)CsI の形態で存在しているセシウム 全よう素がCsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。 CsIの初期重量[kg] ＝ M_I ＋ $M_I/W_I \times W_{Cs}$ CsI初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ $M_I/W_I \times WCs$ セシウム元素初期重量[kg]：MCs　　よう素元素初期重量[kg]：M_I セシウム原子量[-]：WCs　　よう素原子量[-]：W_I	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)+M_I/M_Cs ×W_Cs/W_I ×(F_CsI (T)－F_CsOH (T))　(式 1) FCs(T)　：時刻Ｔにおけるｃｓの放出割合 FｃｓOH(T)　：時刻 T におけるＣｓＯＨグループの放出割合 FＣｓＩ(T)　：時刻 T におけるＣｓＩグループの放出割合 MI　：停止直後のＩの炉内蓄積重量 MCｓ　：停止直後のＣｓの炉内蓄積重量 WI　：Ｉの分子量 WCｓ　：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×W_Cs/W_I ×F_CsI (T) MCs(CsI)(T)：時刻Ｔにおけるｃｓ Ｉ中に含まれるＣｓの放出量	参考１ セシウムの放出割合の評価方法 １．セシウムの放出割合 (1)ＣｓＩ の形態で存在しているセシウム 全よう素がＣｓＩの形態で存在するものとして整理する。 ＣｓＩの形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。 ＣｓＩ の初期重量[kg] ＝ MI ＋ MI/WI×WCs ＣｓＩ 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MI/WI×WCs セシウム元素初期重量[kg]：MCs　　よう素元素初期重量[kg]：MI セシウム原子量[-]：WCs　　よう素原子量[-]：WI	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)CsOH の形態で存在しているセシウム 全セシウムがCsIとCsOHの形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。 CsOH初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MCs － CsI 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MCs － $M_I/W_I \times W_{Cs}$ (3)セシウムの放出量 MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価 セシウムの放出重量[kg] ＝ $M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$ X：CsI 放出割合（MAAP 解析により得られる） Y：CsOH 放出割合（MAAP 解析により得られる）	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×W_Cs/W_I)×F_CsOH (T) MCs(OH)(T)：時刻 T におけるＣｓOH中に含まれるＣｓの放出量	(2)ＣｓOH の形態で存在しているセシウム 全セシウムがＣｓＩとＣｓOHの形態で存在するものとして整理する。ＣｓOHの形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。 ＣｓOH 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MCs － ＣｓＩ 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MCs － MI/WI×WCs (3)セシウムの放出量 ＭＡＡＰ 解析によりＣｓＩ とＣｓOH の格納容器外への放出割合を評価 セシウムの放出重量[kg] ＝ MI/WI×WCs × X ＋ (MCs － MI/WI×WCs) ×Y X：ＣｓＩ 放出割合（ＭＡＡＰ 解析により得られる） Y:ＣｓOH 放出割合(ＭＡＡＰ 解析により得られる)	
(4)セシウムの放出割合 1.(3)で得られたセシウムの放出量から，セシウムの放出割合を評価 セシウムの放出割合 ＝ セシウムの放出量/セシウム元素初期重量 ＝$M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y$ ＝ Y ＋ $M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I$ (X － Y) 以上	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)=(M_Cs(CsI)(T)+M_Cs(CsOH)(T))/M_Cs =(M_I×W_Cs/W_I×F_CsI(T)+(M_Cs-M_Cs(CsI))×F_CsOH(T))/M_Cs =(M_I×W_Cs/W_I×F_CsI(T)+(M_Cs-M_I×W_Cs/W_I)×F_CsOH(T))/M_Cs =F_CsOH(T)+M_I/M_Cs×W_Cs/W_I×(F_CsI(T)－F_CsOH(T))	(4)セシウムの放出割合 1.(3)で得られたセシウムの放出量から，セシウムの放出割合を評価 セシウムの放出割合＝セシウムの放出量/セシウム元素初期重量 ＝MI/WI×WCs/MCs×X＋(1－MI/WI×WCs/MCs) ×Y ＝ Y ＋ MI/MCs×WCs/WI (X － Y) 以上	

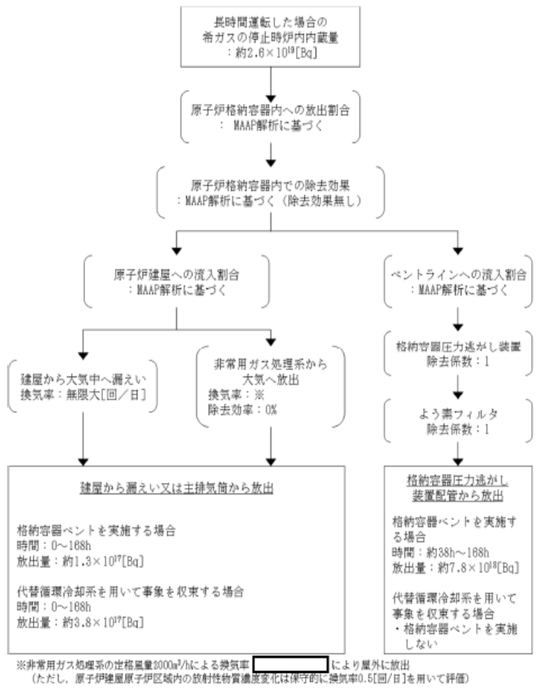
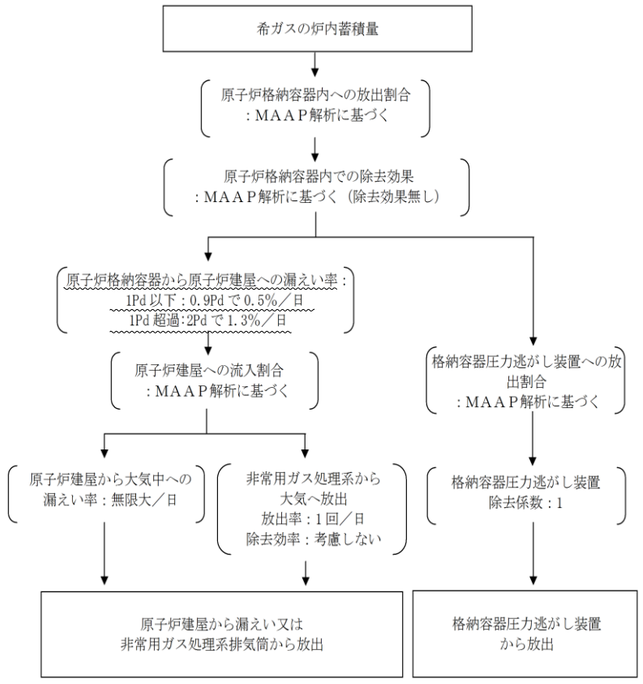
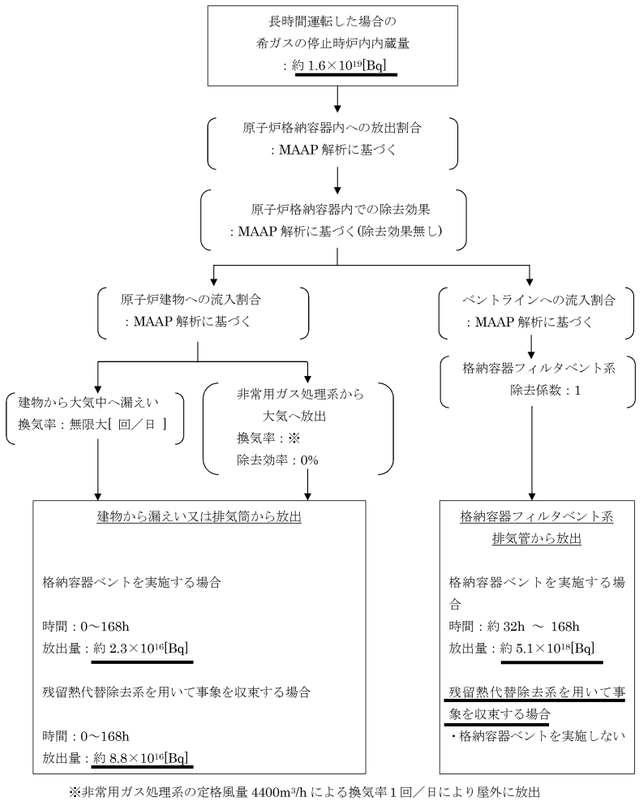
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	参考３　ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の放出割合について 被ばく評価への寄与が大きい核種に対するＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＧ-1465 の放出割合を第 7－8 表に示す。第 7－8 表のとおり，Ｃｓ及びＩについてはＭＡＡＰ解析結果の方が大きい。また，希ガスについては，ＮＵＲＥＧ-1465 の放出割合の方が大きいが，これは東海第二の想定事故シナリオでは，原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。 第 7－8 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 |	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉においても有効性評価の添付資料 3.1.3.3（別紙）にて同様の考察を記載している

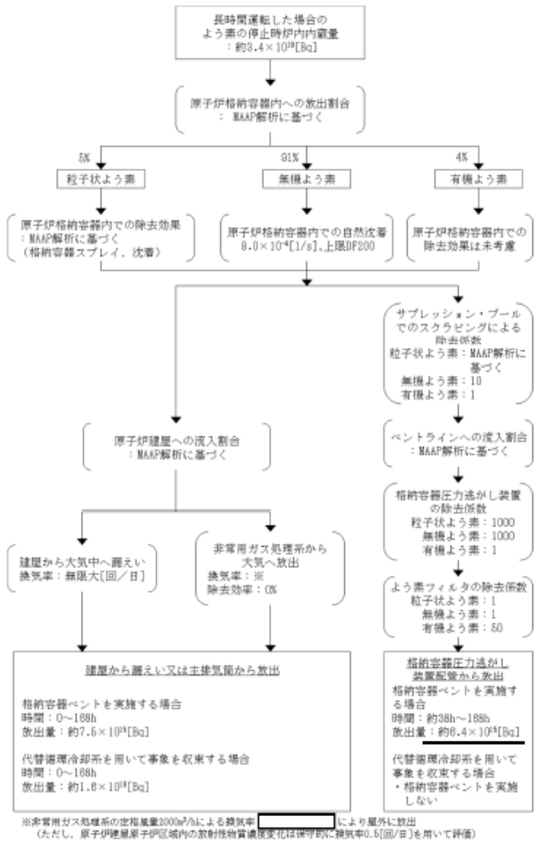
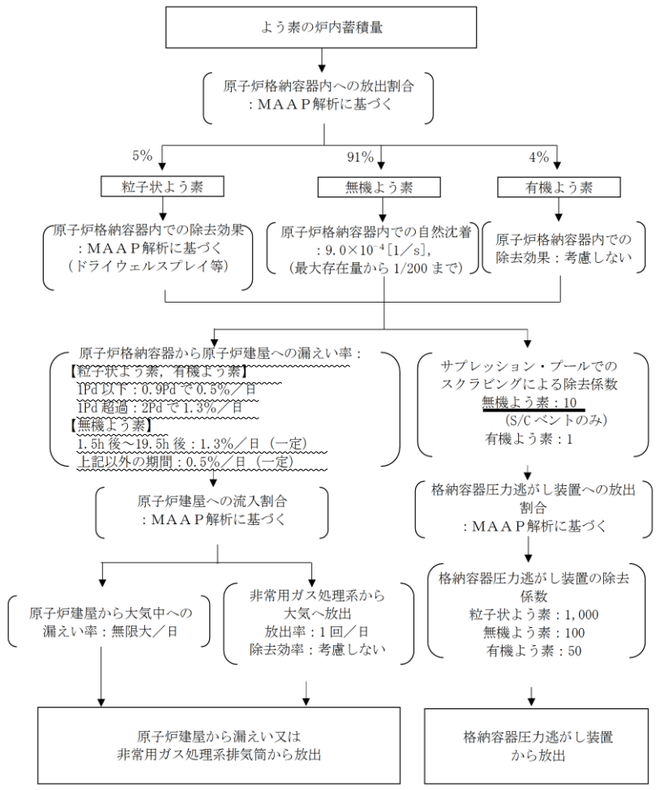
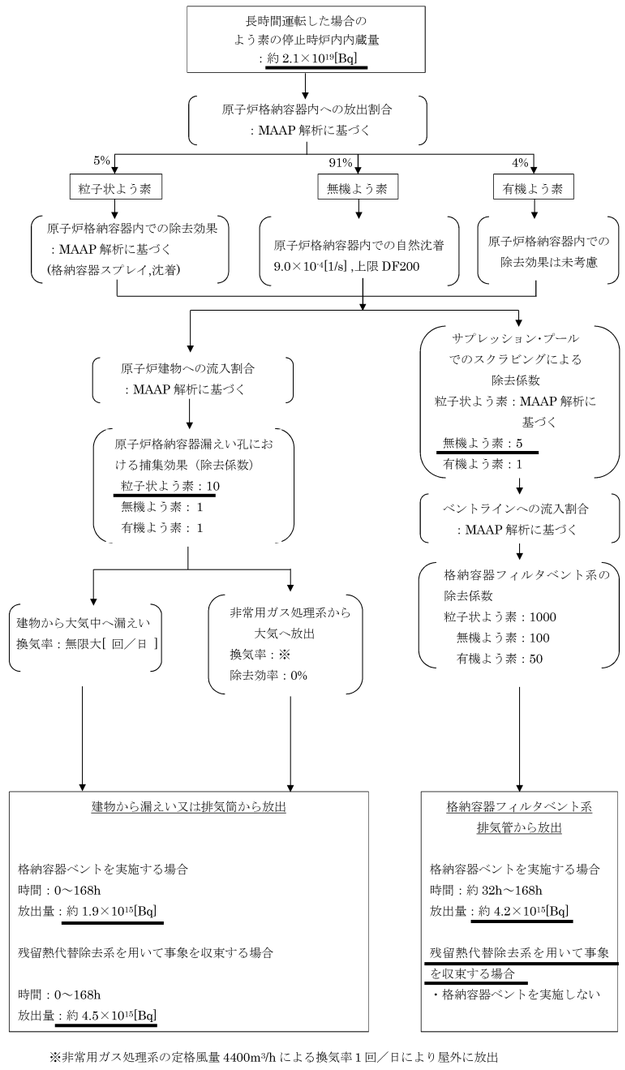
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-4　放射性物質の大気放出過程について 原子炉格納容器からサプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質は，格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由し大気中に放出される。 また，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を経由して，又は直接大気中に放出される。 大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式※1を以下に示す。また，放射性物質の大気放出過程を図2-4-1から図2-4-4に示し，大気中への放出トレンドを図2-4-5から図2-4-7に示す。 ※1　各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。 (1)原子炉格納容器からサプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質 $q_{PCV→大気}(t) = q_{PCV→FCVS}(t) \times \frac{1}{DF_1 \cdot DF_2}$ $q_{PCV→大気}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV→FCVS}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの流入割合[1/s] （原子炉格納容器からサプレッション・チェンバの排気ライン） DF_1　：格納容器圧力逃がし装置の除去係数[-]※1 DF_2　：よう素フィルタの除去係数[-]※1 ※1　除去係数は添付資料２　2-1 を参照		4 放射性物質の大気放出過程について 格納容器からサプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質は，格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。 また，格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は，原子炉建物から非常用ガス処理系を経由して，又は直接大気中に放出される。 大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式※1 を以下に示す。また，放射性物質の大気放出過程を図 4-1 から図 4-4 に示し，大気中への放出トレンドを図 4-5 から図 4-7 に示す。 ※1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。 (1)格納容器からサプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質 $q_{PCV→大気}(t) = q_{PCV→FCVS}(t) \times \frac{1}{DF}$ $q_{PCV→大気}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV→FCVS}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの流入割合[1/s] （格納容器からサプレッション・チェンバの排気ライン） DF　：格納容器フィルタベント系の除去係数[-]※1 ※1　除去係数は添付資料 1 を参照	

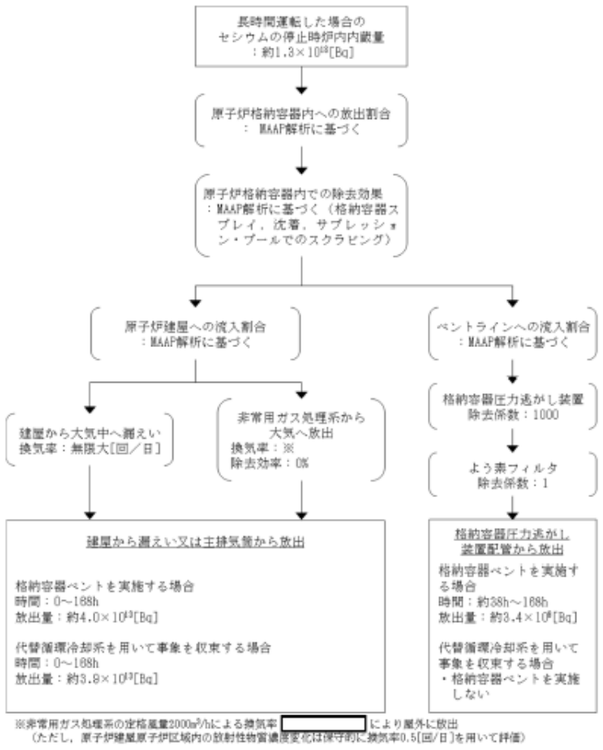
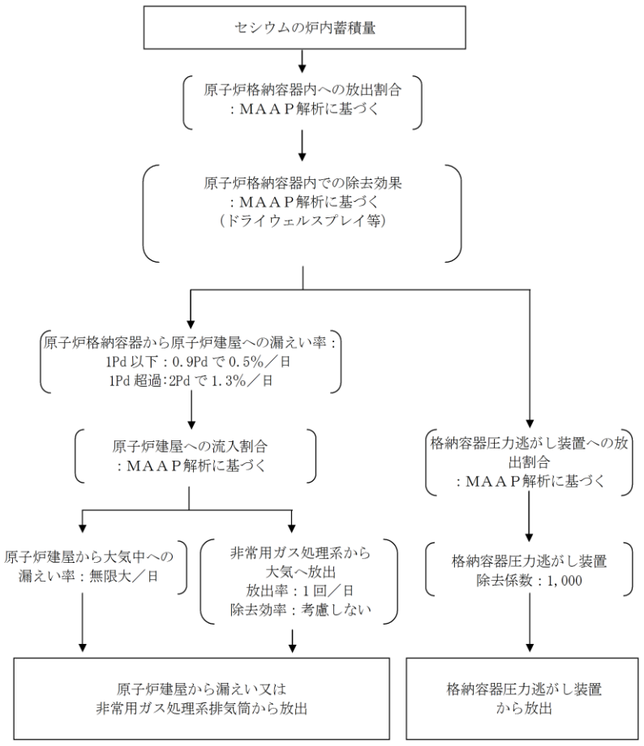
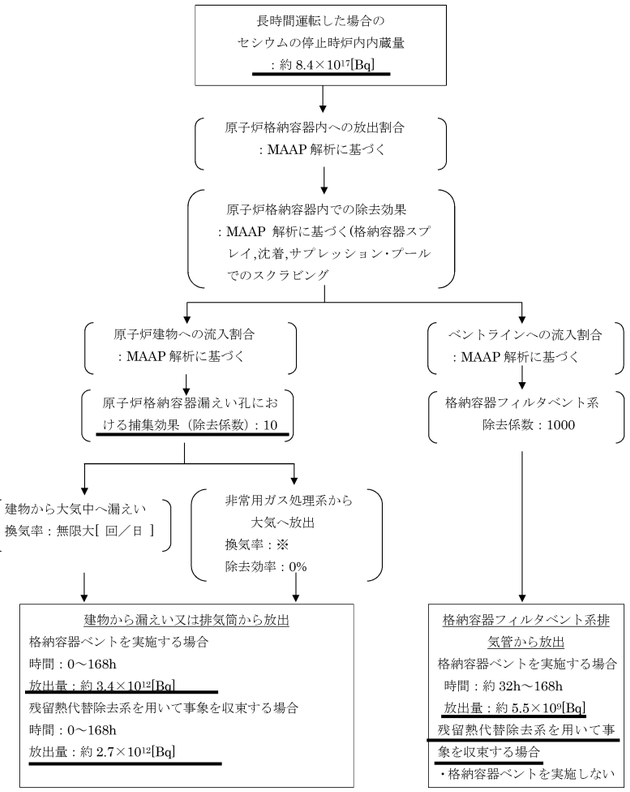
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2)原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質 ①　事故発生から原子炉建屋原子炉区域（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成まで（事故発生40分後※1まで） $q_{R/B→大気}(t) = q_{PCV→R/B}(t)$　　$(t < T_1)$ ※2 $q_{R/B→大気}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉建屋から大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV→R/B}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s] T_1：原子炉区域の負圧達成時間（事故発生 40 分後）[s] ※1　SGTS起動時間及び排気風量並びに原子炉区域の設計気密度を基に評価し設定（添付資料2　2-6を参照） ※2　この期間では原子炉区域の負圧が達成されていないことから，放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては，原子炉区域の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。		(2)格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質 ①事故発生から原子炉建物原子炉棟の負圧達成まで（事故発生 70 分後※1まで） $q_{R/B→大気}(t) = q_{PCV→R/B}(t)$　　$(t < T_1)$※2 $q_{R/B→大気}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV→R/B}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合[1/s] T_1：原子炉建物原子炉棟の負担達成時間(事故発生 70 分後)[s] ※1 非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建物の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 6 を参照） ※2 この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されていないことから，放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては，原子炉建物原子炉棟の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 ＳＧＴ起動時間の相違

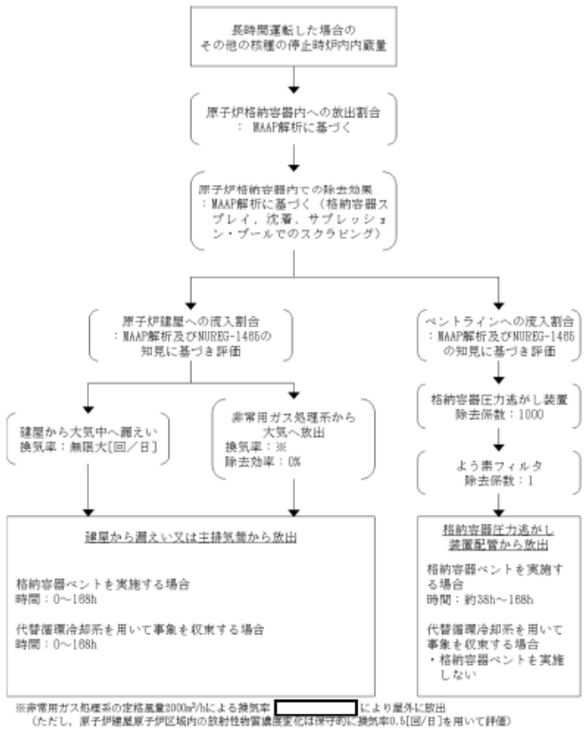
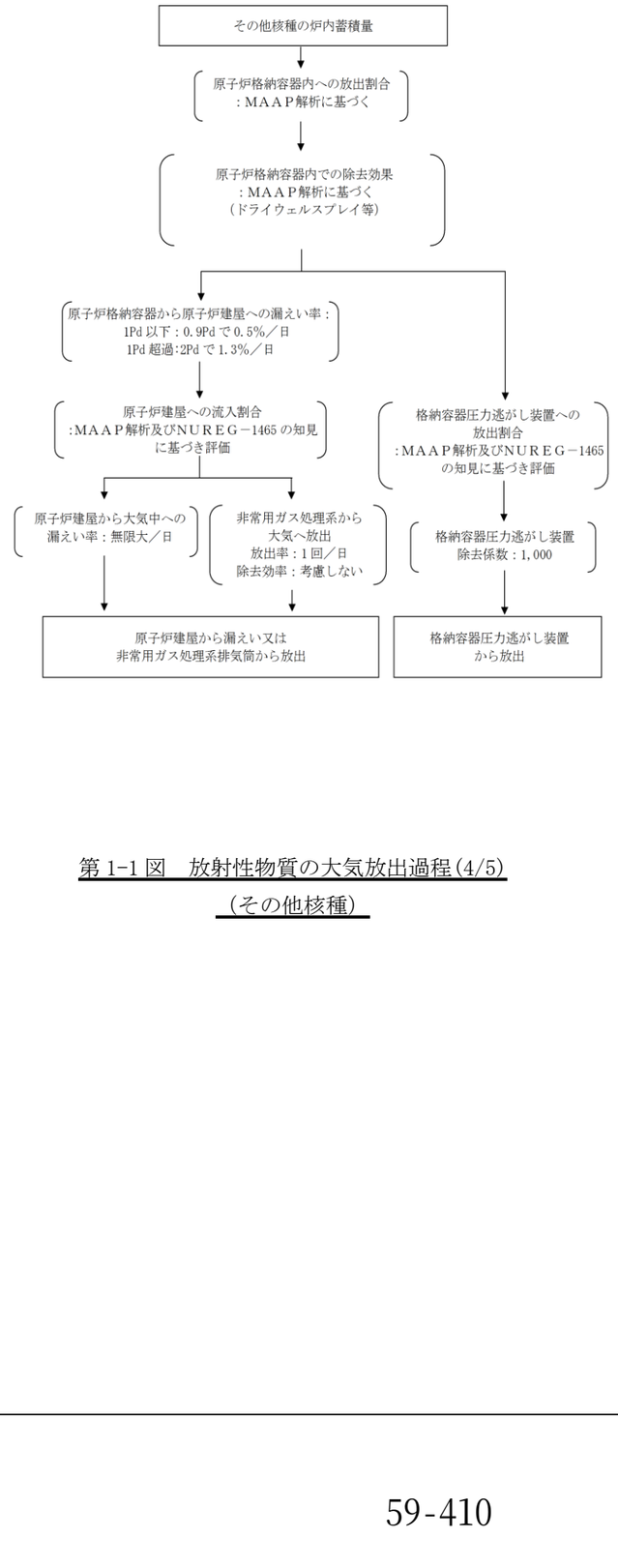
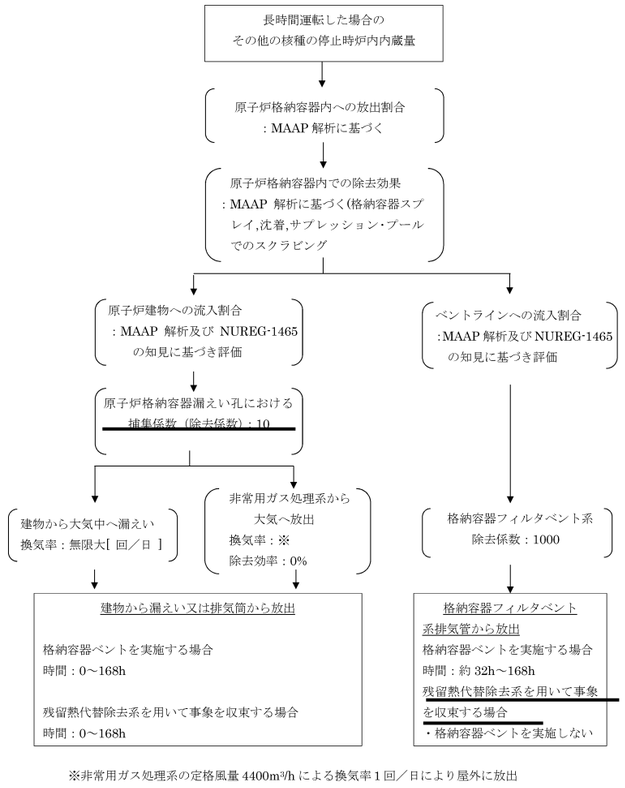
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
②　原子炉区域負圧達成からSGTS の停止まで 格納容器ベントを実施する場合：事故発生40分後から31時間後※1 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合：事故発生40 後から168時間後（評価期間（7日間）中で停止しないことを想定） $q_{R/B\rightarrow 大気}(t) = \lambda_1 \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leqq t < T_2)$※2 $\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda_2 \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$ $Q_{R/B}(T_1) = \int_0^{T_1} q_{PCV\rightarrow R/B}(t)\,dt$※3 $q_{R/B\rightarrow 大気}(t)$：時刻t における単位時間当たりの原子炉建屋から大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$：時刻t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s] $Q_{R/B}(t)$：時刻t における原子炉建屋内での存在割合[-] λ_1：原子炉区域の換気率[1/s]　(SGTS の定格風量と原子炉区域空間容積から算出※3) λ_2：原子炉区域の換気率[1/s]　(原子炉区域の設計気密度を基に設定※3) T_1：原子炉区域の負圧達成時間（事故発生40分後）[s] T_2：SGTS 停止時間[s]		②原子炉建物原子炉棟負圧達成から非常用ガス処理系の停止まで 格納容器ベントを実施する場合：事故発生 70 分後から 168 時間後（評価期間（７日間）中で停止しないことを想定）※1 残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合：事故発生 70 分後から 168 時間後（評価期間（７日間）中で停止しないことを想定） $q_{R/B\rightarrow 大気}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leqq t)$※2 $\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$ $Q_{R/B}(T_1) = \int_0^{T_1} q_{PCV\rightarrow R/B}(t)\,dt$※3 $q_{R/B\rightarrow 大気}(t)$：時刻ｔにおける単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$：時刻ｔにおける単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合[1/s] $Q_{R/B}(t)$：時刻ｔにおける原子炉建物内での存在割合[-] λ：原子炉建物原子炉棟の換気率[1/s]（非常用ガス処理系の定格風量と原子炉建物原子炉棟空間容積から算出※4） T_1：原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間（事故発生 70 分後）[s]	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，SGT を停止しない手順となっている ・設備の相違 【柏崎 6/7】
※1　SGTSの停止操作を含めた格納容器ベント準備作業は，格納容器ベント判断（本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約32時間後）までに行う運用としている。このうち，SGTSの停止操作は数分で完了できることから，本評価では，格納容器ベント判断の1時間程度前（事故発生から31時間後）にSGTS を停止することを想定した。なお，代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合においては，SGTSは停止しないものとして評価した。		※１　格納容器ベント操作後も非常用ガス処理系は停止しないものとして評価した。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，SGT を停止しない手順となっている
※2　この期間では原子炉区域の負圧が維持されているため，放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されず，SGTSを経由して大気中へ放出される。		※２　この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が維持されているため，放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されず，非常用ガス処理系を経由して大気中へ放出される。	
※3　原子炉区域の負圧達成時間（T1）における，停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋内での存在割合は，保守的に時刻T_1 までに原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋内に存在するものとして評価した。		※３　原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間（T_1）における，停止時炉内内蔵量に対する原子炉建物内での存在割合は，保守的に時刻T_1までに格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建物内に存在するものとして評価した。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
※4　原子炉区域[redacted]の換気率[1/s]は，SGTS の定格風量（2000[m³/h]）による換気率[redacted]及び原子炉区域の気密度の設計値（0.5[回/日]）を用いて，評価上保守的となるように設定した。大気中への放出率の評価では大きい方の換気率[redacted]を採用し，原子炉区域内の存在割合の評価では小さい方の換気率（0.5[回/日]）を採用した。 ③　SGTS の停止以降（事故発生から 31 時間後以降） （格納容器ベントを実施する場合のみ） $q_{R/B\to大気}(t) = q_{PCV\to R/B}(t) + \delta(t-T_2)\cdot Q_{R/B}(T_2)$　　$(T_2 \leqq t)$ ※1 $\delta(t-T_2) = \begin{cases} 0, & t \neq T_2 \\ \infty, & t = T_2 \end{cases}$ $q_{R/B\to大気}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの 原子炉建屋から大気中への放出割合[1/s] $q_{PCV\to R/B}(t)$：時刻 t における単位時間当たりの 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s] $Q_{R/B}(T_2)$：時刻 T_2 における原子炉建屋内での存在割合[-]※2 T_2：SGTS 停止時間（事故発生から 31 時間後）[s] ※1　この期間では原子炉区域の負圧が維持されていないと想定し，放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては，原子炉区域の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。 ※2　$Q_{R/B}(T_2)$は前述の②の第２式において，$t=T_2$ 時点での $Q_{R/B}$ を用いた。		※４　原子炉建物原子炉棟（[redacted]）の換気率[1/s]は，非常用ガス処理系の定格風量（4,400[m³/h]）による換気率（1[回/日]）を採用した。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，SGT を停止しない手順となっている ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，SGT を停止しない手順となっている

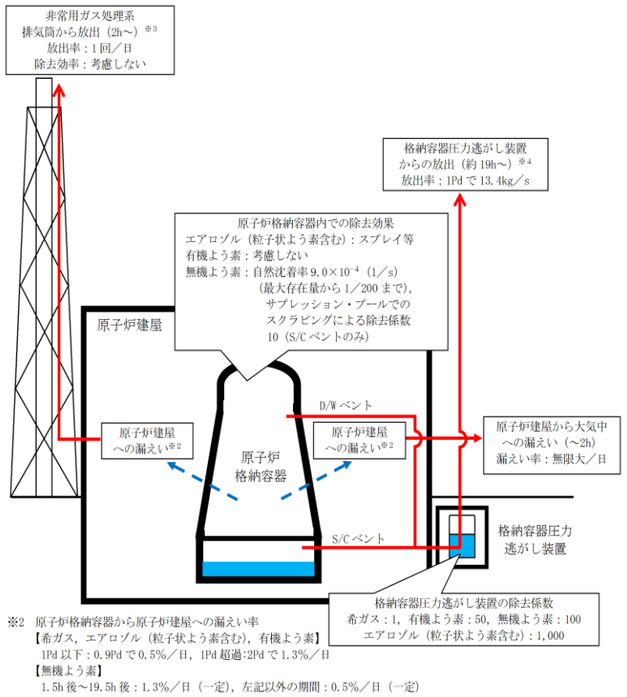
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 炉内内蔵量の相違 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価対象の相違 【東海第二】 島根２号炉は，RHAR で収束するケースも評価
図 2-4-1　炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程	第 1-1 図　放射性物質の大気放出過程(1/5) （希ガス）	図 4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 炉内内蔵量の相違 ・スクラビングによる除去係数の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，MARK-Ⅰの除去係数を適用 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，最確条件として格納容器漏えい孔における捕集効果等を考慮 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価対象の相違 【東海第二】 島根２号炉は，RHAR で収束するケースも評価
図 2-4-2　炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程	第 1-1 図　放射性物質の大気放出過程(2/5) （よう素）	図 4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 炉内内蔵量の相違 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，最確条件として格納容器の漏えい孔における捕集係数を考慮している（DF１０） ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価対象の相違 【東海第二】 島根２号炉は，RHAR で収束するケースも評価
図 2-4-3　炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程	第 1-1 図　放射性物質の大気放出過程(3/5) （セシウム）	図 4-3 重大事故等時のセシウムの大気放出過程	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，最確条件として格納容器の漏えい孔における捕集係数を考慮している（DF１０） ・評価対象の相違 【東海第二】 島根２号炉は，RHAR で収束するケースも評価
図 2-4-4　炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程	第 1-1 図　放射性物質の大気放出過程(4/5) （その他核種）	図 4-4 重大事故等時のその他核種の大気放出過程	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考



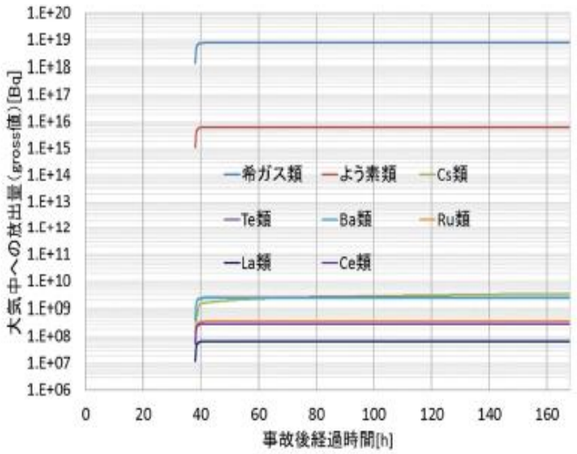
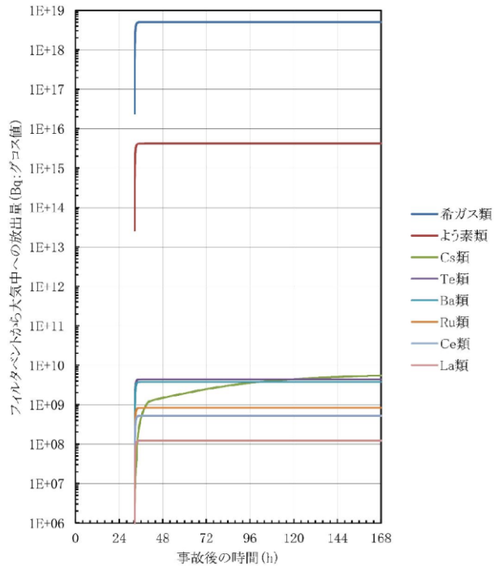
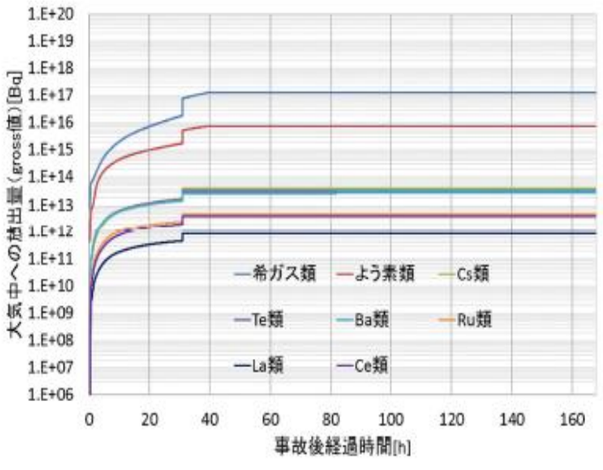
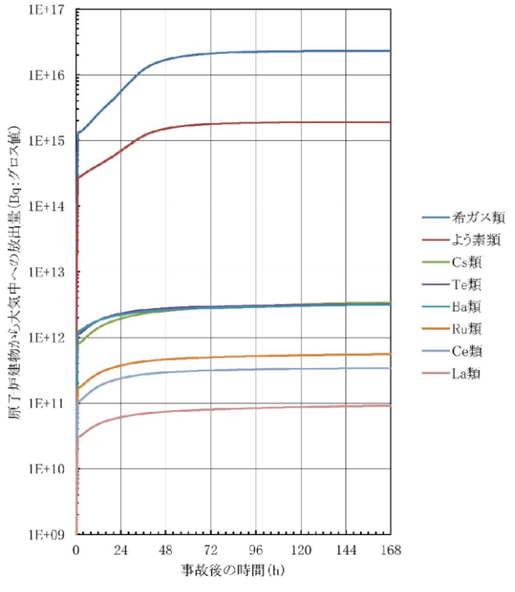
※2　原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%／日，1Pd 超過:2Pd で 1.3%／日
【無機よう素】
1.5h 後～19.5h 後：1.3%／日（一定），左記以外の期間：0.5%／日（一定）

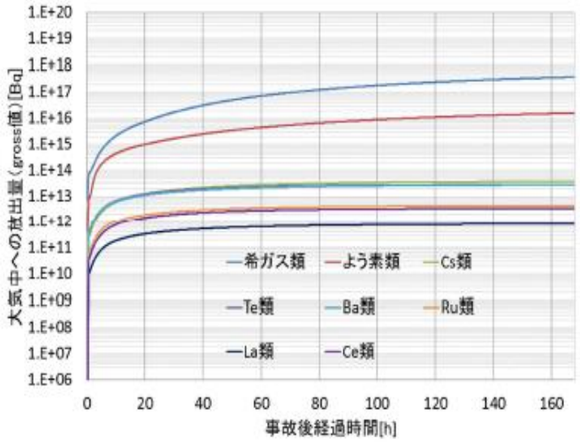
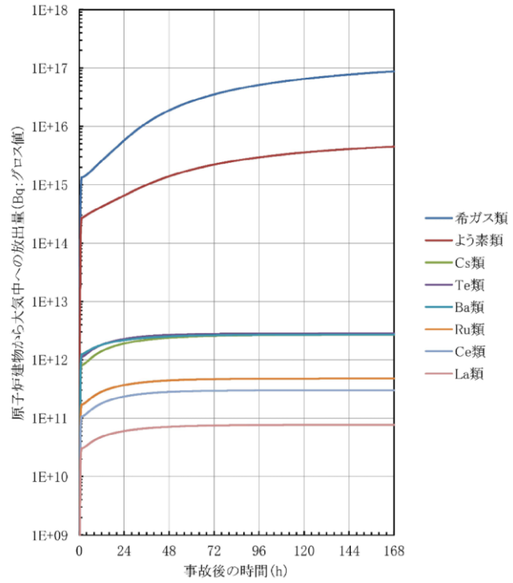
大気への放出経路	0h　▼2h※3　▼19h※4　168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	
非常用ガス処理系排気筒から放出	
格納容器圧力逃がし装置からの放出	

※3　非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋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無くなる。
※4　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 1-1 図　放射性物質の大気放出過程(5/5)
（イメージ）

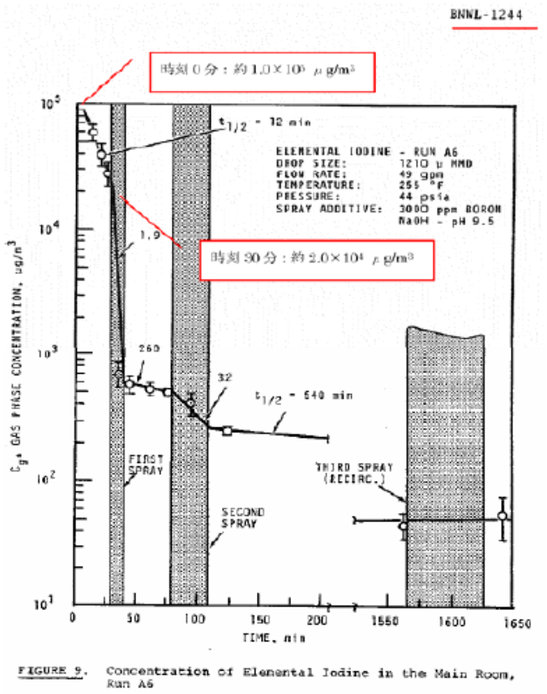
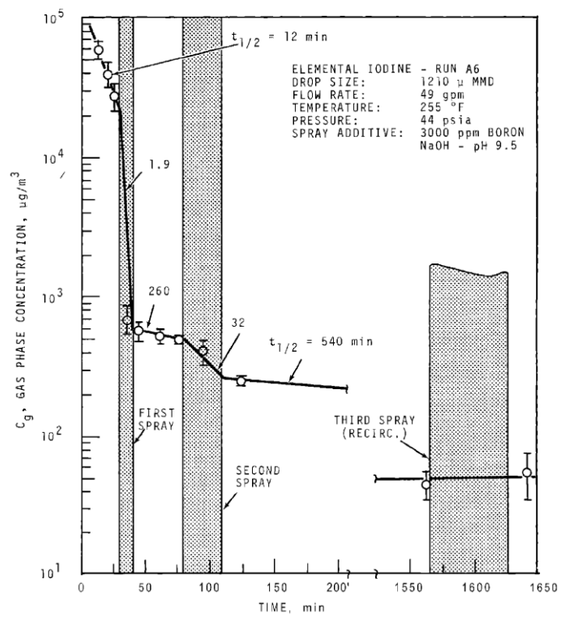
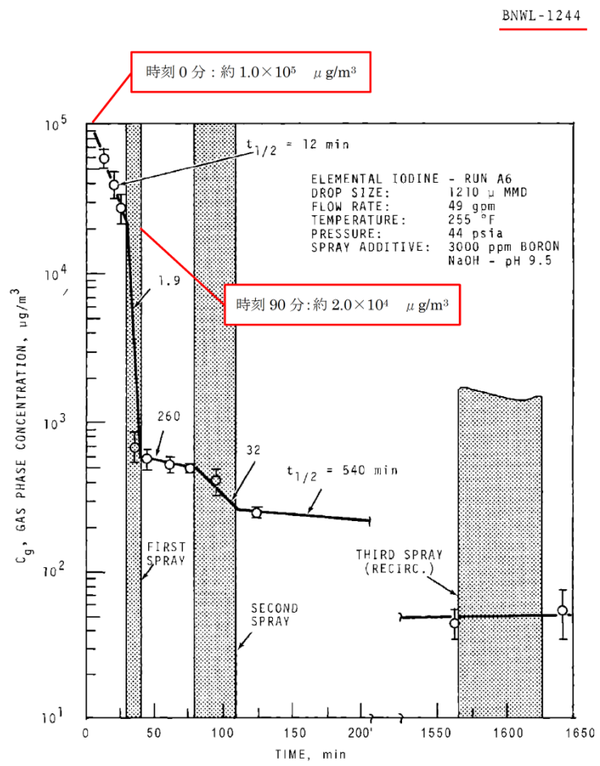
・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉の放出経路は図2.4.1～図2.4.4に示している
放出タイミングは図５に示している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-4-5　格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド		 図 4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
 図 2-4-6　格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド		 図 4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建物経由の放出トレンド	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-4-7　代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の原子炉建屋経由の放出トレンド		 図 4-7 残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の原子炉建物の放出トレンド	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-5　原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について	5　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	5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について	
	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率については，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」において，CSE　A6実験に基づく値が示されている。	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。	格納容器内における無機よう素の自然沈着率については，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」において，ＣＳＥ Ａ６ 実験に基づく値が示されている。	
自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。	原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率をλd（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λd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。	自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。	
原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は，無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。 $\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$ ρ（t）：時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度[μg/m^3] λ_d　：自然沈着率[1/s]	$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$　（式１） $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0}\log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$　（式２）	格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は，無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。 $\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$ ρ(t)：時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度[λ_d：自然沈着率[1/s]	
これを解くことで，自然沈着率は，時刻t0，t1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。 $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \log\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$		これを解くことで，自然沈着率は，時刻 t_0，t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。 $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \ln\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$	
NUPEC 報告書では，Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spraysin the Containment Systems Experiment”の記載（CSE　A6実験）より，「CSE　A6実験の無機ヨウ素の濃度変化では，時刻0分で濃度10^5μg/m^3であったものが，時刻30分で1.995×10^4μg/m^3となる。」として，時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率9.0×10^{-4}[1/s]を算出している。	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10^5μg／m^3及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 1.995×10^4μg／m^3を上式に代入することで，式３のとおり，無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4}（1／s）を算出したとしている。 $\lambda_d = -\frac{1}{30\times60-0}\log\left(\frac{1.995\times10^4}{10^5}\right) \approx 9.0\times10^{-4}$　（式３）	NUPEC 報告書では，Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spraysin the Containment Systems Experiment”の記載（CSE A6 実験）より，「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では，時刻 0 分で濃度 10^5μg/m^3 であったものが，時刻 30 分で 1.995×10^4μg/m^3 となる。」として，時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4}[1/s]を算出している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
これは事故初期のよう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお，米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の無機よう素が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。	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 分から 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 5－1 図参照）	これは事故初期のよう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお，米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 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。	
CSE　A6実験等から，原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が，放出された放射性物質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり，原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。そこで，原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては，自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率（9.0×10^{-4}[1/s]）を代表として適用し，また，自然沈着による上限DF（除去効率）を200とした。 CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technology の論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として，BNWL-1244記載の原子炉格納容器内における無機よう素の時間変化を図2-5-1に示す。		CSE A6 実験等から，原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が，放出された放射性物質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり，原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。そこで，原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては，自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率（9.0×10^{-4}[1/s]）を代表として適用し，また，自然沈着による上限ＤＦ（除去効率）を 200 とした。 CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として，BNWL-1244 記載の格納容器内における無機よう素の時間変化を図 5-1 に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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	 FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6	 FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6	
図 2-5-1　原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化	第 5－1 図　CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図	図 5-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化	
出典：BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”		出典：BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

（参考）

CSE 実験の適応性について

CSE実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」におけるMAAP 解析結果による格納容器内の条件を表1で比較する。

なお，NUPEC報告書においては，スプレイが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており，実験条件は柏崎刈羽6号及び7号炉の事故シーケンスに対するMAAP解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表１　CSE 実験条件と柏崎刈羽６号及び７号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			柏崎刈羽６号及び７号炉解析結果
	A-6※1,※2	A-5※3	A-11※3	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	蒸気＋窒素（＋水素）
雰囲気圧力（MPaG）	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.3[2]
雰囲気温度（℃）	約 120	約 120	約 120	約 207[2]
スプレイの有無	あり[1]	なし	なし	あり（無機よう素に対しては自然沈着のみ考慮）

※1：R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” ,Nucl. Technol. Vol 10 p449-519,1971

※2：R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles from containment atmospheres 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

[1]自然沈着速度の算出には1回目のスプレイが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

[2]格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「大破断

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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 5－1 表に示す。

第 5－1 表　ＣＳＥ実験条件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

島根原子力発電所　２号炉

（参考）

ＣＳＥ 実験の適応性について

ＣＳＥ 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「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」におけるＭＡＡＰ 解析結果による格納容器内の条件を表１ で比較する。

なお，ＮＵＰＥＣ 報告書においては，スプレイが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており，実験条件は島根２号炉の事故シーケンスに対するＭＡＡＰ 解析結果により得られた格納容器内の条件と概ね同等である。

表１ CSE 実験条件と島根２号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			島根２号炉解析結果
	A-6※1,※2	A-5※3	A-11※3	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	蒸気＋窒素（＋水素）
雰囲気圧力（MPaG）	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.23[2]
雰囲気温度（℃）	約 120	約 120	約 120	約 200 以下[2]
スプレイの有無	あり[1]	なし	なし	あり（無機よう素に対しては自然沈着のみ考慮）

※1：R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” ,Nucl. Technol. Vol 10 p449-519,1971

※2：R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”,BNWL-1244

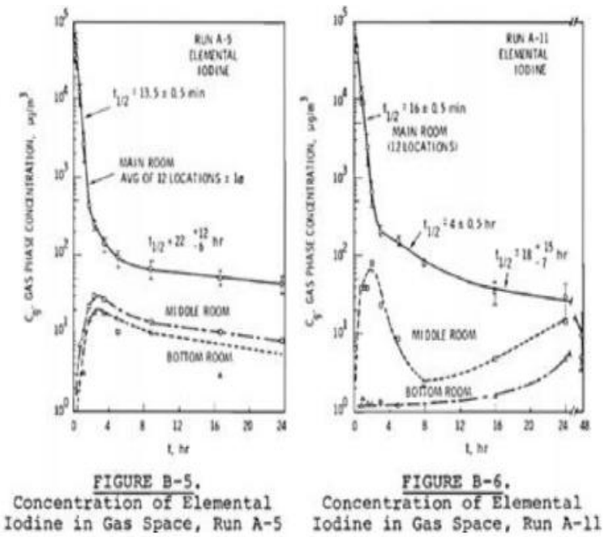
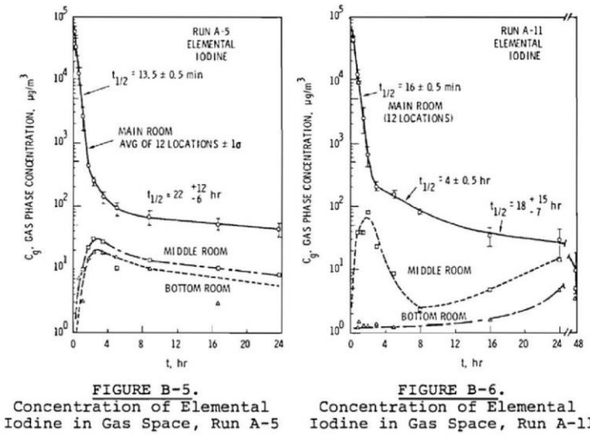
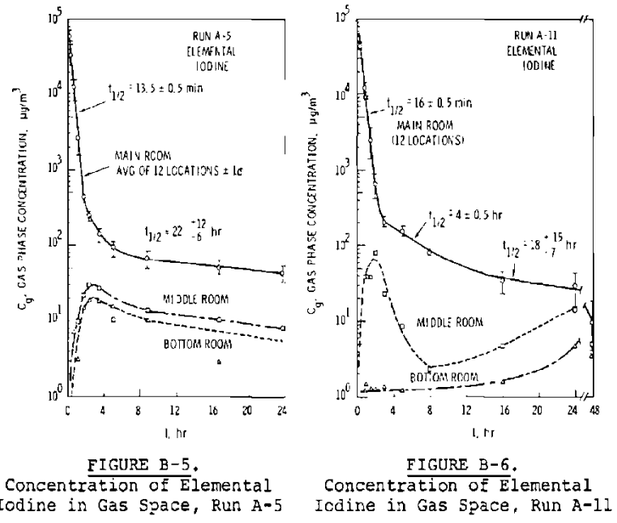
※3：R.K.Hilliard and L.F.Coleman “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment” ,BNWL-1457

[1]自然沈着速度の算出には1回目のスプレイが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

[2]格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」において，炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値	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	電源喪失」において，炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値	
CSE実験でスプレイを使用していないA-5及びA-11における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を図1に示す。初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については，A-6の場合と大きな差は認められず，初期濃度より数100分の1以上低下した後，沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。	スプレイを使用していないＣＳＥ　Ａ５及びＡ１１実験における無機よう素の原子力格納容器内気相部濃度の時間変化を第５－２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。	ＣＳＥ 実験でスプレイを使用していない A-5 及び A-11 における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を図１に示す。初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については，A-6 の場合と大きな差は認められず，初期濃度より数 100 分の１ 以上低下した後，沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。	
 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	 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	 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	
図１　CSE　A-5 及び A-11 実験による無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化	第５－２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	図１　ＣＳＥ A-5 及び A-11 実験による無機よう素の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。 CSE実験における体系と柏崎刈羽6号及び7号炉の比表面積について表2に示す。CSE実験と柏崎刈羽6号及び7号炉の比表面積は同程度となっており，CSE実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。	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実験と東海第二発電所の比表面積の比較を第５－２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。	自然沈着率は評価する体系の体積と内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。 ＣＳＥ実験における体系と島根２号炉の比表面積について表２に示す。ＣＳＥ実験と島根２号炉の比表面積は同程度となっており，ＣＳＥ実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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２　CSE 実験と柏崎刈羽６号及び７号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	柏崎刈羽６号及び７号炉
体積（m^3）	約 600	約 13000
内面積（m^2）	約 570	約 12000
比表面積（1/m）	約 0.9	約 0.9

第５－２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

表２　ＣＳＥ実験と島根２号炉の比表面積の比較

	ＣＳＥ実験体系	島根２号炉
体積（m^3）	約 600	約 13,000
内面積（m^2）	約 570	約 12,000
比表面積（1/m）	約 0.9	約 0.9

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><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>2-6　6 号及び 7 号炉の原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間について
中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建屋原子炉区域（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成時間40分（=非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動30分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間10分）は，表2-6-1に示すとおり設定している。なお，排風機起動から負圧達成までの時間については，原子炉格納容器から原子炉区域への漏えい量，原子炉区域外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。

表 2-6-1　6 号及び 7 号炉の原子炉区域負圧達成時間について
<table>
<tr><th colspan="2"></th><th>6 号及び 7 号炉</th></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉区域容積[m³]</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">SGTS 排風機流量[m³/h]</td><td>2000</td></tr>
<tr><td rowspan="3">原子炉区域負圧達成時間</td><td>事象発生～SGTS 排風機起動</td><td>30 分</td></tr>
<tr><td>SGTS 排風機起動～負圧達成</td><td>＜約 10 分</td></tr>
<tr><td colspan="2"></td><td>＜約 40 分</td></tr>
<tr><td colspan="2">評価において使用する原子炉区域負圧達成時間</td><td>40 分</td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
<td>6 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 70 分（=非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+排気ファン起動から原子炉建物原子炉棟負圧達成時間 10 分）は，表 6-1 に示すとおり設定している。なお，排気ファン起動から負圧達成までの時間については，格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい量，原子炉建物原子炉棟外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。

表 6-1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間について
<table>
<tr><th colspan="2"></th><th>２号炉</th></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉建物原子炉棟容積[m³]</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">非常用ガス処理系排気ファン流量[m³/h]</td><td>4,400</td></tr>
<tr><td rowspan="3">原子炉建物原子炉棟負圧達成時間</td><td>事象発生～SGTS 排気ファン起動</td><td>60 分</td></tr>
<tr><td>SGTS 排気ファン起動～負圧達成</td><td>＜約 10 分</td></tr>
<tr><td colspan="2"></td><td>＜約 70 分</td></tr>
<tr><td colspan="2">評価において使用する原子炉建物原子炉棟負圧達成時間</td><td>70 分</td></tr>
</table>
</td>
<td>・設備及び運用の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）

6 号及び 7 号炉の原子炉区域負圧達成時間の算出について

6号及び7号炉の原子炉区域をSGTS 排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉区域の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉区域圧力は，SGTS排風機による排気と，原子炉区域インリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

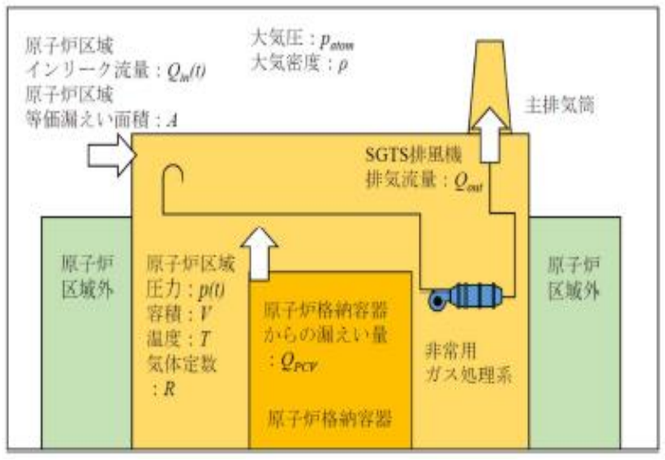


図１　原子炉区域の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉区域の圧力変化率は，気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt}=\frac{RT}{V}\frac{dn}{dt} \quad \cdots (1)$$

したがって，原子炉区域の圧力（p(t)）は次式に従う。

（別紙）

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の算出について

２号炉原子炉建物原子炉棟を非常用ガス処理系排気ファンで排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデルを図１ に示す。

原子炉建物原子炉棟圧力は，非常用ガス処理系排気ファンによる排気と，原子炉建物インリーク及び格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

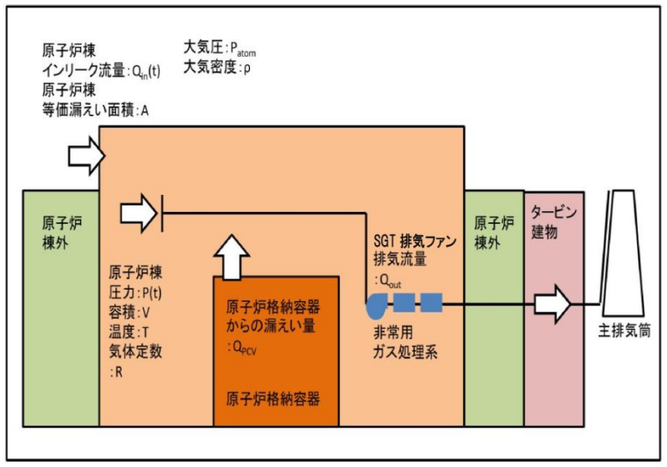


図１　原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉建物原子炉棟の圧力変化率は，気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt}=\frac{RT}{V}\frac{dn}{dt} \quad \cdots (1)$$

したがって，原子炉建物原子炉棟の圧力（p(t)）は次式に従う。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
$p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{RT}{V}\frac{dn}{dt}$ $\Leftrightarrow p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{RT}{V}\left\{\frac{p(t)}{RT}\left(-Q_{out}+Q_{in}(t)+Q_{PCV}(t)\right)\right\}$ $\Leftrightarrow p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{p(t)}{V}\left(-Q_{out}+Q_{in}(t)+Q_{PCV}(t)\right)$　・・・(2) Q_{out}：SGTS 排風機流量[m³/s] $Q_{in}(t)$：原子炉区域インリーク流量[m³/s] $Q_{PCV}(t)$：原子炉格納容器からの漏えい流量[m³/s] 原子炉区域インリーク流量Qin(t)は大気圧と原子炉区域の圧力の差により流量が変化し，その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。 $Q_{in}(t)=A\sqrt{\frac{2(p_{atom}-p(t))}{\rho}}$　・・・(3) A：原子炉区域等価漏えい面積[m²] 原子炉区域等価漏えい面積Aは，原子炉区域の設計気密度に基づき，式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。 原子炉格納容器からの漏えい流量$Q_{PCV}(t)$は，原子炉格納容器内のガスが原子炉区域に漏えいし，体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず，理想気体として存在すると仮定すると，その流量は次式のとおりとなる。 $Q_{PCV}(t)=V_{PCV}\times\frac{\gamma_{PCV}}{100\cdot24\cdot3600}\times\frac{p_{PCV}}{T_{PCV}}\times\frac{T}{p(t)}$　・・・(4) γ_{PCV}：原子炉格納容器設計漏えい率[%/日] したがって，式(2)～(4)より，原子炉区域の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。 $p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{p(t)}{V}\left(-Q_{out}+A\sqrt{\frac{2(p_{atom}-p(t))}{\rho}}+V_{PCV}\times\frac{\gamma_{PCV}}{100\cdot24\cdot3600}\times\frac{p_{PCV}}{T_{PCV}}\times\frac{T}{p(t)}\right)$		$p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{RT}{V}\frac{dn}{dt}$ $\Leftrightarrow p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{RT}{V}\left\{\frac{p(t)}{RT}\left(-Q_{out}+Q_{in}(t)+Q_{PCV}(t)\right)\right\}$ $\Leftrightarrow p(t+\Delta t)p(t)+\Delta t\frac{p(t)}{V}\left(-Q_{out}+Q_{in}(t)+Q_{PCV}(t)\right)\cdots(2)$ Q_{out}：非常用ガス処理系排気ファン流量[m³/s] $Q_{in}(t)$：原子炉建物原子炉棟インリーク流量[m³/s] $Q_{PCV}(t)$：格納容器からの漏えい流量[m³/s] 原子炉建物原子炉棟インリーク流量Qin(t)は大気圧と原子炉建物原子炉棟の圧力の差により流量が変化し，その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。 $Q_{in}(t)=A\sqrt{\frac{2(P_{atom}-P(t))}{\rho}}\cdot\quad\cdot\quad\cdot(3)$ A：原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積[m^2] 原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積 A は，原子炉建物原子炉棟の設計気密度に基づき，式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。 原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$は，格納容器内のガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいし，体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず，理想気体として存在すると仮定すると，その流量は次式のとおりとなる。 $Q_{PCV}(t)=V_{PCV}\times\frac{\gamma_{PCV}}{100\cdot24\cdot3600}\times\frac{P_{PCV}}{T_{pcv}}\times\frac{T}{P(t)}\cdot\quad\cdot\quad\cdot(4)$ γ_{PCV}：格納容器設計漏えい率[%/日] したがって，式(2)～(4)より，原子炉建物原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。 $p(t+\Delta t)=p(t)+\Delta t\frac{p(t)}{V}\left(-Q_{out}+A\sqrt{\frac{2(p_{atom}-p(t))}{\rho}}+V_{PCV}\times\frac{\gamma_{PCV}}{100\cdot24\cdot3600}\times\frac{p_{PCV}}{T_{PCV}}\times\frac{T}{p(t)}\right)$	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 評価条件

原子炉区域負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAq とする。

表１　原子炉区域負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	P_{atm}	Pa(abs) (kPa(abs))	101325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m^3	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉区域圧力	P(t)	Pa(abs)	-	事象発生後，原子炉区域圧力は大気圧まで戻ると想定し，初期圧力には大気圧を設定
原子炉区域容積	V	m^3	[redacted]	設計値
原子炉区域温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉区域 等価漏えい面積	A	m^2	[redacted]	原子炉区域の設計気密度に基づき，ベルヌーイ式より算出※1
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m^3/s (m^3/h)	0.556 (2000)	設計値（定格流量）
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	279×10^3 (279)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m^3	13310	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉区域と同じ温度を仮定
原子炉格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.4	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1　原子炉区域の設計気密度は，「6.4mmAqの負圧状態にあるとき，内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の50%以下」である。ここでは，保守的に50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

3. 評価条件

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価に用いる条件を表１ に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAq とする。

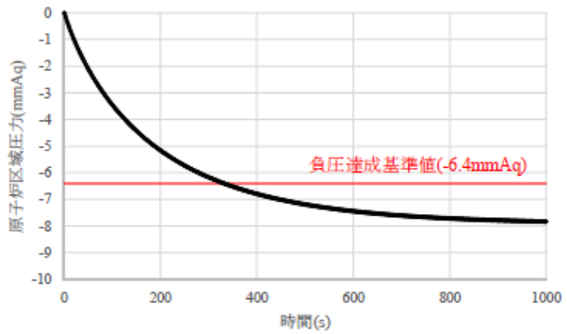
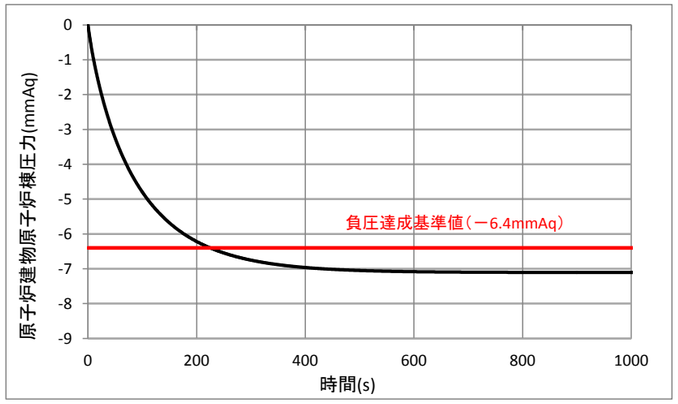
表１ 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	P_{atm}	Pa(abs) (kPa(abs))	101325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m^3	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉建物原子炉棟圧力	P(t)	Pa(abs)	-	事象発生後，原子炉建物原子炉棟圧力は大気圧まで戻ると想定し，初期圧力には大気圧を設定
原子炉建物原子炉棟容積	V	m^3	[redacted]	設計値
原子炉建物原子炉棟温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積	A	m^2	[redacted]	原子炉建物原子炉棟設計気密度に基づき，ベルヌーイ式より算出※1
非常用ガス処理系 排気ファン流量	Q_{out}	m^3/s (m^3/h)	1.222 (4,400)	設計値（定格流量）
格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10^3 (384)	格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
格納容器容積	V_{PCV}	m^3	12,600	設計値
格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建物と同じ温度を仮定
格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1　原子炉建物原子炉棟の設計気密度は，「6.4mmAqの負圧状態にあるとき，内部への漏えい率が１日につき内部空間容積の100%以下」である。ここでは保守的に100[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】

・設備の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
4. 評価結果 原子炉区域圧力の時間変化を図2に示す。 SGTS排風機起動後，原子炉区域圧力は単調に低下し，約333秒後に負圧達成と判断する基準値（-6.4mmAq）を下回る。 中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として，約333秒を丸めて保守的に10分を使用する。  図２　原子炉区域圧力の時間変化		4. 評価結果 原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化を図２に示す。 非常用ガス処理系排気ファン起動後，原子炉建物原子炉棟圧力は単調に低下し，約 250 秒後に負圧達成と判断する基準値（-6.4mmAq）を下回る。 中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として，約 250 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。  図２ 原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-7　被ばく評価に用いた気象資料の代表性について 柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10 から1986年9月までの１年間の気象データを用いて評価を行うに当たり，当該１年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をＦ分布検定により実施した。 以下に検定方法及び検討結果を示す。 1. 検定方法 (1)検定に用いた観測データ 気象資料の代表性を確認するに当たっては，通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの，被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから，排気筒高さ付近を代表する標高85ｍの観測データに加え，参考として標高20ｍの観測データを用いて検定を行った。 (2)データ統計期間 統計年：2004 年 04 月～2013 年 03 月 検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月 (3)検定方法 不良標本の棄却検定に関するＦ分布検定の手順に従って検定を行った。 2. 検定結果 検定の結果，排気筒高さ付近を代表する標高85ｍの観測データについては，有意水準5%で棄却されたのは3項目（風向：E，SSE，風速階級：5.5～6.4m/s）であった。 棄却された3項目のうち，風向（E，SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については，棄却限界をわずかに超えた程度であることから，評価に使用している気象データは，長期間の気象状態を代表しているものと判断した。 なお，標高20ｍの観測データについては，有意水準5%で棄却されたのは11項目であったものの，排気筒高さ付近を代表する標高85ｍの観測データにより代表性は確認できていることから，当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。 検定結果を表2-7-1から表2-7-4に示す。		7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について 島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年 12 月までの１年間の気象データを用いて評価を行うに当たり，当該１年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をＦ分布検定により実施した。 以下に検定方法及び検討結果を示す。 1. 検定方法 (1)検定に用いた観測データ 気象資料の代表性を確認するに当たっては，通常は被ばく評価上重要な排気筒高所風を用いて検定するものの，被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから，排気筒高さ付近を代表する標高 130ｍの観測データに加え，参考として標高 28.5ｍの観測データを用いて検定を行った。 (2)データ統計期間 統計年：2008 年１月～2008 年 12 月，2010 年１月～2018 年 12 月 検定年：2009 年１月～2009 年 12 月 (3)検定方法 不良標本の棄却検定に関するＦ分布検定の手順に従って検定を行った。 2. 検定結果 検定の結果，排気筒高さ付近を代表する標高 130m 及び標高 28.5m の観測データについて，有意水準５％で棄却された項目は無かった（０項目）ことから，評価に使用している気象データは，長期間の気象状態を代表しているものと判断した。 検定結果を表 7-1 から表 7-4 に示す。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の気象を代表する期間のデータを使用 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 排気筒高さの相違 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉の気象を代表する期間のデータを使用 ・検定結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-7-1　棄却検定表（風向）

検 定 年：敷地内C点（標高85m，地上高51m）1985年10月～1986年09月
統計期間：敷地内A点（標高85m，地上高75m）2004年04月～2013年03月
（%）

統計年 / 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 7-1 棄却検定表（風向）

観測場所：露場（標高 28.5m，地上高 20m）（%）

統計年 / 風向	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009 年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

備考

・検定結果の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉の気象を使用

表2-7-2　棄却検定表（風速）

検 定 年：敷地内C点（標高85m，地上高51m）1985年10月～1986年09月
統計期間：敷地内A点（標高85m，地上高75m）2004年04月～2013年03月

(%)

統計年 / 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表7-2 棄却検定表（風速）

観測場所：露場（標高28.5m，地上高20m）（%）

統計年 / 風速階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5～1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5～2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5～3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5～4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5～5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5～6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5～7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5～8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5～9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5～	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

・検定結果の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉の気象を使用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-7-3　棄却検定表（風向）

検 定 年：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）1985 年 10 月～1986 年 09 月
統計期間：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）2004 年 04 月～2013 年 03 月
（%）

統計年 / 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表 7-3 棄却検定表（風向）

観測場所：管理事務所屋上（標高 130m，地上高 115m）（%）

統計年 / 風向	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009 年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

備考

・検定結果の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉の気象を使用

表2-7-4　棄却検定表（風速）

検 定 年：敷地内A点（標高20m，地上高10m）1985年10月～1986年09月
統計期間：敷地内A点（標高20m，地上高10m）2004年04月～2013年03月

(%)

統計年 / 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

表7-4 棄却検定表（風速）

場所：管理事務所屋上（標高130m，地上高115m）（%）

統計年 / 風速階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5～1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5～2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5～3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5～4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5～5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5～6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5～7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5～8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5～9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5～	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

・評価結果の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉の気象を使用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-8　被ばく評価に用いる大気拡散評価について 中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し，累積出現頻度97%に当たる値としている。着目方位を図2-8-1から図2-8-12，評価結果を表2-8-1に示す。	8　炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について 中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値としている。評価対象方位を第８－１図から第８－４図に，各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果を第８－１表に示す。	8　被ばく評価に用いる大気拡散評価について 中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を図 8-1 から図 8-9，評価結果を表 8-1 に示す。 着目方位の選定方法は，「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）」に従い，以下のとおり行う。 【解説 5.7】評価する方位 (1) 建屋影響を受けない場合の評価の方位の定義 建屋による影響が小さく評価点の濃度の拡がりのパラメータがσy，σzによって近似できる場合は，当該方位のみを計算してもよい。 (2) 建屋後流での巻き込みの影響を受ける場合の評価の方位の定義 建屋による巻き込みを考慮する場合には，当該方位に加えて評価点から巻き込みを考慮する建物を見込む方位を評価方位として計算する。 5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散 (1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件 a) 中央制御室のように，事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては，建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。 中央制御室の被ばく評価においては，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について，以下に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。 放出点から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離を用いる。 1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上と	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

した風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 An)の中にある場合

3）評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

ただし，放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。

建屋の影響の有無の判断手順を，図 5.2 に示す。

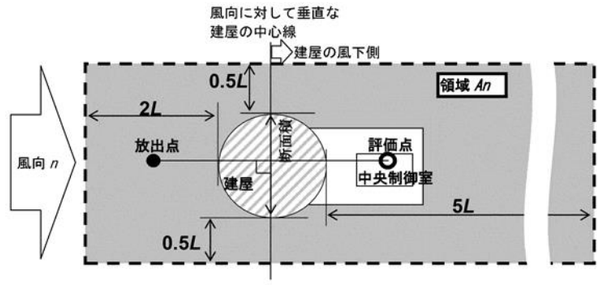


図 5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

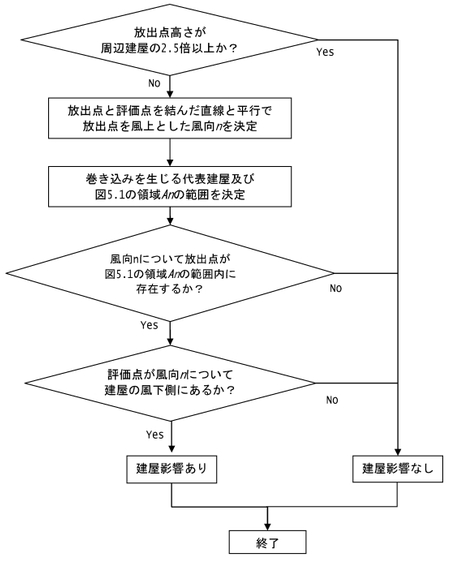
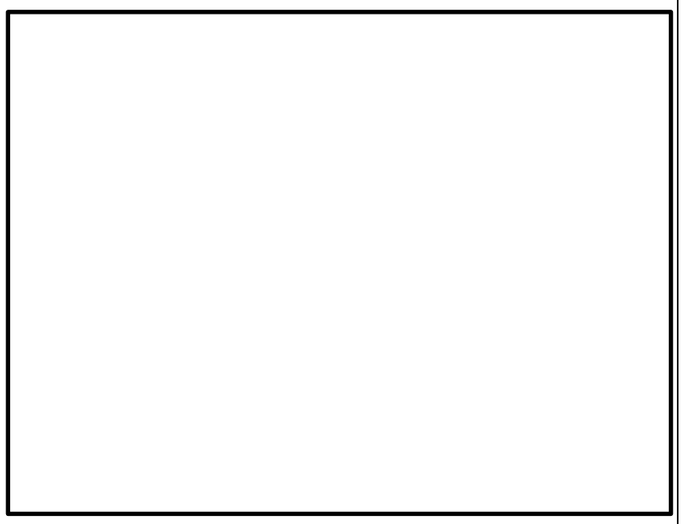
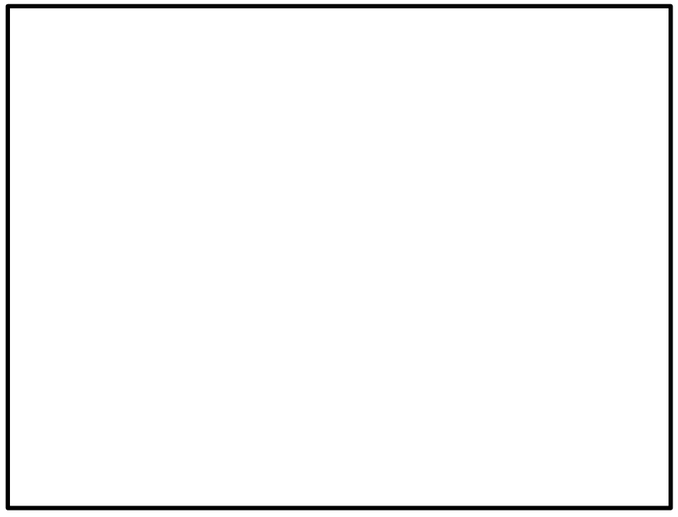
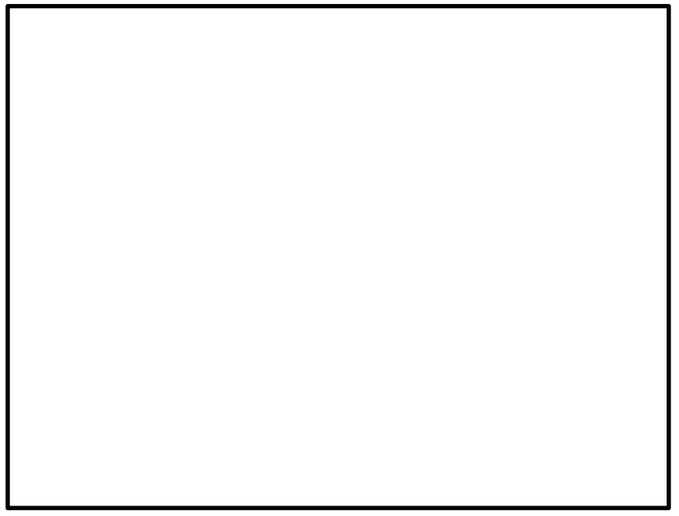
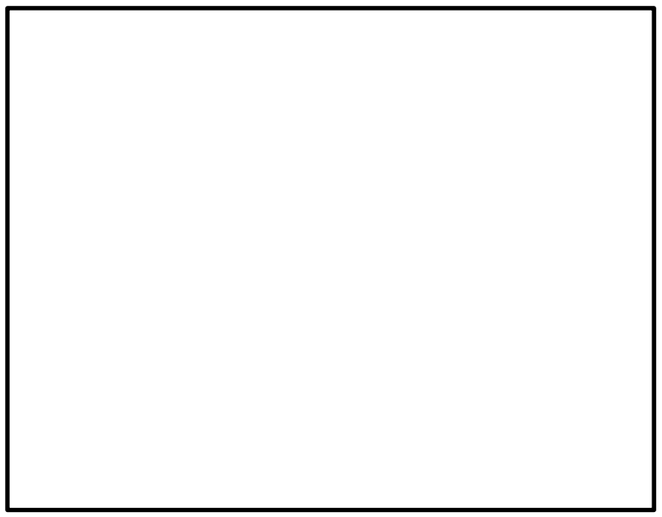
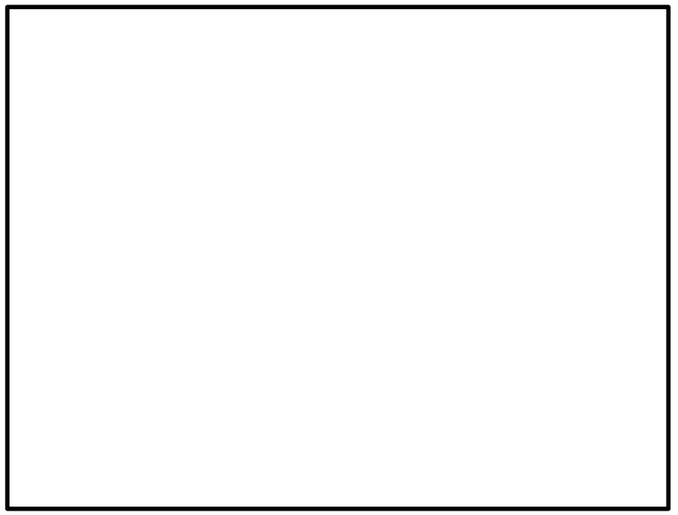
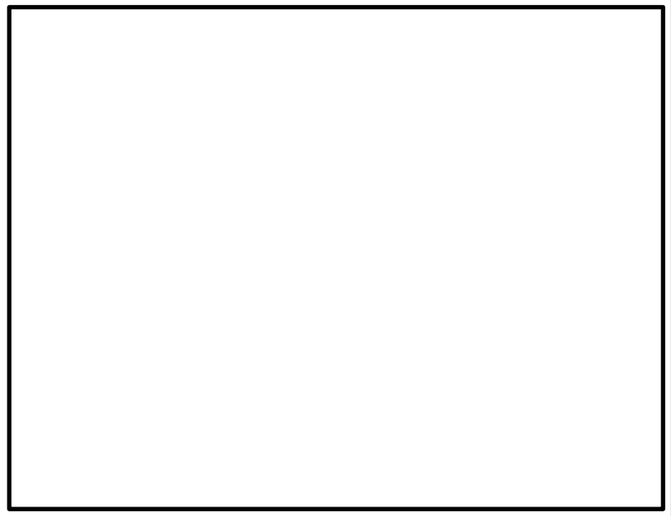
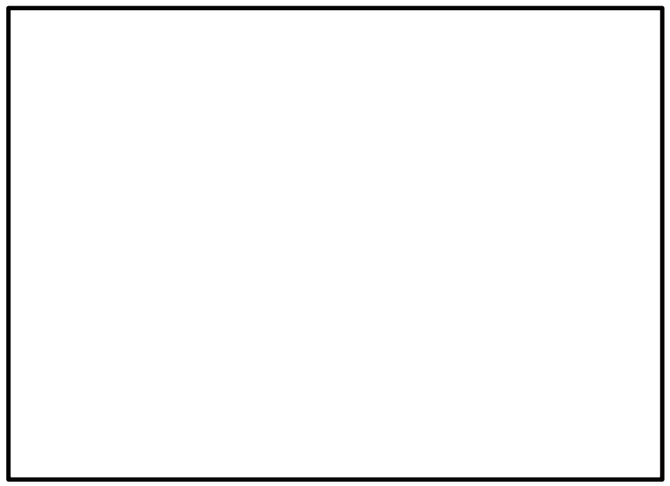
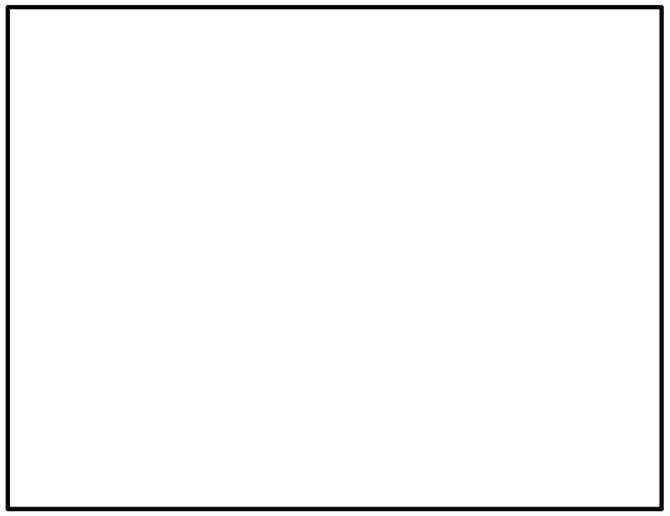
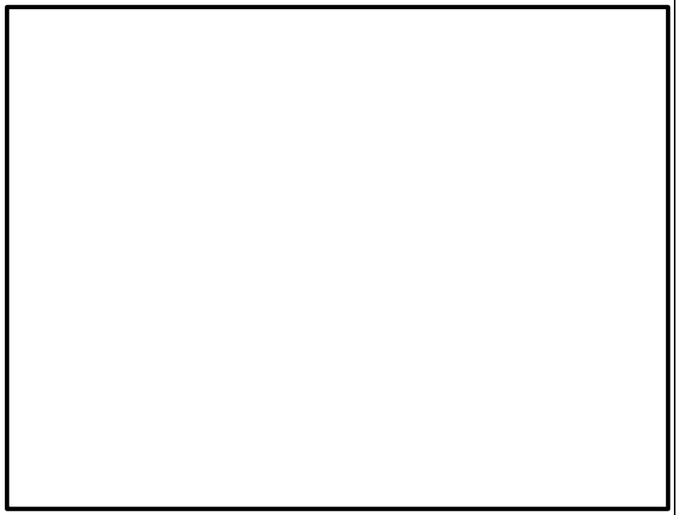
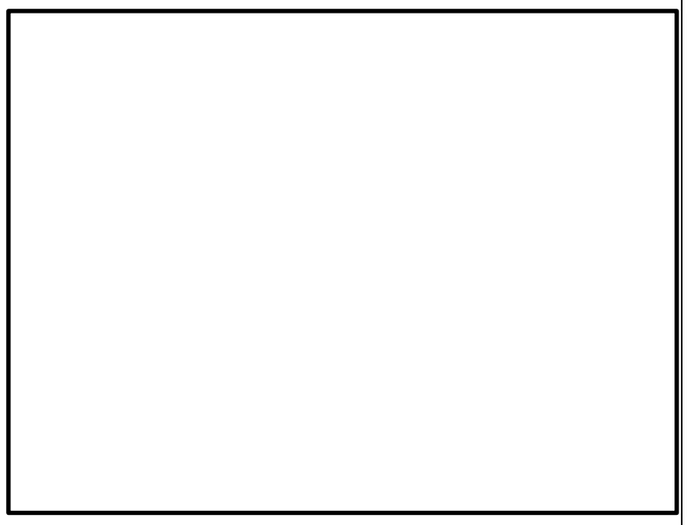
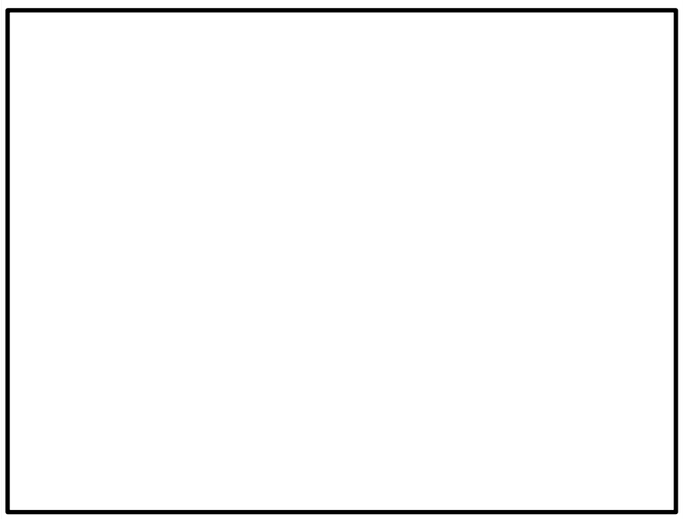
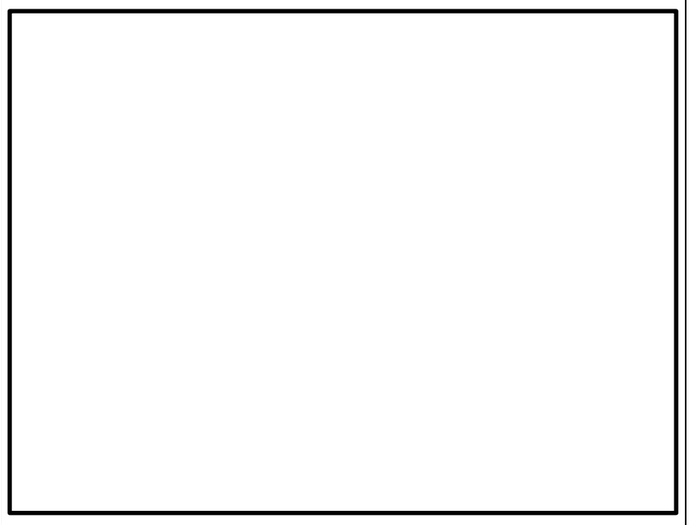
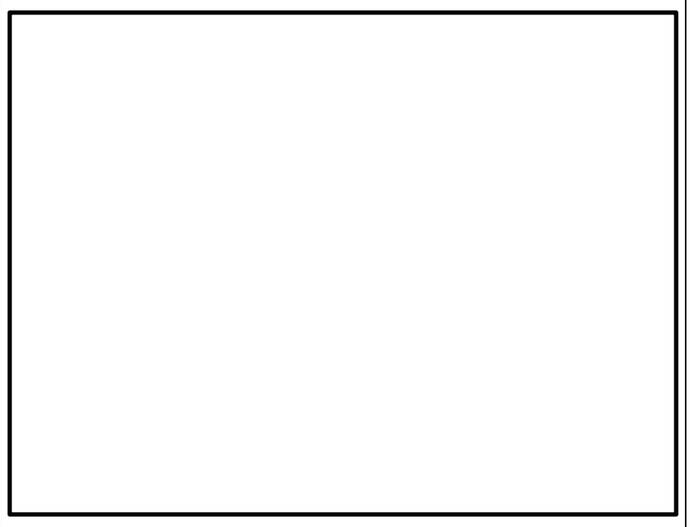


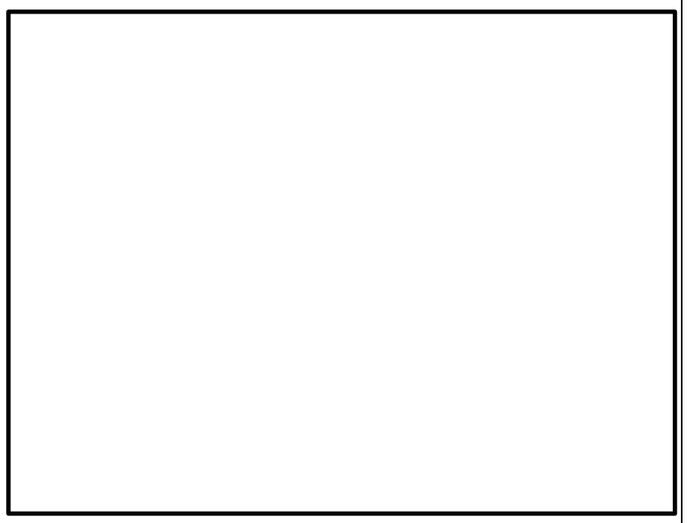
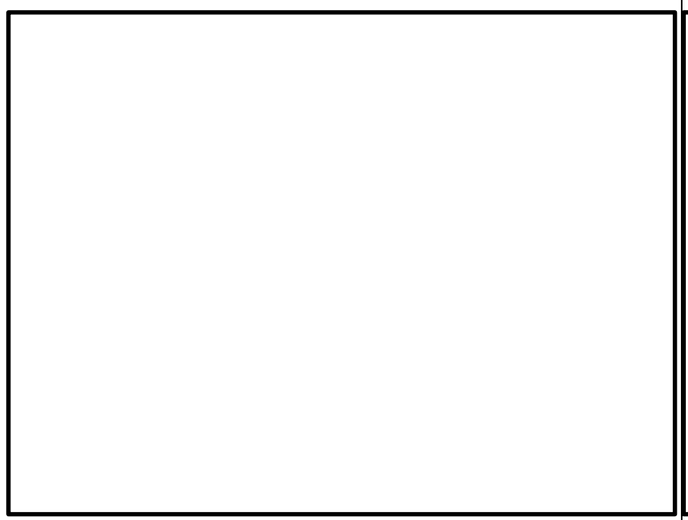
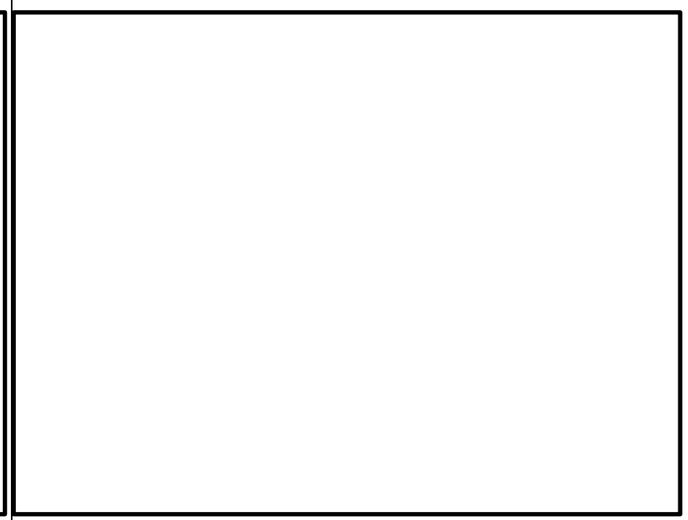
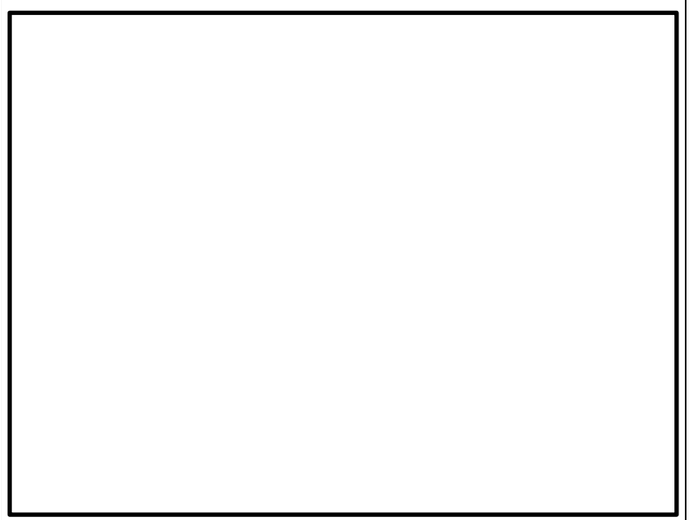
図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

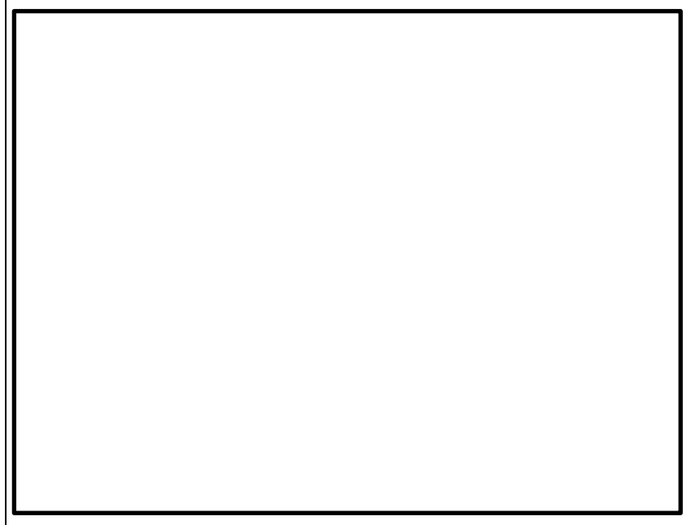
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
相対濃度及び相対線量の評価に当たっては，年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し，小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表2-8-2から表2-8-5に示す。		相対濃度及び相対線量の評価に当たっては，年間を通じて１時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し，小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表 8-2 から表 8-4 に示す。	
 図 2-8-1　着目方位 （放出源：6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心）	 第 8－1 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向） （放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：中央制御室中心）	 図 8-1 着目方位 （放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心）	

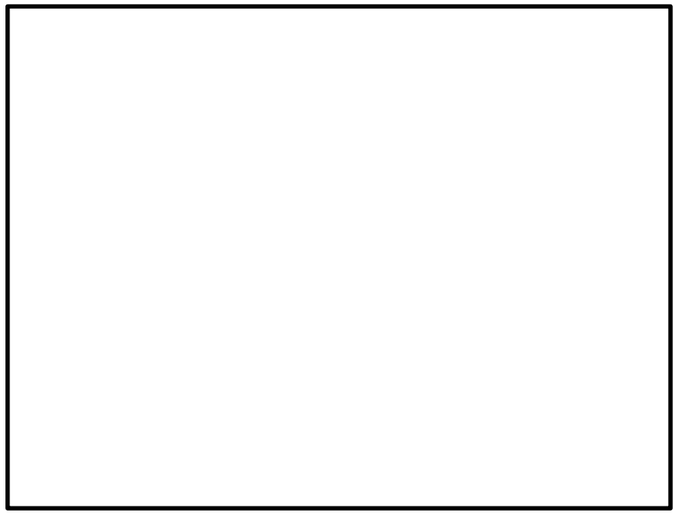
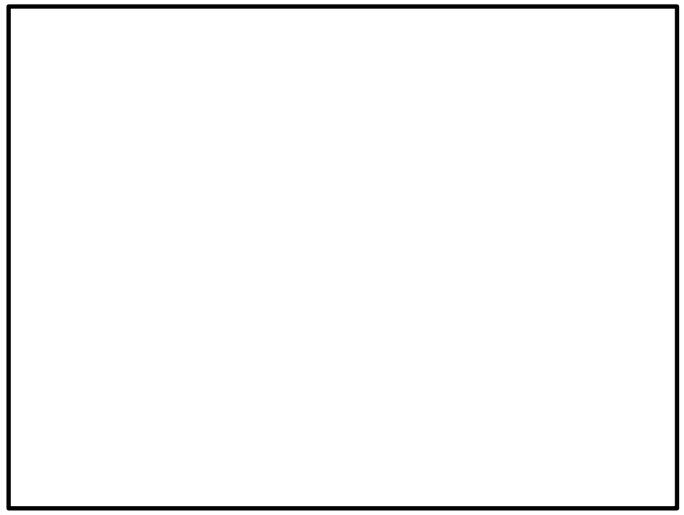
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-8-21　着目方位 （放出源：7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心）		 図 8-2 着目方位 （放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室換気系給気口）	・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，取込被ばくの評価点として中央制御室換気系給気口を評価点としている ・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため該当図面なし

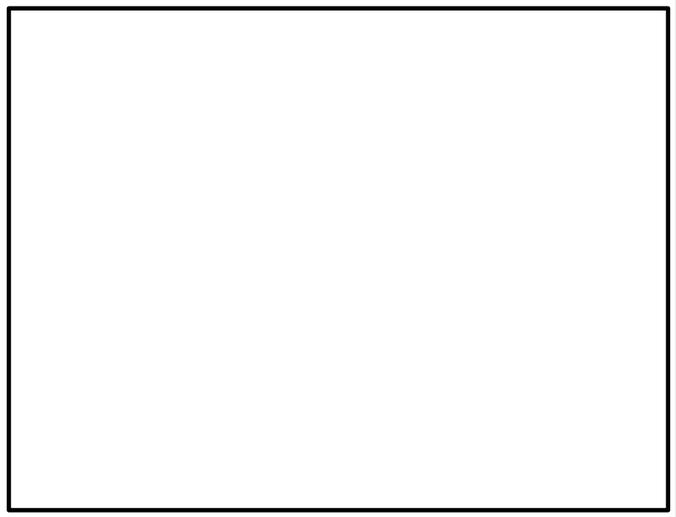
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-8-3　着目方位 （放出源：6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口）  図 2-8-4　着目方位 （放出源：7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口）	 第 8－2 図　入退域時の評価対象方位（風向） （放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：建屋出入口）	 図 8-3　着目方位 （放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため該当図面なし

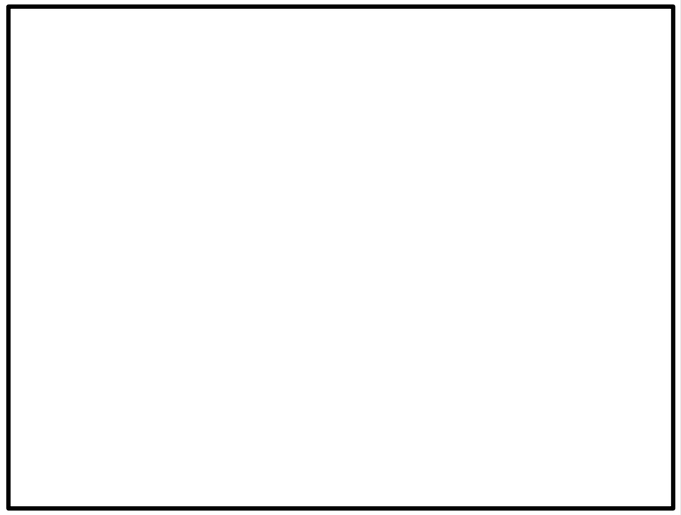
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-8-5　着目方位 （放出源：6 号炉原子炉建屋中心，評価点：中央制御室中心）	 第 8－3 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向） （放出源：原子炉建屋側壁，評価点：中央制御室中心）	 図 8-4 着目方位 （放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室中心）  図 8-5 着目方位 （放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室換気系給気口）	・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，取込被ばくの評価点として中央制御室換気系給気口を評価点としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-6　着目方位 （放出源：7 号炉原子炉建屋中心，評価点：中央制御室中心）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため該当図面なし
 図 2-8-7　着目方位 （放出源：6 号炉原子炉建屋中心，評価点：コントロール建屋入口）	 第 8－4 図 入退域時の評価対象方位（風向） （放出源：原子炉建屋側壁，評価点：建屋出入口）	 図 8-6　着目方位 （放出源：原子炉建物中心，評価点：２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-8　着目方位 （放出源：7 号炉原子炉建屋中心，評価点：コントロール建屋入口）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため該当図面なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-9　着目方位 （放出源：6 号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心）		 図 8-7 着目方位 （放出源：非常用ガス処理系排気管，評価点：中央制御室中心） 図 8-8 着目方位 （放出源：非常用ガス処理系排気管，評価点：中央制御室換気系給気口）	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，取込被ばくの評価点として中央制御室換気系給気口を評価点としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-10　着目方位 （放出源：7 号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心）  図 2-8-11　着目方位 （放出源：6 号炉主排気筒，評価点：コントロール建屋入口）		 図 8-9　着目方位 （放出源：非常用ガス処理系排気管，評価点：２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，単号炉申請のため該当図面なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-12　着目方位 （放出源：7 号炉主排気筒，評価点：コントロール建屋入口）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，単号炉申請のため該当図面なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-8-1　各評価点における着目方位並びに相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 40.4m）	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 39.7m）	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	8.5×10^{-4}
	コントロール建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※　放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 8－1 表 各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果

評価対象		評価点（放出源からの距離）	着目方位	相対濃度（χ／Q）（s／m³）	相対線量（D／Q）（Gy／Bq）
格納容器圧力逃がし装置出口配管	室内作業時	中央制御室中心（55m）	SW，WSW，W，WNW，NW，NNW，N，NNE，NE（9 方位）	約 3.7×10^{-4}	約 8.8×10^{-19}
	入退域時	建屋出入口（45m）	SSW，SW，WSW，W，WNW，NW，NNW，N，NNE（9 方位）	約 3.7×10^{-4}	約 9.4×10^{-19}
建屋放出（原子炉建屋側壁）	室内作業時	中央制御室中心（10m）	S，SSW，SW，WSW，W，WNW，NW，NNW，N（9 方位）	約 8.3×10^{-4}	約 2.9×10^{-18}
	入退域時	建屋出入口（15m）	S，SSW，SW，WSW，W，WNW，NW，NNW，N（9 方位）	約 8.2×10^{-4}	約 2.9×10^{-18}
非常用ガス処理系出口放出	室内作業時	中央制御室中心（100m）	W（1 方位）	約 3.0×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
	入退域時	建屋出入口（110m）	W（1 方位）	約 3.0×10^{-6}	約 9.0×10^{-20}

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては，年間を通じて１時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し，小さい値から順に並べて整理した。評価結果を第８－２表に示す。

島根原子力発電所　２号炉

表 8-1 各評価点における着目方位並びに相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物中心（地上 0m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
非常用ガス処理系排気管（地上 110m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSE, S, SSW	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※１　放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

※２　図 8-9 のとおり，評価点が放出点から見て巻き込みを生じる建物の風上側にあるため，内規の【解説 5.7】(1)のとおり評価対象方位は評価点と放出点を結ぶ１方位のみの計算となるが，保守的に隣接２方位を加えた３方位を評価対象としている。

備考

・評価条件及び拡散評価結果の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-8-2　相対濃度及び相対線量の値（6 号炉起因，中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室中心	6 号炉 格納容器圧力逃がし装置配管	…	…	…	…
		97.16	5.3×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
		…	…	…	…
	6 号炉 原子炉建屋中心	…	…	…	…
		97.16	1.0×10^{-3}	97.16	4.0×10^{-18}
		97.06	9.5×10^{-4}	97.07	3.8×10^{-18}
		96.80	9.3×10^{-4}	96.97	3.7×10^{-18}
		…	…	…	…
	6 号炉 主排気筒	…	…	…	…
		97.16	5.4×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
		…	…	…	…

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1/3）
（格納容器圧力逃がし装置放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s／m³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy／Bq)
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 8.8×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 8.8×10^{-19}
	97.013	約 3.7×10^{-4}	97.013	約 8.8×10^{-19}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 9.4×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 9.4×10^{-19}
	97.013	約 3.8×10^{-4}	97.013	約 9.4×10^{-19}
	…	…	…	…

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（2/3）
（建屋放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s／m³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy／Bq)
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 8.3×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.3×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.3×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 8.2×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.2×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.2×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3/3）
（非常用ガス処理系出口放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s／m³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy／Bq)
室内作業時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 8.8×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 8.8×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 8.8×10^{-20}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 9.0×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 9.0×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 9.0×10^{-20}
	…	…	…	…

島根原子力発電所　２号炉

表 8-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室中心	格納容器フィルタベント系排気管	…	…	…	…
		97.02	4.9×10^{-4}	97.02	5.1×10^{-18}
		97.01	4.9×10^{-4}	97.01	5.1×10^{-18}
		97.00	4.9×10^{-4}	97.00	4.6×10^{-18}
		…	…	…	…
	原子炉建物中心	…	…	…	…
		97.02	1.1×10^{-3}	97.02	5.1×10^{-18}
		97.01	1.1×10^{-3}	97.01	5.1×10^{-18}
		97.00	1.1×10^{-3}	97.00	4.8×10^{-18}
		…	…	…	…
	非常用ガス処理系排気管	…	…	…	…
		97.03	2.8×10^{-4}	97.03	2.5×10^{-18}
		97.02	2.8×10^{-4}	97.02	2.5×10^{-18}
		97.00	2.8×10^{-4}	97.00	2.5×10^{-18}
		…	…	…	…

備考

・評価結果及び資料構成の相違

【柏崎 6/7，東海第二】
東海第二の「室内作業時」は島根２号炉の評価点「中央制御室中心」及び「中央制御室換気系給気口」に相当
また，東海第二の「入退域時」は島根２号炉の評価点「２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口」に相当

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-3　相対濃度及び相対線量の値（7 号炉起因，中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 中心	7 号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管	…	…	…	…
		98.84	9.6×10^{-4}	97.32	6.5×10^{-18}
		97.32	8.5×10^{-4}	97.12	6.4×10^{-18}
		96.94	8.0×10^{-4}	96.75	6.2×10^{-18}
		…	…	…	…
	7 号炉 原子炉建屋 中心	…	…	…	…
		97.22	1.7×10^{-3}	97.22	6.8×10^{-18}
		97.02	1.7×10^{-3}	97.02	6.3×10^{-18}
		96.64	1.7×10^{-3}	96.64	6.2×10^{-18}
		…	…	…	…
	7 号炉 主排気筒	…	…	…	…
		98.81	9.5×10^{-4}	97.22	6.5×10^{-18}
		97.22	8.4×10^{-4}	97.02	6.4×10^{-18}
		96.84	7.9×10^{-4}	96.64	6.2×10^{-18}
		…	…	…	…

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，単号炉申請のため該当する表無し

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1/3）

（格納容器圧力逃がし装置放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度（%）	評価結果（s／m^3）	累積出現頻度（%）	評価結果（Gy／Bq）
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 8.8×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 8.8×10^{-19}
	97.013	約 3.7×10^{-4}	97.013	約 8.8×10^{-19}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 9.4×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 9.4×10^{-19}
	97.013	約 3.8×10^{-4}	97.013	約 9.4×10^{-19}
	…	…	…	…

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（2/3）

（建屋放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度（%）	評価結果（s／m^3）	累積出現頻度（%）	評価結果（Gy／Bq）
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 8.3×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.3×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.3×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 8.2×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.2×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.2×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3/3）

（非常用ガス処理系出口放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度（%）	評価結果（s／m^3）	累積出現頻度（%）	評価結果（Gy／Bq）
室内作業時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 8.8×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 8.8×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 8.8×10^{-20}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 9.0×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 9.0×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 9.0×10^{-20}
	…	…	…	…

島根原子力発電所　２号炉

表 8-3 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室換気系給気口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m^3]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室換気系給気口	格納容器フィルタベント系排気管	…	…	…	…
		97.02	5.8×10^{-4}	97.02	5.3×10^{-18}
		97.01	5.8×10^{-4}	97.01	5.3×10^{-18}
		97.00	5.8×10^{-4}	97.00	5.3×10^{-18}
		…	…	…	…
	原子炉建物中心	…	…	…	…
		97.02	1.2×10^{-3}	97.02	5.5×10^{-18}
		97.01	1.2×10^{-3}	97.01	5.5×10^{-18}
		97.00	1.2×10^{-3}	97.00	5.3×10^{-18}
		…	…	…	…
	非常用ガス処理系排気管	…	…	…	…
		97.03	2.9×10^{-4}	97.03	2.6×10^{-18}
		97.02	2.9×10^{-4}	97.02	2.6×10^{-18}
		97.00	2.9×10^{-4}	97.00	2.6×10^{-18}
		…	…	…	…

備考

・評価条件の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

島根２号炉では，取込被ばくの評価点として中央制御室換気系給気口を評価点としている

・評価結果及び資料構成の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

東海第二の「室内作業時」は島根２号炉の評価点「中央制御室中心」及び「中央制御室換気系給気口」に相当

また，東海第二の「入退域時」は島根２号炉の評価点「２号原子炉補機冷却系熱交換器室入口」に相当

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-8-4　相対濃度及び相対線量の値（6 号炉起因，コントロール建屋入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
コントロール建屋入口	6 号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管	…	…	…	…
		97.34	5.0×10^{-4}	97.27	3.9×10^{-18}
		97.23	4.7×10^{-4}	97.16	3.7×10^{-18}
		96.99	4.6×10^{-4}	96.92	3.6×10^{-18}
		…	…	…	…
	6 号炉 原子炉建屋 中心	…	…	…	…
		97.23	9.1×10^{-4}	97.23	3.8×10^{-18}
		97.08	9.1×10^{-4}	97.16	3.7×10^{-18}
		96.84	8.3×10^{-4}	96.92	3.5×10^{-18}
		…	…	…	…
	6 号炉 主排気筒	…	…	…	…
		97.34	5.1×10^{-4}	97.16	3.8×10^{-18}
		97.23	4.8×10^{-4}	97.15	3.7×10^{-18}
		96.99	4.7×10^{-4}	96.91	3.6×10^{-18}
		…	…	…	…

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（1/3）
（格納容器圧力逃がし装置放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s／m³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy／Bq)
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 8.8×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 8.8×10^{-19}
	97.013	約 3.7×10^{-4}	97.013	約 8.8×10^{-19}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 9.4×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 9.4×10^{-19}
	97.013	約 3.8×10^{-4}	97.013	約 9.4×10^{-19}
	…	…	…	…

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（2/3）
（建屋放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s／m³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy／Bq)
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 8.3×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.3×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.3×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 8.2×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.2×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.2×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…

第 8－2 表 相対濃度及び相対線量の評価結果（3/3）
（非常用ガス処理系出口放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	評価結果 (s／m³)	累積出現頻度 (%)	評価結果 (Gy／Bq)
室内作業時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 8.8×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 8.8×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 8.8×10^{-20}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 9.0×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 9.0×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 9.0×10^{-20}
	…	…	…	…

島根原子力発電所　２号炉

表 8-4 相対濃度及び相対線量の値（２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	格納容器フィルタベント系排気管	…	…	…	…
		97.02	7.4×10^{-4}	97.02	6.1×10^{-18}
		97.01	7.4×10^{-4}	97.01	6.1×10^{-18}
		97.00	7.4×10^{-4}	97.00	6.1×10^{-18}
		…	…	…	…
	原子炉建物中心	…	…	…	…
		97.02	1.5×10^{-3}	97.02	6.0×10^{-18}
		97.01	1.5×10^{-3}	97.01	6.0×10^{-18}
		97.00	1.5×10^{-3}	97.00	6.0×10^{-18}
		…	…	…	…
	非常用ガス処理系排気管	…	…	…	…
		97.03	1.3×10^{-4}	97.03	1.1×10^{-18}
		97.02	1.3×10^{-4}	97.02	1.1×10^{-18}
		97.00	1.3×10^{-4}	97.00	1.1×10^{-18}
		…	…	…	…

備考

・評価結果及び資料構成の相違

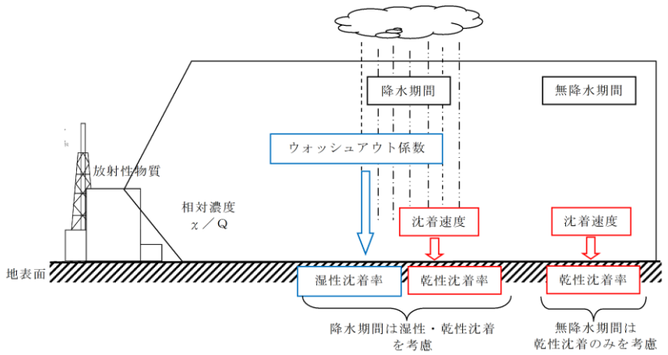
【柏崎 6/7，東海第二】
東海第二の「室内作業時」は島根２号炉の評価点「中央制御室中心」及び「中央制御室換気系外気取入口」に相当
また，東海第二の「入退域時」は島根２号炉の評価点「２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口」に相当

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-8-5　相対濃度及び相対線量の値（7 号炉起因，コントロール建屋入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
コントロール建屋入口	7 号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管	…	…	…	…
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		98.41	9.7×10^{-4}	98.41	7.4×10^{-18}
		96.47	8.5×10^{-4}	96.47	6.7×10^{-18}
		…	…	…	…
	7 号炉 原子炉建屋 中心	…	…	…	…
		100.00	2.1×10^{-3}	100.00	7.3×10^{-18}
		98.61	2.0×10^{-3}	98.61	7.2×10^{-18}
		96.82	1.9×10^{-3}	96.82	6.9×10^{-18}
		…	…	…	…
	7 号炉 主排気筒	…	…	…	…
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		98.61	9.8×10^{-4}	98.61	7.4×10^{-18}
		96.82	8.5×10^{-4}	96.82	6.8×10^{-18}
		…	…	…	…

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，単号炉申請のため該当する表無し

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-9　地表面への沈着速度の設定について	16　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 16－1 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 16－1 図 地表面沈着のイメージ	9 地表面への沈着速度の設定について	
中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては，地表面への沈着速度として，乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s，有機よう素：4.0×10^{-3}cm/s）を用いている。 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日 原子力委員会決定，一部改訂平成13年3月29日）の解説において，葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料2　2-10，2-11を参照）の4倍と設定した。 湿性沈着を考慮した沈着速度を，乾性沈着速度の4倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。	中央制御室の居住性評価において，地表面への沈着速度として，乾性沈着速度 0.3cm／s の 4 倍である 1.2cm／s※1 を用いている。 ※1　有機よう素の地表面への沈着速度としては 4.0×10^{-3}cm／s 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定，一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日）の解説において，葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は，乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の 4 倍と設定した。 以下では，湿性沈着を考慮した沈着速度を，乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性を検討した。	中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては，地表面への沈着速度として，乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s，有機よう素：4.0×10^{-3}cm/s）を用いている。 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定，一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）の解説において，葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は、乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料 10，11 を参照）の 4 倍と設定した。 湿性沈着を考慮した沈着速度を，乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 検討手法 湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は，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%値と，乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比が4倍を超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。 (1)乾性沈着率 乾性沈着率は「日本原子力学会標準　原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（社団法人日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが，ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院 平成21年8月12日）[【解説5.3】(1)]に従い評価した，放出源高さの相対濃度を用いた。 $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i$　・・・・・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）	1.　評価手法 湿性沈着を考慮した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。その比と乾性沈着速度（0.3cm／s，添付資料 15 参照）の積が 1.2cm／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。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。 (1)　乾性沈着率 乾性沈着率は，「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3ＰＳＡ編）：2008」（社団法人　日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。学会標準解説 4.7 では，使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが，ここでは内規[【解説 5.3】①]に従い，地上高さの相対濃度を用いた。 $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i$　・・・・・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）	1.検討手法 湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は，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%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比が 4 倍を超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。 (1)乾性沈着率 乾性沈着率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。「学会標準」解説 4.7 では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが，ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院 平成 21 年 8 月 12 日）[【解説 5.3】(1)]に従い評価した，放出源高さの相対濃度を用いた。 $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i$　・　・　・　・　・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)	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)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$\chi/Q_w(x,y)_i$は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。 $(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}]$　・・② $(\chi/Q)_w(x,y)_i$：時刻iでの湿性沈着率[1/m²] $\chi/Q(x,y,0)_i$：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] （$=9.5\times10^{-5}\times Pr_i^{0.8}$　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。 $\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$　・・・③	(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（$\chi/Q)_{w(x,y)i}$は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。 $(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]$・・・・・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] （$=9.5\times10^{-5}\times Pr_i^{0.8}$学会標準より） P_{Ti}　：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。 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） 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値（①） $= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$　・・・・・③ 2.　地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方 地表面沈着率の累積出現頻度は，気象指針に記載されているχ／Ｑの累積出現頻度 97%値の求め方※２に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第 16－2 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時間毎に算出する。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 16－2 図の例は，評価対象方位をＳＷとした場合であ	(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（x，y）は「学会標準」解説 4.11 より以下のように表される。 $(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_o^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}]$・　・② $(\chi/Q)_w(x,y)_i$：時刻 i での湿性沈着率[1/m²] $\chi/Q(x,y,0)_i$：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] $(=9.5\times10^{-5}\times pr_i^{0.8}$　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] 幹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。 $\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$ ・　・　・③	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

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。

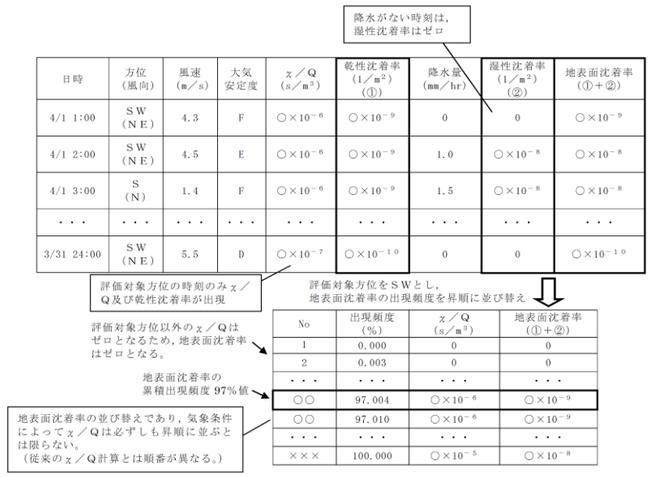
（2）上記（1）で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が 97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の 97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため，χ／Ｑの累積出現頻度と異なる）。

※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。



第 16－2 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）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

2. 検討結果

表2-9-1に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出源と同じ高さの相対濃度を用いたとき，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1.0～1.3程度となった。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の4倍と設定することは保守的であるといえる。

表 2-9-1　沈着率評価結果

放出源及び放出源高さ※	評価点	①乾性沈着率 (1/m²)	②乾性沈着率+湿性沈着率 (1/m²)	比 (②/①)
6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 40.4m）	中央制御室中心	約 1.5×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}	約 1.3
	コントロール建屋入口	約 1.4×10^{-6}	約 1.9×10^{-6}	約 1.3
7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管（地上 39.7m）	中央制御室中心	約 2.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 1.2
	コントロール建屋入口	約 2.9×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.0
6 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	約 2.8×10^{-6}	約 3.4×10^{-6}	約 1.2
	コントロール建屋入口	約 2.7×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}	約 1.2
7 号炉原子炉建屋中心（地上 0m）	中央制御室中心	約 5.1×10^{-6}	約 5.9×10^{-6}	約 1.2
	コントロール建屋入口	約 6.1×10^{-6}	約 6.1×10^{-6}	約 1.0
6 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	約 1.5×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}	約 1.3
	コントロール建屋入口	約 1.4×10^{-6}	約 1.9×10^{-6}	約 1.3
7 号炉主排気筒（地上 73m）	中央制御室中心	約 2.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 1.2
	コントロール建屋入口	約 3.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.0

※　放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

東海第二発電所（2018.9.18 版）

3.　評価結果

第 16－1 表に中央制御室の評価点についての評価結果を示す。乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき，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%値の比は約 1.2 となった。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

第 16－1 表 沈着率評価結果

評価点	放出点	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)
中央制御室中心	原子炉建屋	約 8.3×10^{-4}	約 2.5×10^{-6}	約 2.9×10^{-6}	約 1.1
建屋出入口	原子炉建屋	約 8.2×10^{-4}	約 2.5×10^{-6}	約 2.9×10^{-6}	約 1.2

島根原子力発電所　２号炉

2. 検討結果

表 9-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出源と同じ高さの相対濃度を用いたとき，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%値の比は約 1.0～1.4 倍程度となった。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

表 9-1 沈着率評価結果

放出源及び放出源高さ※	評価点	①乾性沈着率 (1/m²)	②乾性沈着率+湿性沈着率 (1/m²)	比 (②/①)
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	中央制御室中心	約 1.5×10^{-6}	約 1.9×10^{-6}	約 1.3
	中央制御室換気系給気口	約 1.7×10^{-6}	約 2.1×10^{-6}	約 1.2
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	約 2.2×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}	約 1.0
２号炉原子炉建物中心（地上 0m）	中央制御室中心	約 3.2×10^{-6}	約 3.7×10^{-6}	約 1.2
	中央制御室換気系給気口	約 3.6×10^{-6}	約 4.3×10^{-6}	約 1.2
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	約 4.5×10^{-6}	約 4.6×10^{-6}	約 1.0
非常用ガス処理系排気管（地上 110m）	中央制御室中心	約 8.3×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.4
	中央制御室換気系給気口	約 8.7×10^{-7}	約 1.2×10^{-6}	約 1.4
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	約 3.9×10^{-7}	約 4.8×10^{-7}	約 1.2

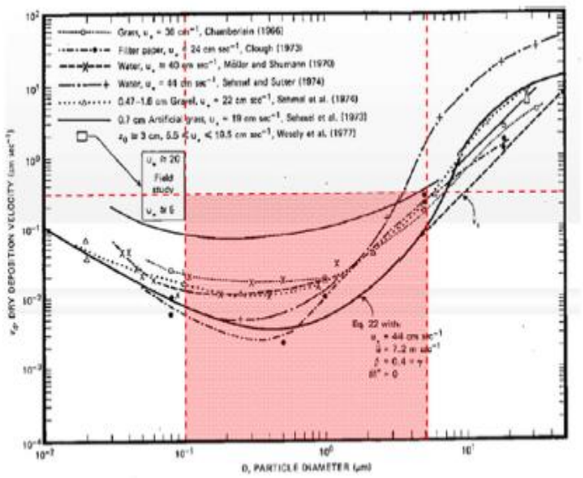
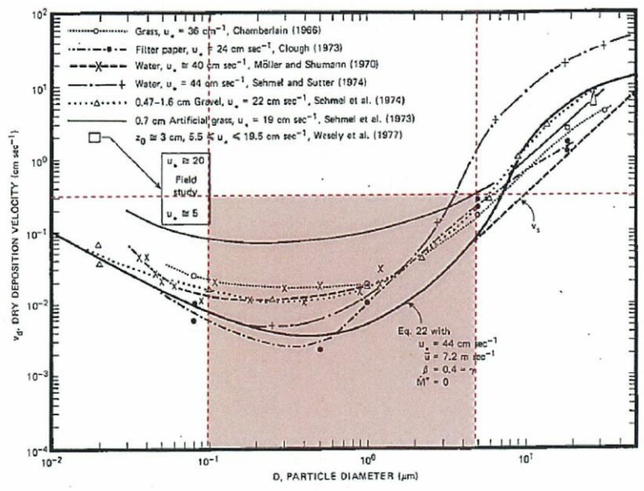
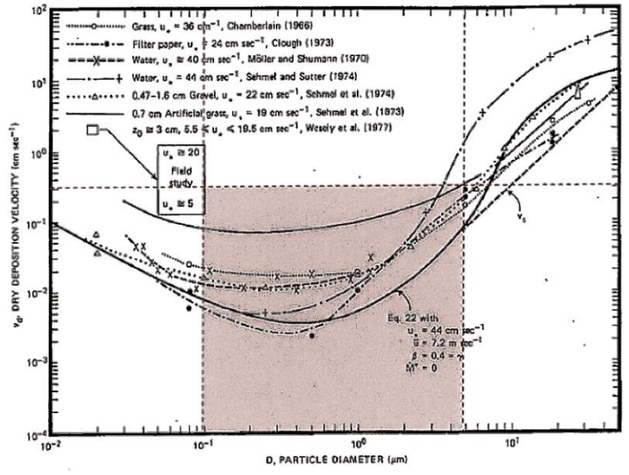
※　放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-10　エアロゾル粒子の乾性沈着速度について 中央制御室の居住性評価では，地表面へのエアロゾル粒子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（1.2cm/s，添付資料２　2-9 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。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。 エアロゾル粒子の乾性沈着速度は，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。原子力発電所内は舗装面が多く，建屋屋上はコンクリートであるため，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，原子炉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粒子は原子炉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粒子は放出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（図 2-10-1）である。以上のことから，中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子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。	15　エアロゾルの乾性沈着速度について 中央制御室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（1.2cm／s，添付 16 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 Ｖｏｌ.2※1に基づき 0.3cm／s と設定した。 ＮＵＲＥＧ/ＣＲ-4551 Ｖｏｌ.2 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 Ｖｏｌ.2 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 15－1 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。	10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について 中央制御室の居住性評価では，地表面へのエアロゾル粒子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（1.2cm/s，添付資料 9 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。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。 エアロゾル粒子の乾性沈着速度は，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。原子力発電所内は舗装面が多く，建物屋上はコンクリートであるため，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粒子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粒子は放出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（図 10-1）である。以上のことから，中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子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。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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.[9–15] 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.	 Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[9–15] 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.	 Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[9–15] 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.	
図 2-10-1 様々な粒径における乾性沈着速度（Nuclear Safety Vol.19※2）	第 15－1 図　様々な粒径における地表沈着速度（Nuclear Safety Vol.19※2）	図 10-1 様々な粒径における乾性沈着速度　（Nuclear Safety Vol.19※2）	
※1　J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990 ※2　W.G.N. Slinn: 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	※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	※1　J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990 ※2　W.G.N. Slinn: 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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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） 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「0.1μm 以上」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。 炉心の著しい損傷が発生した場合には原子炉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，炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し，「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉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表1の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに，炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子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炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を表1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（原子炉格納容器，1次冷却材配管等），水の存在等に違いがあるが，エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく，原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の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包含する値として，0.1μm 以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。	（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 15－1 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 15－1 表の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を第 15－1 表に，各試験の概要を第 15－2 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。	（参考） 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について 炉心の著しい損傷が発生した場合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子の粒径分布として本評価で設定している「0.1μm 以上」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。 炉心の著しい損傷が発生した場合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，炉心の著しい損傷が発生した場合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表 1 の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに，炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子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炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表 1 の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を表 1 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，1 次冷却材配管等），水の存在等に違いがあるが，エアロゾル粒子の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子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の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包含する値として，0.1μm 以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表１　炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の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	エアロゾル粒子の粒径（μm）	備考
①	LACE LA2※1	約 0.5～5（図１参照）	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901※2	0.25～2.5（参考 1-1）	原子炉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が実施した実験※3	0.1～3.0（参考 1-2）	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した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）	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS　FP※3	0.5～0.65（参考 1-2）	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）

参考文献

※1：J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test 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)5

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第 15－1 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	0.5～5（第15－2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)

島根原子力発電所　２号炉

表１　炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の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	エアロゾル粒子の粒径（μm）	備考
①	LACE LA2※1	約 0.5～5（図１参照）	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901※2	0.25～2.5（参考 1-1）	原子炉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 が実施した実験※3	0.1～3.0（参考 1-2）	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した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）	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS　FP※3	0.5～0.65（参考 1-2）	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）

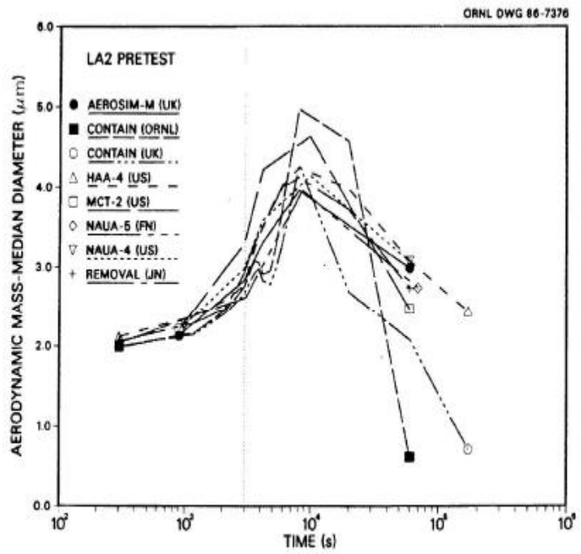
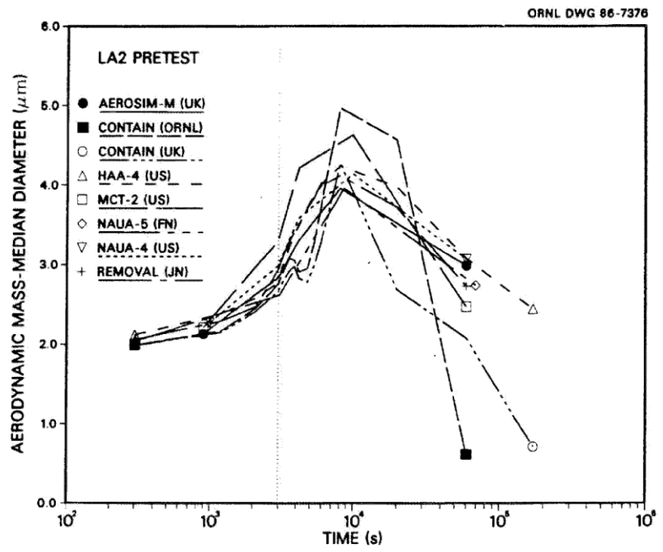
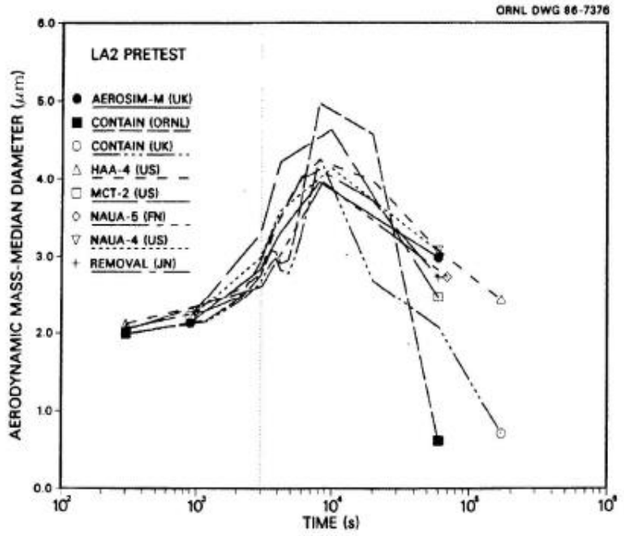
参考文献

※1：J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test 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)5

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time. 図１　LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ	 Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time. 第 15－2 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	 Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time. 図 1 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1-1　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 Sσ(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 σ(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.

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 Sσ(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 σ(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.

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 Sσ(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 σ(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.

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	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:	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:	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 1-2　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
AECL 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次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国の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
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，炉心の著しい損傷が発生した場合の，炉心燃料から１次系を経て原子炉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

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.

第15－2表 試験の概要

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

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
AECL 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次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国の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
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，炉心の著しい損傷が発生した場合の，炉心燃料から１次系を経て原子炉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

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-11　有機よう素の乾性沈着速度について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，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粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に，乾性沈着速度として，NRPB-R322を参照し10^{-3}cm/sと設定した。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}～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粒子の乾性沈着速度0.3cm/sに比べて小さいことが言える。 また，原子力発電所構内は，コンクリート，道路，芝生及び木々で構成されているが，エアロゾル粒子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	17　有機よう素の乾性沈着速度について 今回の評価では，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乾性沈着速度を 10^{-3}cm／s とし，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の４倍である 4×10^{-3}cm／s を設定した。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，以下の通り報告されている。 ・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}～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影響は無視できる。 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。 また原子力発電所構内は，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　Ｖｏｌ．2)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 10－３cm／s を用いるのは妥当と判断した。 ※1：ＮＲＰＢ－Ｒ322-Atomospheric Dispersion Moddeling Liaison Committee Annual Report,1988-99	11 有機よう素の乾性沈着速度について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，原子炉建物から放出されるよう素のうち，無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に，乾性沈着速度として，ＮＲＰＢ－Ｒ３２２ を参照し 10^{-3}cm/s と設定した。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}～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粒子の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。 また，原子力発電所構内は，コンクリート，道路，芝生及び木々で構成されているが，エアロゾル粒子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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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_z 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.	ＮＲＰＢ－Ｒ322　ＡＮＮＥＸ－Ａ　「2.2 Iodine」の抜粋 2.2.2 **Meadow grass and crops** *Elemental iodine* *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_z 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** *Elemental iodine* *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.	NRPB-322 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_z 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.	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-12　マスクによる防護係数について 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において，以下の検討を踏まえ，全面マスクによる防護係数を50，電動ファン付き全面マスクによる防護係数を1000として使用する。 1.厚生労働省労働基準局長通知について 「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発0412　第1号都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると，「200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。 ●以下，電離放射線障害防止規則（最終改正：平成25年7月8日）抜粋 第三十八条事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。 ●以下，基発0412第1号（平成25年4月12日）抜粋 キ　保護具（第38 条関係） ①　第1項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。	12　全面マスクによる防護係数について 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において，以下の検討を踏まえ，全面マスクの防護係数として 50 を使用している。 1．厚生労働省労働基準局長通知について 「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第 1 号　都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）（以下「基発 0412 第 1 号」という。）によると「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって，粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を取り扱う場合，内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため，漏れを考慮しても，50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。 ●以下，電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年 7 月 8 日）抜粋 第 38 条　事業者は，第 28 条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で，第 3 条第 3 項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは，その汚染の程度に応じて防じんマスク，防毒マスク，ホースマスク，酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え，これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。 ●以下，基発 0412 第 1 号（平成 25 年 4 月 12 日抜粋） キ　保護具（第 38 条関係） ①　第 1 項の「有効な呼吸用保護具」は，次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。	12 マスクによる防護係数について 重大事故等時の居住性に係る被ばく評価において，以下の検討を踏まえ，全面マスクによる防護係数を 50 として使用する。 １．厚生労働省労働基準局長通知について 「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発0412　第1号都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると，「200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。 ●以下，電離放射線障害防止規則（最終改正：平成25年7月8日）抜粋 第三十八条事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。 ●以下，基発0412第1号（平成25年4月12日）抜粋 キ　保護具（第38 条関係） ①　第1項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。	・資機材の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，全面マスクの使用を想定した評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	

②防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来

廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. 全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示別表第一　第四欄」の十分の一を超える場合，全面マスクを着用する。

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて，全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は，放射性ヨウ化メチルを用い，除染係数を算出したものである。その結果は，DF≧1.21×10³と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は0.083%以下）

	放射能濃度 200 万 Bq／kg 超	放射能濃度 50 万 Bq／kg 超 200 万 Bq／kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq／kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg／m³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9％以上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg／m³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95％以上	捕集効率 80%以上	捕集効率 80%以上

②防じんマスクの捕集効率については，200 万ベクレル毎キログラムの超える事故由来廃棄物を扱う作業であって，粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合，内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため，漏れを考慮しても，50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2．マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて，全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は，放射性ヨウ化メチルを用い，除染係数を算出したものである。その結果は第 12－1 表に示すとおりであり，DF≧1.21×10３と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.083％以下）

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	

②防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来

廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

２．全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示別表第一 第四欄」の十分の一を超える場合，全面マスクを着用する。

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて，全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は，放射性ヨウ化メチルを用い，除染係数を算出したものである。その結果は，ＤＦ≧1.21×10³ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.083%以下）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-12-1　マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm³]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm³]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm³]	DF 値	
9.45×10^{-2}	ND (4.17×10^{-7})	2.27×10^{5}	8.33×10^{-7}	1.13×10^{5}	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59×10^{-5}	ND (6.25×10^{-8})	1.21×10^{3}	ND (2.78×10^{-8})	2.73×10^{3}	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また，同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており，最大でも0.01%であった。

以上のことから，JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択，使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い，漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1075であった。

防護係数(PF)=100／{漏れ率（%）＋フィルタ透過率（%）}
=100／(0.01＋0.083)≒1075

ただし，全面マスクによる防護係数については，着用者個人の値であり，実作業時の防護係数は，より低下する可能性があるため，講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練を行い，漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しく全面マスクを着用できていることを確認している。

このため，全面マスクによる防護係数は，50とする。なお，全面マスク着用訓練については，今後とも，さらに教育・訓練を進めていき，マスク着用の熟練度を高めていく。

第 12－1 表　マスクメーカーによる除染係数検査結果

入口濃度 (Bq／cm³)	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq／cm³)	DF 値	出口濃度 (Bq／cm³)	DF 値	
9.45×10^{-2}	4.17×10^{-7}	2.27×10^{5}	8.33×10^{-7}	1.13×10^{5}	試験流量：20L／min 通気温度：30℃ 相対湿度:95%RH
7.59×10^{-5}	6.25×10^{-8}	1.21×10^{3}	2.78×10^{-8}	2.73×10^{3}	

また，同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており，最大でも 0.01%であった。この漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1,075 であった。

3．呼吸用保護具着用に関する教育・訓練について
東海第二発電所では，定期検査等において定期的に着用の機会があることから，基本的に呼吸用保護具着用に関して習熟している。
また，放射線業務従事者指定時及び定期的に，放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した呼吸用保護具着用訓練において，漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しく呼吸用保護具を着用できていることを確認する。
今後とも，さらに教育・訓練を進めていき，呼吸用保護具着用の熟練度を高めて行く。

表 12-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm³]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm³]	ＤＦ値	出口濃度 [Bq/cm³]	ＤＦ値	
9.45×10^{-2}	ND (4.17×10^{-7})	2.27×10^{5}	8.33×10^{-7}	1.13×10^{5}	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59×10^{-5}	ND (6.25×10^{-8})	1.21×10^{3}	ND (2.78×10^{-8})	2.73×10^{3}	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また，同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており，最大でも 0.01%であった。
以上のことから，JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択，使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い，漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1075 であった。

防護係数(PF)=100／{漏れ率（%）＋フィルタ透過率（%）}
=100／(0.01＋0.083)≒1075

ただし，全面マスクによる防護係数については，着用者個人の値であり，実作業時の防護係数は，より低下する可能性があるため，講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練を行い，漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しく全面マスクを着用できていることを確認している。
このため，全面マスクによる防護係数は，50 とする。なお，全面マスク着用訓練については，今後とも，さらに教育・訓練を進めていき，マスク着用の熟練度を高めていく。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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.電動ファン付き全面マスクの防護係数 1000 について

空気中の放射性物質の濃度が特に高い環境で作業を行う場合（例えば，可搬型陽圧化空調機の起動前における中央制御室滞在時等），電動ファン付き全面マスクを着用する。

電動ファン付き全面マスクを納入している2つのマスクメーカーにおいて，電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は，放射性ヨウ化メチルを用い除染係数を算出したものである。その結果は，DF≧1.71×103と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は0.058%以下）

表 2-12-2　マスクメーカーA による除染係数検査結果

RDG－72HP（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm^3]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm^3]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm^3]	DF 値	
8.83×10^{-2}	1.91×10^{-5}	4.62×10^{3}	2.64×10^{-5}	3.34×10^{3}	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08×10^{-5}	ND	1.71×10^{3}※1	4.73×10^{-8}	1.71×10^{3}	

ND：検出限界値未満

※1　10 時間試験において最初に検出されたサンプリング時間の DF を示す

表 2-12-3　マスクメーカーB による除染係数検査結果

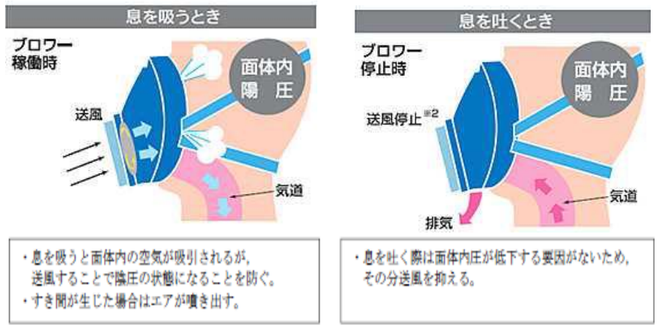
CA－V3NRI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm^3]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm^3]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm^3]	DF 値	
8.84×10^{-2}	5.04×10^{-7}	1.75×10^{5}	3.03×10^{-6}	2.92×10^{4}	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89×10^{-5}	ND (3.3×10^{-8})	3.0×10^{3}※2	ND (2.2×10^{-8})	4.5×10^{3}※2	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）　※2　DF 値は，検出限界値より算出した

また，同じくマスクメーカーにより電動ファン付き全面マスクの漏れ率を検査しており，0.01%未満であった。

・資機材の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，全面マスクの使用を想定した評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
電動ファン付き全面マスクは，電動ファンを内蔵しており，図2-12-1とおり着用者の呼吸を常に監視しながらフィルタを通した十分な量の空気を面体に供給することで，面体内を常に陽圧に保つことができるため，全面マスクに比べ着用者による防護係数の低下の可能性は低い。  図 2-12-1　陽圧化マスクのイメージ （興研株式会社 HP より一部抜粋） 以上のことから，JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択，使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い，漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1470であった。 防護係数(PF)=100／{ 漏れ率（%）＋フィルタ透過率（%）} =100／(0.01＋0.058)≒1470 このため，電動ファン付き全面マスクによる防護係数は，保守的に1000とする。 加えて，電動ファン付き全面マスクは，面体内が陽圧化するため，全面マスクに比べ楽に呼吸をすることができる。 電動ファン付き全面マスクのバッテリー稼働時間は，メーカー公称値として5時間以上となっている。なお，電源が切れた状態においても，全面マスク同等の防護係数を有する。			・資機材の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，全面マスクの使用を想定した評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-13　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の評価方法について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。 なお，中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては，格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくについても評価しており，評価方法については「2-18 格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについて」に記載する。 (1)原子炉建屋内の積算線源強度 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の積算線源強度[photons]は，核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。なお，放射性物質は自由空間内 [　　] に均一に分布するものとした。 $S_\gamma = \sum_k Q_k \cdot s_{k\gamma}$ S_γ　：エネルギーγの photon の積算線源強度[photons] Q_k　：核種 k の積算崩壊数[Bq・s] $s_{k\gamma}$　：核種 k のエネルギーγの photon の放出率[photons/(Bq・s)] 核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで，核種の原子炉建屋内への漏えい率[Bq/s]は，添付資料2　2-1の表2-1-1に示すとおり，MAAP解析結果及びNUREG-1465の知見に基づき評価した。また，よう素類については，よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。		13 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の評価方法について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは，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，地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。 (1)原子炉建物内の積算線源強度 格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質の積算線源強度[photons]は，核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。なお，放射性物質は自由空間内 [　　] に均一に分布するものとした。 $S_\gamma = \sum_K Q_k \cdot s_{k\gamma}$ s_γ：エネルギーγの photon の積算線源強度[photons] Q_k：核種 k の積算崩壊数$[B_q \cdot s]$ $s_{k\gamma}$：核種 k のエネルギーγの photon の放出率$[photons/(B_q \cdot s)]$ 核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで，核種の原子炉建物内への漏えい率[Bq/s]は，添付資料 1 の表 1-1 に示すとおり，ＭＡＡＰ 解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見に基づき評価した。また，よう素類については，よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

$$Q_k = \int_0^T q_k(t) \cdot \frac{1}{\lambda_k} \cdot \left(1 - \exp(-\lambda_k(T-t))\right) dt$$

Q_k　：核種 k の積算崩壊数[Bq・s]
$q_k(t)$：時刻 t における核種 k の原子炉建屋への漏えい率[Bq/s]
λ_k　：核種 k の崩壊定数[1/s]
T　：評価期間[s]

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は，制動放射（H_2O）を考慮したORIGEN2 ライブラリ（gxh2obrm.lib）値を参照する。また，エネルギー群をORIGEN2のガンマ線ライブラリの群構造（18群）からMATXSLIB-J33（42群）に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009年9月（社団法人）日本原子力学会）の附属書Hに記載されている変換方法を用いた。（図2-13-1参照）

以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の積算線源強度は添付資料2 2-1の表2-1-7のとおり。

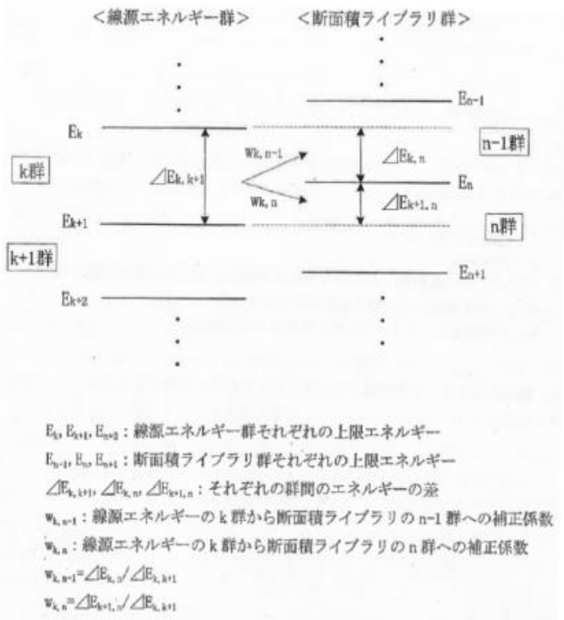


図 2-13-1　エネルギー群の変換方法

$$Q_k = \int_0^T q_k(t) \cdot \frac{1}{\lambda_k} \cdot \left(1 - exp(-\lambda_k(T-t))\right) dt$$

Q_k　：核種 k の積算崩壊数[Bq・s]
$q_k(t)$：時刻 t における核種 k の原子炉建物への漏えい率[Bq/s]
λ_k　：核種 k の崩壊定数[1/s]
T：評価期間[s]

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は，ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮した ORIGEN2 ライブラリ(gxh2obrm.lib)値を参照した。また，エネルギー群を ORIGEN2 のガンマ線ライブラリ群構造(18 群)から MATXSLIB-J33(42 群)に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009 年 9 月（社団法人）日本原子力学会）の附属書Hに記載されている変換方法を用いた。(図 13-1 参照)

以上の条件に基づき評価した原子炉建物内の積算線源強度は添付資料 1 の表 1-7 のとおり。

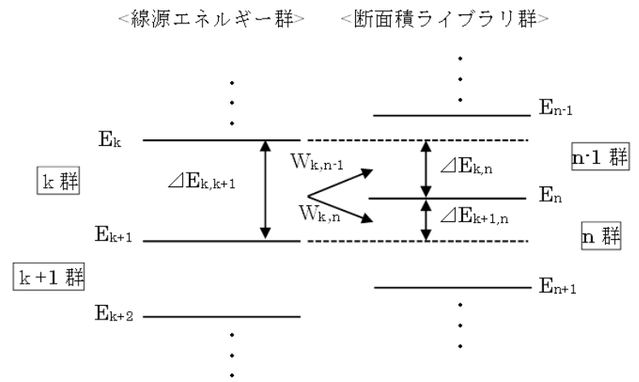


図 13-1 エネルギー群の変換方法

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)評価体系 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は添付資料2　2-1の図2-1-1のとおり。 中央制御室滞在時の評価に当たっては，中央制御室待避室周りの遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果は保守的に考慮せず，コントロール建屋の外壁及び2階床面の遮蔽効果のみを考慮した。 評価点は中央制御室の中で線源となる原子炉建屋に最も近い点（北面：6号炉からの影響評価時，南面：7号炉からの影響評価時）とし，評価点高さは中央制御室の床面から1.5m高さとした。 入退域時の評価に当たっては，周囲の遮蔽壁による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点はコントロール建屋の入口とし，評価点高さは地面から1.5m高さとした。 なお，直接ガンマ線の評価に当たっては，原子炉建屋の地下階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は地下階の外壁及び土壌により十分に遮蔽されると考えられることから，1階から最上階（5階）までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。また，スカイシャインガンマ線の評価に当たっては，下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建屋の床面により十分に遮蔽されると考えられることから，原子炉建屋4階から最上階（5階）までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。 (3)評価コード 直接ガンマ線による被ばく評価には，QAD-CGGP2Rコード※1を用いた。また，スカイシャインガンマ線による被ばくの評価には，ANISNコード及びG33-GP2Rコード※1を用いた。 ※1　ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した。 (4)評価結果 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表2-13-1及び表2-13-2に示す。		(2)評価体系 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は添付資料１ の図 1-1 のとおり。 中央制御室滞在時の評価に当たっては，中央制御室待避室周りの遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果は保守的に考慮せず，制御室建物の遮蔽及び原子炉建物の外壁のみを考慮した。なお，制御室建物の遮蔽及び２号炉原子炉建物の外壁の厚さのうち最も薄い遮蔽壁から，それぞれのマイナス側許容施工誤差を差し引いた値を使用した。 評価点は中央制御室の中で線源となる原子炉建物に最も近い点とし，評価点高さは中央制御室の天井面とした。 入退域時の評価に当たっては，周囲の遮蔽壁による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし，評価点高さは地面から２m 高さとした。 なお，直接ガンマ線の評価に当たっては，原子炉建物の地下階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は地下階の外壁及び土壌により十分に遮蔽されると考えられることから，地上１階から原子炉建物屋上階までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。また，スカイシャインガンマ線の評価に当たっては，原子炉建物屋上階の下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建物屋上階の床面により十分に遮蔽されると考えられることから，原子炉建物最上階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。 (3)評価コード 直接ガンマ線による被ばく評価には，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ コード※1 を用いた。また，スカイシャインガンマ線による被ばくの評価には，ＡＮＩＳＮ コード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒ コード※1 を用いた。 ※1 ビルドアップ係数はＧＰ 法を用いて計算した。 (4)評価結果 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 13-1 及び表 13-2 に示す。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，被ばく上最も厳しくなる地点を評価点としている。 ・評価条件の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-13-1　評価結果（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]			
		直接ガンマ線		スカイシャインガンマ線	
		6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉
中央制御室滞在時	1 日	約 1.9×10^{-1}	約 5.8×10^{-3}	約 9.6×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}
	2 日	約 2.2×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 1.6×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}
	3 日	約 2.4×10^{-1}	約 6.6×10^{-3}	約 2.2×10^{-4}	約 6.1×10^{-4}
	4 日	約 2.5×10^{-1}	約 6.8×10^{-3}	約 2.7×10^{-4}	約 7.6×10^{-4}
	5 日	約 2.6×10^{-1}	約 6.9×10^{-3}	約 3.2×10^{-4}	約 9.1×10^{-4}
	6 日	約 2.7×10^{-1}	約 7.0×10^{-3}	約 3.7×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
	7 日	約 2.8×10^{-1}	約 7.1×10^{-3}	約 4.1×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
入退域時	1 日	約 6.9×10^{0}	約 4.9×10^{-3}	約 1.9×10^{1}	約 5.3×10^{1}
	2 日	約 1.1×10^{1}	約 5.4×10^{-3}	約 4.9×10^{1}	約 1.5×10^{2}
	3 日	約 1.4×10^{1}	約 5.6×10^{-3}	約 8.3×10^{1}	約 2.6×10^{2}
	4 日	約 1.7×10^{1}	約 5.8×10^{-3}	約 1.2×10^{2}	約 3.8×10^{2}
	5 日	約 2.0×10^{1}	約 5.9×10^{-3}	約 1.6×10^{2}	約 5.2×10^{2}
	6 日	約 2.2×10^{1}	約 6.0×10^{-3}	約 2.1×10^{2}	約 6.8×10^{2}
	7 日	約 2.5×10^{1}	約 6.1×10^{-3}	約 2.6×10^{2}	約 8.5×10^{2}

表 13-1 評価結果（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室滞在時	1 日	4.2×10^{-4}	3.1×10^{-5}
	2 日	5.2×10^{-4}	6.4×10^{-5}
	3 日	6.1×10^{-4}	9.7×10^{-5}
	4 日	6.9×10^{-4}	1.3×10^{-4}
	5 日	7.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}
	6 日	8.0×10^{-4}	1.7×10^{-4}
	7 日	8.4×10^{-4}	1.8×10^{-4}
入退域時	1 日	5.1×10^{-5}	3.8×10^{0}
	2 日	6.0×10^{-5}	1.0×10^{1}
	3 日	6.9×10^{-5}	1.5×10^{1}
	4 日	7.6×10^{-5}	2.0×10^{1}
	5 日	8.2×10^{-5}	2.3×10^{1}
	6 日	8.7×10^{-5}	2.6×10^{1}
	7 日	9.1×10^{-5}	2.8×10^{1}

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

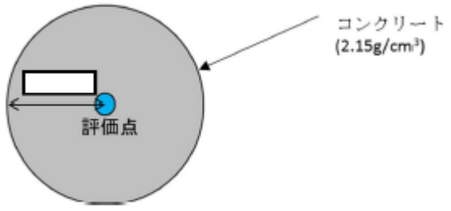
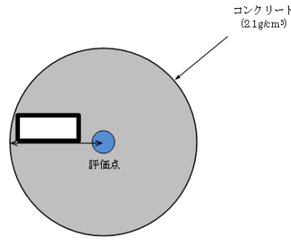
表 2-13-2 評価結果（格納容器ベントを実施する場合）

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]			
		直接ガンマ線		スカイシャインガンマ線	
		6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉
中央制御室滞在時	1 日	約 1.9×10^{-1}	約 5.6×10^{-3}	約 9.5×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}
	2 日	約 2.2×10^{-1}	約 6.2×10^{-3}	約 1.6×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}
	3 日	約 2.2×10^{-1}	約 6.2×10^{-3}	約 1.9×10^{-4}	約 5.2×10^{-4}
	4 日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.0×10^{-4}	約 5.7×10^{-4}
	5 日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.2×10^{-4}	約 6.1×10^{-4}
	6 日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.3×10^{-4}	約 6.5×10^{-4}
	7 日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.4×10^{-4}	約 6.7×10^{-4}
入退域時	1 日	約 6.8×10^{0}	約 4.8×10^{-3}	約 1.8×10^{1}	約 5.2×10^{1}
	2 日	約 1.1×10^{1}	約 5.3×10^{-3}	約 5.1×10^{1}	約 1.5×10^{2}
	3 日	約 1.2×10^{1}	約 5.3×10^{-3}	約 7.1×10^{1}	約 2.2×10^{2}
	4 日	約 1.3×10^{1}	約 5.3×10^{-3}	約 8.5×10^{1}	約 2.6×10^{2}
	5 日	約 1.4×10^{1}	約 5.3×10^{-3}	約 9.7×10^{1}	約 3.0×10^{2}
	6 日	約 1.4×10^{1}	約 5.3×10^{-3}	約 1.1×10^{2}	約 3.3×10^{2}
	7 日	約 1.5×10^{1}	約 5.4×10^{-3}	約 1.1×10^{2}	約 3.6×10^{2}

表 13－2　評価結果（格納容器ベントを実施する場合）

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室滞在時	1 日	4.2×10^{-4}	3.3×10^{-5}
	2 日	5.3×10^{-4}	6.8×10^{-5}
	3 日	5.6×10^{-4}	8.0×10^{-5}
	4 日	5.7×10^{-4}	8.3×10^{-5}
	5 日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
	6 日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
	7 日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
入退域時	1 日	5.1×10^{-5}	4.0×10^{0}
	2 日	6.1×10^{-5}	1.0×10^{1}
	3 日	6.4×10^{-5}	1.2×10^{1}
	4 日	6.4×10^{-5}	1.2×10^{1}
	5 日	6.5×10^{-5}	1.3×10^{1}
	6 日	6.5×10^{-5}	1.3×10^{1}
	7 日	6.5×10^{-5}	1.3×10^{1}

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-14　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。 具体的な評価方法を以下に示す。 (1)放出量及び大気拡散 大気中への放出放射能量は添付資料2　2-1の表2-1-2の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料2　2-1の表2-1-5の値を用いた。 (2)評価体系 中央制御室滞在時の評価においては，中央制御室を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽厚さをコンクリート［　　］と設定した。評価モデルを図2-14-1に示す。 入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。  図 2-14-1　クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル		14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。 具体的な評価方法を以下に示す。 (1)放出量及び大気拡散 大気中への放出放射能量は添付資料 1 の表 1-2 の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料 1 の表 1-5 の値を用いた。 (2)評価体系 中央制御室滞在時の評価においては，中央制御室を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽壁厚さは，制御室建物外壁コンクリートの最小厚さ［　　］からマイナス側の許容施工誤差［　　］を引いた値［　　］と設定した。評価モデルを図 14-1 に示す。 入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。  図 14-1 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)評価コード クラウドシャインガンマ線による被ばくは，評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。 【中央制御室滞在時】 $H = \sum_k \int_0^T h_k(t)dt$ $h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$ 【入退域時】 $H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t)\,dt$ H　：クラウドシャインガンマ線による実効線量[Sv] $h_k(t)$　：クラウドシャインガンマ線のうち，核種 k からのガンマ線による単位時間当たりの実効線量[Sv/s] K　：空気カーマから実効線量への換算係数(1)[Sv/Gy] (D/Q)　：相対線量[Gy/Bq] $q_k(t)$　：時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]（0.5MeV 換算） $p_{k\gamma}$　：核種 k が放出する photon のうち，エネルギーγの photon の割合[-] B_γ　：エネルギーγの photon におけるビルドアップ係数[-] μ_γ　：エネルギーγの photon における遮蔽体に対する線減衰係数[1/m] X　：遮蔽体厚さ[m] T　：評価期間[s]		(3)評価コード クラウドシャインガンマ線による被ばくは，以下に示す式を用いて評価した。遮蔽体の減衰率$B_\gamma \cdot exp(-\mu_\gamma \cdot X)$の評価にはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒを用いた。 【中央制御室滞在時】 $H = \sum_k \int_0^T h_k(t)\,dt$ $h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot exp(-\mu_\gamma \cdot X)$ 【入退域時】 $H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t)dt$ H　：クラウドシャインガンマ線による実効線量[Sv] $h_k(t)$　：クラウドシャインガンマ線のうち，核種 k からのガンマ線による単位時間当たりの実効線量[Sv/s] K　：空気カーマから実効線量への換算係数(1)[Sv/Gy] (D/Q)　：相対線量[Gy/Bq] $q_k(t)$　：時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s](0.5MeV 換算) $p_{k\gamma}$　：核種 k が放出する photon のうち，エネルギーγの photon の割合[-] B_γ　：エネルギーγの photon におけるビルドアップ係数[-] μ_γ　：エネルギーγの photon における遮蔽体に対する線減衰係数[1/m] X　：遮蔽体厚さ[m] T　：評価期間[s]	・評価方法の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，減衰率の評価に計算コードを用いている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ビルドアップ係数は，「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル　2007」（公益財団法人　原子力安全技術センター）に記載されている値を内挿することにより求めた。また，遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は，ORIGEN2のガンマ線ライブラリの群構造（18群）からMATXSLIB-J33（42群）に変換した。変換方法は，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様，「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009年9月社団法人　日本原子力学会）の附属書H に記載されている変換方法を用いた。		遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は，ＯＲＩＧＥＮ２のガンマ線ライブラリの群構造（18群）を使用した。	・評価方法の相違 島根２号炉は，減衰率の評価に計算コードを用いている
(4)評価結果 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-14-1 及び表 2-14-2 に示す。		(4)評価結果 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 14-1 及び表 14-2 に示す。	
表2-14-1　クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果 （代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）		表 14-1 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果 （残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合）	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
表 2-14-2　クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果 （格納容器ベントを実施する場合）		表 14-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果 （格納容器ベントを実施する場合）	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

表2-14-1

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		6 号炉	7 号炉
中央制御室滞在時	7 日	約 1.9×10^{0}	約 3.2×10^{0}
入退域時	7 日	約 2.8×10^{2}	約 5.6×10^{2}

表 2-14-2

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		6 号炉	7 炉
中央制御室滞在時	7 日	約 3.8×10^{0}	約 6.4×10^{0}
入退域時	7 日	約 4.0×10^{3}	約 8.0×10^{3}

表 14-1

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]
中央制御室滞在時	7 日	約 7.7×10^{-1}
入退域時	7 日	約 3.4×10^{1}

表 14-2

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]
中央制御室滞在時	7 日	約 4.4×10^{0}
入退域時	7 日	約 5.0×10^{3}

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-15　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の評価方法について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。 具体的な評価方法を以下に示す。 1.入退域時における評価方法 入退域時における被ばく線量は，コントロール建屋入口における相対濃度を用いて評価した単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m^2]に，「External Exposure to Radionucl ides in Air, Water, and Soil FGR-12 EPA-402-R-93-081.(1993)　TableⅢ.3」に記載の，地表面濃度から実効線量率への換算係数を乗じることで評価した。	14　グランドシャイン評価モデルについて 中央制御室の居住性に影響するグランドシャインの評価モデルを以下に示す。	15 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の評価方法について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物外壁によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。 具体的な評価方法を以下に示す。 １．入退域時における評価方法 (1)地表面の単位面積当たりの積算線源強度 入退域時における被ばく線量は，２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口と同じ濃度で，その周囲の地表面に一様に沈着しているものと仮定した。 ａ．地表沈着量 事故後，時刻ｔまでに大気中へ放出された放射性物質の地表沈着量は，次式により計算した。 $C_k(t) = \int_0^t \left(V_g \cdot (\chi/Q) \cdot f \cdot q_k(t) - \lambda_k \cdot C_k(t)\right) \cdot dt$ $C_k(t)$：核種ｋの単位面積当たりの地表沈着量[Bq/m^2] V_g：地表面への沈着速度[m/s] (χ/Q)：相対濃度[s/m^3] f：沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[−] $q_k(t)$：時刻ｔにおける核種ｋの大気中への放出率[Bq/s] λ_k：核種ｋの崩壊定数[1/s] ｂ．積算線源強度 地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m^2]は，核種ごとの単位面積当たりの地表沈着量[Bq/m^2]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗じ，評価期間（事故後T_1からT_2まで）において積分することで評価した。 $S_\gamma = \sum_K \int_{T_1}^{T_2} C_k \cdot s_{k\gamma} \cdot dt$ s_γ：単位面積当たりのエネルギーγの photon の積算線源強度[photons/m^2] $s_{k\gamma}$：核種ｋのエネルギーγの photon の放出率[photons/(Bq・s)] T_1, T_2:任意の評価期間[s]	・評価方法の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 と島根２号炉は相対濃度を用いて地表面の汚染を考慮する点は同じ。実効線量への換算について，島根２号炉及び東海第二では中央制御室滞在時の評価と同様，ＱＡＤコード等を使用しているが，柏崎 6/7 は文献の換算係数を使用。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		ｃ．その他評価条件 核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 1 の表 1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は，２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口の値として表 1-5 の値を用いた。 地表面への沈着速度は乾性沈着及び湿性沈着を考慮した値を用いた。（添付資料 9,10,11 を参照） 核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は，制動放射（H_2O）を考慮したＯＲＩＧＥＮ２ ライブラリ（gxh2obrm.lib）値から求めた。また，エネルギー群をＯＲＩＧＥＮ２のガンマ線ライブラリの群構造（18 群）からＭＡＴＸＳＬＩＢ－Ｊ３３（42 群）に変換した。変換方法は，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様，「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009 年 9 月社団法人　日本原子力学会）の附属書Ｈ に記載されている変換方法を用いた。 以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 15-1 及び表 15-2 に示す。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 と島根２号炉は相対濃度を用いて地表面の汚染を考慮する点は同じ。 ・評価方法の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉及び東海第二では中央制御室滞在時の評価と同様，ＱＡＤコード等を使用するため，放出率のライブラリを読み込んでいるが，柏崎 6/7 は文献の換算係数を使用。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 15-1　グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（入退域時） （残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）	・評価方法の相違 【柏崎 6/7】

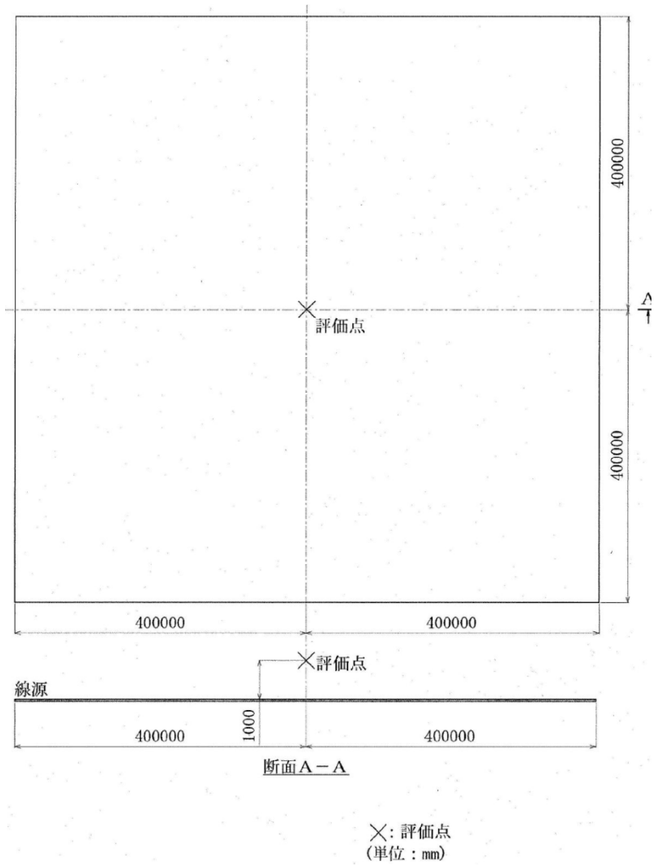
エネルギー(MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
0.01	9.1×10^{12}
0.02	1.0×10^{13}
0.03	3.1×10^{13}
0.045	7.5×10^{12}
0.06	2.4×10^{12}
0.07	1.6×10^{12}
0.075	2.1×10^{12}
0.1	1.0×10^{13}
0.15	3.3×10^{12}
0.2	1.8×10^{13}
0.3	3.7×10^{13}
0.4	2.4×10^{14}
0.45	1.2×10^{14}
0.51	2.0×10^{14}
0.512	6.6×10^{12}
0.6	2.9×10^{14}
0.7	3.3×10^{14}
0.8	1.5×10^{14}
1.0	3.1×10^{14}
1.33	8.2×10^{13}
1.34	2.5×10^{12}
1.5	4.0×10^{13}
1.66	5.4×10^{12}
2.0	1.1×10^{13}
2.5	7.6×10^{12}
3.0	1.7×10^{11}
3.5	1.7×10^{7}
4.0	1.7×10^{7}
4.5	6.2×10^{0}
5.0	6.2×10^{0}
5.5	6.2×10^{0}
6.0	6.2×10^{0}
6.5	7.1×10^{-1}
7.0	7.1×10^{-1}
7.5	7.1×10^{-1}
8.0	7.1×10^{-1}
10.0	2.2×10^{-1}
12.0	1.1×10^{-1}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 15-2　グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（入退域時） （格納容器ベントを実施する場合）	・評価方法の相違 【柏崎 6/7】

エネルギー(MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
0.01	1.2×10^{13}
0.02	1.3×10^{13}
0.03	3.8×10^{13}
0.045	9.3×10^{12}
0.06	3.0×10^{12}
0.07	2.0×10^{12}
0.075	2.7×10^{12}
0.1	1.3×10^{13}
0.15	4.1×10^{12}
0.2	2.3×10^{13}
0.3	4.6×10^{13}
0.4	3.0×10^{14}
0.45	1.5×10^{14}
0.51	2.6×10^{14}
0.512	8.5×10^{12}
0.6	3.8×10^{14}
0.7	4.3×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	4.0×10^{14}
1.33	1.0×10^{14}
1.34	3.1×10^{12}
1.5	5.0×10^{13}
1.66	6.3×10^{12}
2.0	1.3×10^{13}
2.5	9.8×10^{12}
3.0	2.2×10^{11}
3.5	1.7×10^{7}
4.0	1.7×10^{7}
4.5	6.4×10^{0}
5.0	6.4×10^{0}
5.5	6.4×10^{0}
6.0	6.4×10^{0}
6.5	7.3×10^{-1}
7.0	7.3×10^{-1}
7.5	7.3×10^{-1}
8.0	7.3×10^{-1}
10.0	2.2×10^{-1}
12.0	1.1×10^{-1}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）線源領域 入退域時の評価モデルを第 14－3 図に示す。原子炉建屋周辺の地形は平坦で約 100m 離れた場所に丘状の斜面がある。斜面は標高差 20m 程度のなだらかな形状であり，また原子炉建屋周辺の建屋によって遮蔽されるため地形による寄与は無視できると考えられる。そこで，地表線源からのグランドシャインの評価にあたっては，放射性物質が平坦な土壌に一様に沈着したものとし，線源領域は評価点を囲む一辺 800m の正方形と設定した。 （３）評価点 入退域時の評価点は，計算モデルの中心，地表面より高さ 1m の位置とした。評価点を第 14－3 図中に示す。 （４）評価コード 評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。	（２）評価体系 ａ．線源領域 ２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口周辺の地表面は平坦であるとし，線源領域範囲は地表面からの影響がほぼ飽和する評価点を中心とした 800m 四方の範囲とした。なお，この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と仮定し，線源とした。 地表面の線源の評価モデルを図 15-1 に示す。 ｂ．遮蔽及び評価点 入退域時の評価に当たっては，周囲の建物による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし，評価点高さは地面から１ｍとした。 （３）評価コード 評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコード※1を用いた。 ※１　ビルドアップ係数はＧＰ法を用いて計算した	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，中央制御室内と同様の方法で評価

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 14－3 図　入退域時の評価モデル及び評価点

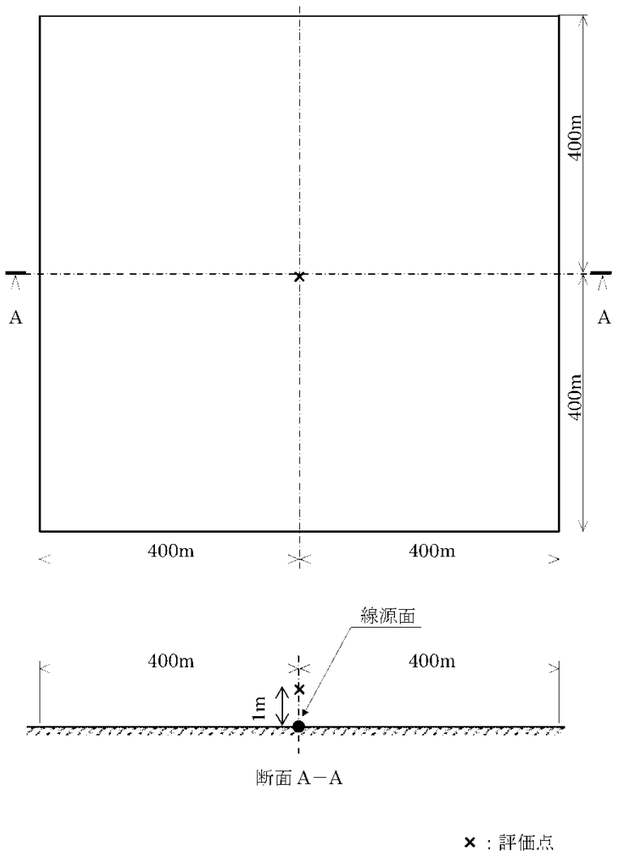


図 15-1　入退域時のグランドシャインガンマ線モデル（評価点及び線源領域）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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.中央制御室滞在時における評価方法 (1)地表面の単位面積当たりの積算線源強度 放射性物質が，中央制御室の中心位置と同じ濃度で，コントロール建屋の屋上及びコントロール建屋周りの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。 地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m²]は，核種ごとの単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。 $S_\gamma = \sum_k Q_k \cdot s_{k\gamma}$ S_γ ：単位面積当たりのエネルギーγの photon の積算線源強度[photons/m²] Q_k ：核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²] $s_{k\gamma}$ ：核種 k のエネルギーγ の photon の放出率[photons/(Bq・s)] ここで，核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]は以下の式により評価した。 $q_k(t)$ ：時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s] V_g ：地表面への沈着速度[m/s] f_1 ：沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[-] λ_k ：核種 k の崩壊定数[1/s] T ：評価期間[s] $Q_k = \int_0^T (\chi/Q) \cdot q_k(t) \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_k} \cdot \left(1 - \exp(-\lambda_k \cdot (T-t))\right) dt$ Q_k ：核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²] χ/Q ：相対濃度[s/m³] 核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料2　2-1の表2-1-1に基づき評価した。また，相対濃度は，中央制御室の中心位置の値として表2-1-5の値を用いた。 地表面への沈着速度は乾性沈着及び湿性沈着を考慮した値を用いた。（添付資料2　2-9,2-10,2-11を参照） 核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は，制動放射（H_2O）を考慮したORIGEN2ライブラリ（gxh2obrm.lib）値から求めた。 以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表2-15-1及び表2-15-2に示す。		2．中央制御室滞在時における評価方法 （１）線源面の単位面積当たりの積算線源強度 放射性物質が，中央制御室の中心位置と同じ濃度で，制御室建物の屋上及び１号炉廃棄物処理建物屋上高さの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。 地表沈着量，積算線源強度の算出方法は入退域時と同様とした。 以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 15-3 及び表 15-4 に示す。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 建物配置が異なることによる評価体系（線源領域）の相違。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-15-1　グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

エネルギー(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m²)（168 時間後時点）	
下限	上限 (代表エネルギー)	6 号炉	7 号炉
-	2.00×10^{-2}	約 3.9×10^{13}	約 6.5×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.2×10^{14}	約 2.0×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.8×10^{13}	約 4.6×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.1×10^{13}	約 1.8×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.6×10^{13}	約 7.6×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 6.3×10^{12}	約 1.0×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.9×10^{14}	約 3.1×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{15}	約 2.3×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 7.2×10^{14}	約 1.2×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 2.4×10^{14}	約 3.9×10^{14}
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	約 7.4×10^{13}	約 1.2×10^{14}
1.50×10^{0}	2.00×10^{0}	約 9.0×10^{12}	約 1.5×10^{13}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.7×10^{12}	約 4.4×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 5.2×10^{10}	約 8.5×10^{10}
3.00×10^{0}	4.00×10^{0}	約 4.6×10^{7}	約 7.7×10^{7}
4.00×10^{0}	6.00×10^{0}	約 2.4×10^{2}	約 4.0×10^{2}
6.00×10^{0}	8.00×10^{0}	約 2.8×10^{1}	約 4.6×10^{1}
8.00×10^{0}	1.10×10^{1}	約 3.2×10^{0}	約 5.4×10^{0}

表 15-3 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（中央制御室滞在時）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）

エネルギー(MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m²)（168 時間後時点）
0.01	1.1×10^{13}
0.02	1.2×10^{13}
0.03	4.0×10^{13}
0.045	9.4×10^{12}
0.06	2.8×10^{12}
0.07	1.9×10^{12}
0.075	2.8×10^{12}
0.1	1.4×10^{13}
0.15	3.9×10^{12}
0.2	2.4×10^{13}
0.3	4.7×10^{13}
0.4	3.2×10^{14}
0.45	1.6×10^{14}
0.51	2.5×10^{14}
0.512	8.3×10^{12}
0.6	3.6×10^{14}
0.7	4.1×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	3.9×10^{14}
1.33	9.6×10^{13}
1.34	2.9×10^{12}
1.5	4.7×10^{13}
1.66	5.6×10^{12}
2.0	1.2×10^{13}
2.5	9.5×10^{12}
3.0	2.2×10^{11}
3.5	1.2×10^{7}
4.0	1.2×10^{7}
4.5	5.5×10^{0}
5.0	5.5×10^{0}
5.5	5.5×10^{0}
6.0	5.5×10^{0}
6.5	6.3×10^{-1}
7.0	6.3×10^{-1}
7.5	6.3×10^{-1}
8.0	6.3×10^{-1}
10.0	2.0×10^{-1}
12.0	9.7×10^{-2}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-15-2　グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギー(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m²)（168 時間後時点）	
下限	上限 (代表エネルギー)	6 号炉	7 号炉
-	2.00×10^{-2}	約 5.9×10^{13}	約 1.0×10^{14}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.7×10^{14}	約 3.0×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 4.1×10^{13}	約 7.2×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.8×10^{13}	約 3.2×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 6.2×10^{13}	約 1.1×10^{14}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 1.0×10^{13}	約 1.8×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.7×10^{14}	約 4.6×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.8×10^{15}	約 3.2×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{15}	約 2.0×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 3.5×10^{14}	約 6.1×10^{14}
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.1×10^{14}	約 1.9×10^{14}
1.50×10^{0}	2.00×10^{0}	約 1.2×10^{13}	約 2.1×10^{13}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 3.7×10^{12}	約 6.4×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 7.1×10^{10}	約 1.2×10^{11}
3.00×10^{0}	4.00×10^{0}	約 6.5×10^{7}	約 1.1×10^{8}
4.00×10^{0}	6.00×10^{0}	約 4.1×10^{2}	約 7.1×10^{2}
6.00×10^{0}	8.00×10^{0}	約 4.7×10^{1}	約 8.2×10^{1}
8.00×10^{0}	1.10×10^{1}	約 5.4×10^{0}	約 9.4×10^{0}

表 15-4　グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（中央制御室滞在時）
（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギー(MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m²)（168 時間後時点）
0.01	1.2×10^{13}
0.02	1.3×10^{13}
0.03	4.0×10^{13}
0.045	9.5×10^{12}
0.06	3.0×10^{12}
0.07	2.0×10^{12}
0.075	2.8×10^{12}
0.1	1.4×10^{13}
0.15	4.1×10^{12}
0.2	2.4×10^{13}
0.3	4.7×10^{13}
0.4	3.2×10^{14}
0.45	1.6×10^{14}
0.51	2.6×10^{14}
0.512	8.7×10^{12}
0.6	3.8×10^{14}
0.7	4.4×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	4.1×10^{14}
1.33	1.0×10^{14}
1.34	3.1×10^{12}
1.5	4.9×10^{13}
1.66	5.8×10^{12}
2.0	1.2×10^{13}
2.5	9.9×10^{10}
3.0	2.3×10^{11}
3.5	1.2×10^{7}
4.0	1.2×10^{7}
4.5	5.9×10^{0}
5.0	5.9×10^{0}
5.5	5.9×10^{0}
6.0	5.9×10^{0}
6.5	6.7×10^{-1}
7.0	6.7×10^{-1}
7.5	6.7×10^{-1}
8.0	6.7×10^{-1}
10.0	2.1×10^{-1}
12.0	1.0×10^{-1}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)評価体系 a.線源領域 コントロール建屋屋上及びコントロール建屋周辺の地表面を線源領域とした。 コントロール建屋屋上は平坦であるとし，線源領域の面積はコントロール建屋の屋上の面積（2478m²=42m×59m）と同一とした。 コントロール建屋周辺の地表面は平坦であるとし，線源領域範囲は地表面からの影響がほぼ飽和するコントロール建屋中心から半径500m以内とした。なお，この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と仮定し，線源とした。地表面の線源の評価モデルを図2-15-1から図2-15-3に示す。 b.遮蔽及び評価点 グランドシャインガンマ線の評価においては，コントロール建屋の外壁・2階床・天井のコンクリートのみを遮蔽として考慮した。コントロール建屋の評価モデルの断面図を図2-15-2に，平面図及び評価点を図2-15-3に示す。遮蔽の厚さは薄い部分で代表し，東側の外壁の厚さは［　　］，それ以外は全て［　　］とした。 また，コンクリートの組成は普通コンクリート（密度2.15g/cm³）とした。 なお，中央制御室待避室では，鉛カーテン等の追加遮蔽を設けるが，グランドシャインガンマ線による影響の評価に当たっては上記以外の壁による遮蔽効果には期待しておらず，保守的な遮蔽モデルとなっている。	（１）線源領域 原子炉建屋周辺の地形を第 14－1 図に，中央制御室内の評価モデルを第 14－2 図に示す。線源領域は炉心の著しい損傷が発生した場合に大気中に放出された放射性物質が，中央制御室天井及び周辺建屋天井の上面に均一に沈着した面線源とし，評価点である中央制御室中心を囲む一辺 800m の正方形と設定した。また，線源範囲の設定は以下のように分けた。 ・中央制御室天井より高い位置に存在する線源は中央制御室の天井レベル（EL23m）で代表させた。 ・中央制御室天井より低い位置に存在する線源のレベルはサービス建屋天井レベル（EL22m）又は南側空調機械室レベル（EL18m）に代表させた。 （２）遮蔽 グランドシャインによる影響の評価に当たって，遮蔽物は第 14－2 図に示す中央制御室遮蔽とし，中央制御室を囲む東西南北壁及び天井の躯体について各々の最少厚さで代表した。 また，コンクリートの種類は普通コンクリート（密度 2.0g/cm³）とした。	（２）評価体系 ａ．線源領域 制御室建物屋上の高さの周辺領域及び１号炉廃棄物処理建物屋上を線源領域とした。 制御室建物の周囲の建物のうち，制御室建物より高い建物については，保守的に放射性物質が制御室建物屋上高さの周辺領域に平坦に分布しているものとした。また，線源範囲の設定は以下のように分けた。 ・制御室建物の屋上より高い位置に存在する線源は制御室建物の屋上高さ(EL22,050mm)で代表させた。 ・制御室建物の屋上より低い位置に存在する線源は１号炉廃棄物処理建物屋上(EL20,150mm)で代表させた。 制御室建物屋上高さの線源領域範囲は線源領域からの影響がほぼ飽和する制御室建物の周囲 400m 以内とした。なお，この領域に含まれる地表面，海面及び斜面も平坦な制御室建物屋上面と同一面と仮定し，線源とした。線源の評価モデルを図 15-2 から図 15-4 に示す。 ｂ．遮蔽及び評価点 グランドシャインガンマ線の評価においては，制御室建物の外壁・天井のコンクリートのみを遮蔽として考慮した。制御室建物の評価モデルの断面図を図 15-3 に，平面図及び評価点を図 15-4 に示す。遮蔽の厚さは，中央制御室より高い位置から入射する放射線に対して中央制御室天井コンクリート［　　］，中央制御室より低い位置から入射する放射線に対して中央制御室外壁コンクリート［　　］の公称値からそれぞれマイナス側許容差［　　］を引いた値［　　］を設定した。 また，中央制御室遮蔽は鉄筋コンクリートであるが評価上，普通コンクリート（密度 2.1g/cm³）とした。	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 建物配置が異なることによる評価体系（線源領域）の相違。 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，予めコンクリート施工誤差を差し引いた評価を実施している ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では可搬型遮蔽を用いない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

評価点は，地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と，コントロール建屋の屋上の線源からのグランドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる点を選定し，各評価点における評価結果の和をグランドシャインガンマ線の評価結果とした。なお，評価点高さは中央制御室の床面から1.5mとした。

(3)評価コード

評価コードは QAD-CGGP2R コード※1 を用いた。

※1　ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した

3.評価結果

グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-15-3 及び表 2-15-4 に示す。

表 2-15-3　グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]		
			6 号炉	7 号炉	合計
中央制御室滞在時	地表面沈着分	7 日	約 1.6×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 4.3×10^{0}
	屋上沈着分	7 日	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^{0}
	合計	7 日	約 2.0×10^{0}	約 3.4×10^{0}	約 5.4×10^{0}
入退域時	合計	7 日	約 1.2×10^{3}	約 2.4×10^{3}	約 3.6×10^{3}

表 2-15-4　グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（格納容器ベントを実施する場合）

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]		
			6 号炉	7 号炉	合計
中央制御室滞在時	地表面沈着分	7 日	約 2.4×10^{0}	約 4.2×10^{0}	約 6.6×10^{0}
	屋上沈着分	7 日	約 6.2×10^{-1}	約 1.1×10^{0}	約 1.7×10^{0}
	合計	7 日	約 3.0×10^{0}	約 5.3×10^{0}	約 8.3×10^{0}
入退域時	合計	7 日	約 1.7×10^{3}	約 3.8×10^{3}	約 5.5×10^{3}

東海第二発電所（2018.9.18 版）

（３）評価点

中央制御室内の評価点は，線量が最大となる位置とした。評価点を第 14－2 図中に示す。

（４）評価コード

評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。

島根原子力発電所　２号炉

中央制御室内の評価点は，制御室建物の屋上高さに設定した線源面からのグランドシャインガンマ線と制御室建物の屋上より低い線源面からのグランドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる点を選定し，各評価点における評価結果の和をグランドシャインガンマ線の評価結果とした。

（３）評価コード

評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコード※1を用いた。

※１　ビルドアップ係数はＧＰ法を用いて計算した

３．評価結果

グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 15-5 及び表 15-6 に示す。

表 15-5 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合）

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時	１号炉廃棄物処理建物（低階層）の沈着分	７日	3.3×10^{0}
	制御室建物屋上沈着分	７日	6.0×10^{-3}
	合計	７日	3.3×10^{0}
入退域時	合計	７日	1.8×10^{3}

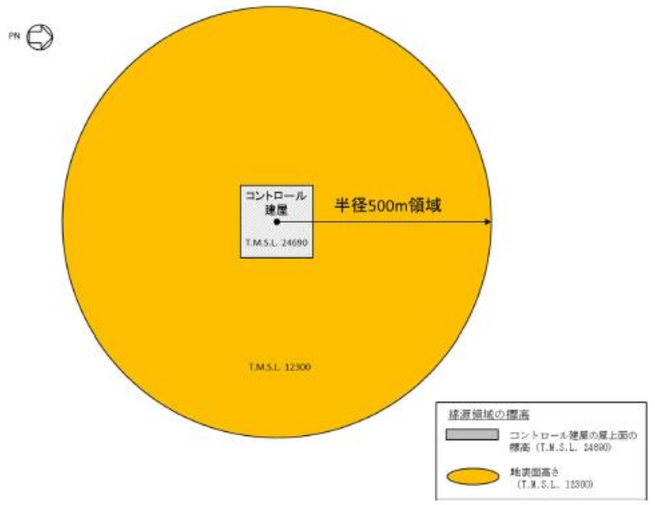
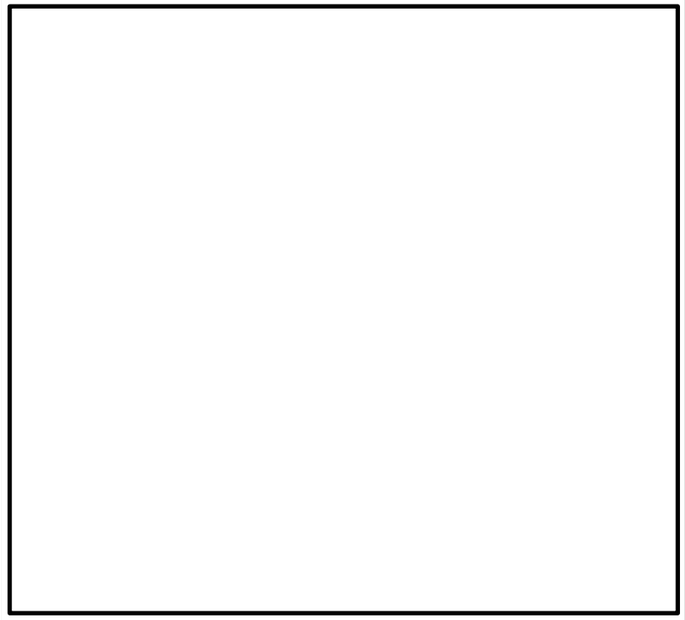
表 15-6 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（格納容器ベントを実施する場合）

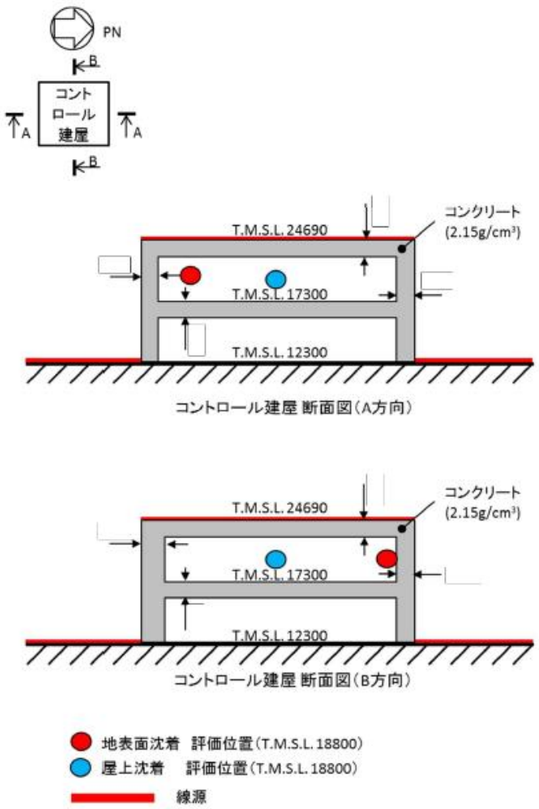
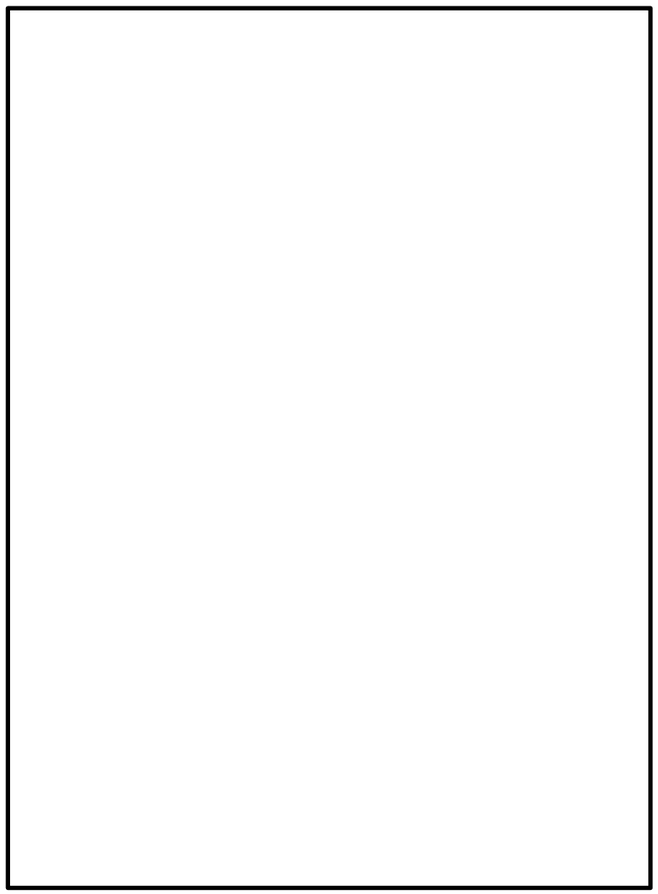
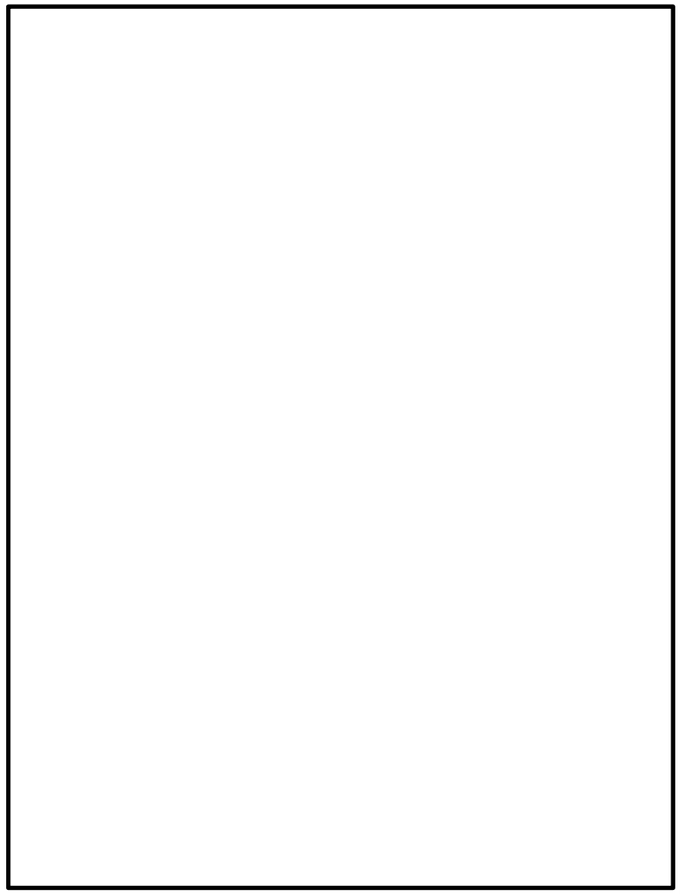
評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時	１号炉廃棄物処理建物（低階層）の沈着分	７日	3.4×10^{0}
	制御室建物屋上沈着分	７日	6.3×10^{-3}
	合計	７日	3.5×10^{0}
入退域時	合計	７日	2.3×10^{3}

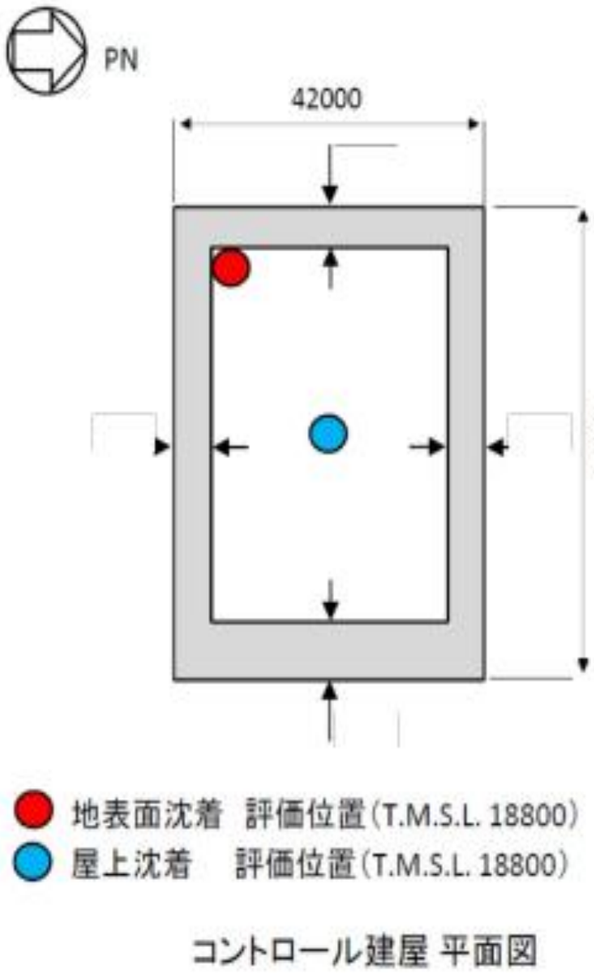
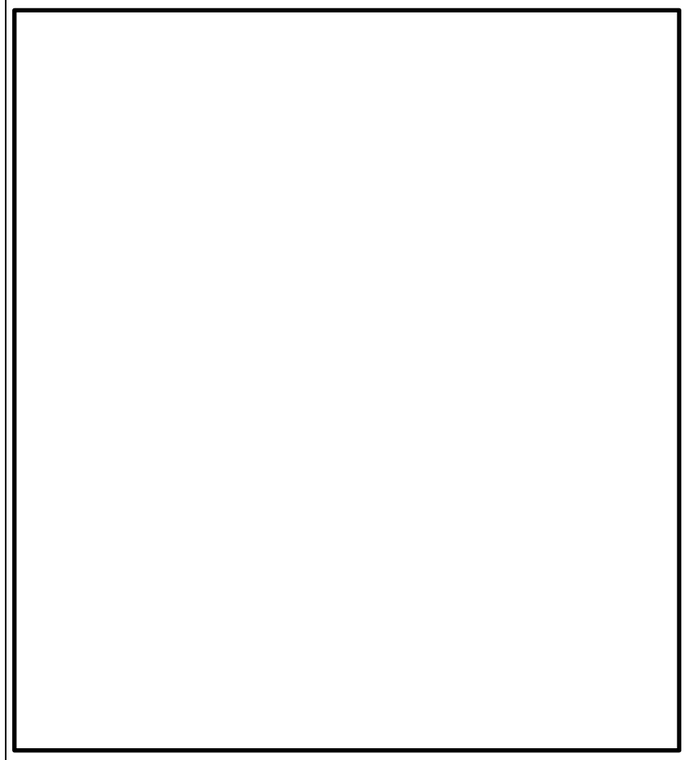
備考

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-15-1　線源領域（灰色及び橙色が線源とした領域）	 第 14－1 図 原子炉建屋周辺の地形（赤点線内は線源とした領域：１辺 800m）	 図 15-2 線源領域(網掛け範囲が線源とした領域)	・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 建物配置が異なることによる評価体系（線源領域）の相違。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-15-2　評価モデルの断面図及び評価点	 第 14－2 図 グランドシャインの評価モデル及び評価点	 図 15-3 評価モデルの断面図及び評価点	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-15-3　評価モデルの平面図及び評価点		 図 15-4　評価モデルの平面図及び評価点	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-16　室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について 中央制御室の居住性評価における，室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお，可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばくについては，フィルタユニット周りに遮蔽を設け，また離隔距離を十分に確保することから，無視できる程度にまで低減されるものと考え評価対象外とした。 (1)放射性物質の濃度 中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は，可搬型陽圧化空調機の効果を考慮し，以下の式で評価した。なお，保守的な想定として，中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は，陽圧化装置による陽圧化が終了した直後に中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとした。 【陽圧化装置による陽圧化を実施していない期間】 $m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$ $m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$ $\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - \frac{G_1}{V_1} \cdot M_{1k}(t) - \frac{\alpha}{V_1} \cdot M_{1k}(t) + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$ $S_k(t) = (\chi/Q) \cdot Q_k(t)$ $m_{0k}(t)$ ：時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度[Bq/m³] $m_{1k}(t)$ ：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度[Bq/m³] $M_{1k}(t)$ ：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量[Bq] V_1 ：中央制御室バウンダリ内容積[m³] λ_k ：核種 k の崩壊定数[1/s] G_1 ：可搬型陽圧化空調機の風量[m³/s] E_k ：可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットの除去効率[%] $S_k(t)$ ：時刻 t における核種 k の放射能濃度[Bq/m³] α ：中央制御室バウンダリへの空気流入量[m³/s] (=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積) χ/Q ：相対濃度[s/m³] $Q_k(t)$ ：時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]		16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について 中央制御室の居住性評価における，室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお，中央制御室換気系のフィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばくについては，建物外壁による遮蔽と十分な離隔距離を確保できることから，無視できる程度にまで低減されるものと考え評価対象外とした。 （１）放射性物質の濃度 中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は，中央制御室換気系の効果を考慮し，以下の式で評価した。なお，保守的な想定として，中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は，空気ボンベによる正圧化を実施していない期間については中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとした。 【中央制御室待避室の正圧化を実施していない期間】 $m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$ $m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$ $\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + G_F \cdot \frac{E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$ $S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$ $m_{0k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度[Bq/m³] $m_{1k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度[Bq/m³] $M_{2k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量[Bq] V_2：中央制御室バウンダリ内容積[m³] λ_k：核種 k の崩壊定数[1/s] G_1 ：中央制御室換気系外気取込み風量[m³/s] G_F ：：再循環フィルタを通る流量[m³/s] E_k：中央制御室換気系フィルタユニットの除去効率[%] $S_k(t)$ ：時刻 t における核種 k の放射能濃度[Bq/m³] α ：中央制御室バウンダリへの空気流入量[m³/s] （＝空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積） χ/Q ：相対濃度[s/m³] $q_k(t)$ ：時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ①の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
【陽圧化装置による陽圧化を実施する期間】 $m_{0k}(t)=\frac{M_{0k}(t)}{V_0}$ $\frac{dM_{0k}(t)}{dt}=-\lambda_k\cdot M_{0k}(t)-\frac{G_0}{V_0}\cdot M_{0k}(t)$ $m_{0k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度[Bq/m³] $M_{0k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能量[Bq] V_0　：中央制御室待避室バウンダリ内容積[m³] λ_k　：核種 k の崩壊定数[1/s] G_0　：陽圧化装置の空気供給量[m³/s] 核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料2　2-1の表2-1-1に基づき評価した。また，相対濃度は表2-1-5の値を用いた。 (2)評価体系 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した遮蔽及び評価点を図2-16-1から図2-16-3に示す。なお，線源領域は中央制御室及び中央制御室待避室内の空間部とし，室内の放射能濃度は一様とした。 (3)評価コード 中央制御室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては，QAD-CGGP2Rコードを用いた。 中央制御室待避室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの評価に当たっては，評価コードを使用せず，以下の式を用いて評価した。 吸入摂取による内部被ばく：　$H=\int_0^T R\cdot H_\infty\cdot C(t)dt\cdot\frac{1}{PF}$ H　：吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv] R　：呼吸率(1.2/3600)※1[m³/s] H_∞　：呼吸時の実効線量への換算係数※2[Sv/Bq] C(t)　：時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³] T　：評価期間[s] PF　：マスクの防護係数[-] ※1　ICRP Publication71に基づく成人活動時の呼吸率を設定 ※2　ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定		【中央制御室待避室の正圧化を実施する期間】 $m_{0k}(t)=\frac{M_{0k}(t)}{V_0}$ $\frac{dM_{0k}(t)}{dt}=-\lambda_k\cdot M_{0k}(t)-\frac{G_0}{V_0}\cdot M_{0k}(t)$ $m_{0k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度$[Bq/m^3]$ $M_{0k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能量$[Bq]$ V_0：中央制御室待避室バウンダリ内容積$[m^3]$ λ_k：核種 k の崩壊定数$[1/s]$ G_0：空気ボンベの空気供給量$[m^3/s]$ 核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 1 の表 1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は表 1-5 の値を用いた。 (2)評価体系 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した遮蔽及び評価点を図 16-1 から図 16-2 に示す。なお，線源領域は中央制御室及び中央制御室待避室内の空間部とし，室内の放射能濃度は一様とした。 (3)評価コード 中央制御室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ コードを用いた。 中央制御室待避室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの評価に当たっては，評価コードを使用せず，以下の式を用いて評価した。 吸入摂取による内部被ばく：　$H=\int_0^T R\cdot H_\infty\cdot C(t)dt\cdot\frac{1}{PF}$ H　：吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv] R　：吸入率(1.2/3600)※1[m³/s] H_∞　：吸入時の実効線量への換算係数※2[Sv/Bq] C(t)　：時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³] T　：評価期間[s] PF　：マスクの防護係数[-] ※1 ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定 ※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

外部被ばく：　$H_\gamma = \int_0^T 6.2\times10^{-14}\cdot E_\gamma\cdot\left(1-e^{-\mu R}\right)\cdot C_\gamma(t)dt$

H_γ　：ガンマ線の外部被ばくによる実効線量［Sv］
E_γ　：ガンマ線の実効エネルギー(0.5)［MeV］
μ　：空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数［1/m］
R　：室内容積半球換算時等価半径［m］
$C_\gamma(t)$　：時刻ｔにおける室内の放射能濃度［Bq/m^3］
（ガンマ線 0.5MeV 換算）
T　：評価期間［s］

(4)評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表2-16-1及び表2-16-2に示す。

表2-16-1　室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）
（運転員の交替を考慮しない場合）

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果［mSv］	
				6 号炉	7 号炉
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}
	中央制御室待避室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 7.7×10^{0}	約 1.3×10^{1}
			吸入摂取による内部被ばく※1	約 1.2×10^{2}	約 2.1×10^{2}

※1　マスクの着用を考慮しない場合

表2-16-2　室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
（格納容器ベントを想定する場合）
（運転員の交替を考慮しない場合）

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果［mSv］	
				6 号炉	7 号炉
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 2.2×10^{0}	約 3.6×10^{0}
	中央制御室待避室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 2.0×10^{1}	約 3.3×10^{1}
			吸入摂取による内部被ばく※1	約 1.1×10^{2}	約 1.8×10^{2}

※1　マスクの着用を考慮しない場合

東海第二発電所（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

外部被ばく：$H_\gamma = \int_0^T 6.2\times10^{-14}\cdot E_\gamma\cdot(1-e^{-\mu R})\cdot C_\gamma(t)dt$

H_γ　：ガンマ線の外部被ばくによる実効線量［Sv］
E_γ　：ガンマ線の実効エネルギー(0.5)［MeV］
μ　：空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数［1/m］
R　：室内容積半球換算時等価半径［m］
$C_\gamma(t)$　：時刻ｔにおける室内の放射能濃度［Bq/m^3］
（ガンマ線 0.5MeV 換算）
T　：評価期間［s］

(4)評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表 16-1 及び表 16-2 に示す。

表 16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果（残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合）
（運転員の交替を考慮しない場合）

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果［mSv］
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 4.9×10^{0}
		7 日	内部被ばく（マスクなし）	約 3.7×10^{2}
			内部被ばく（マスクあり）	約 2.6×10^{1}

表 16-2 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果（格納容器ベントを想定する場合）
（運転員の交替を考慮しない場合）

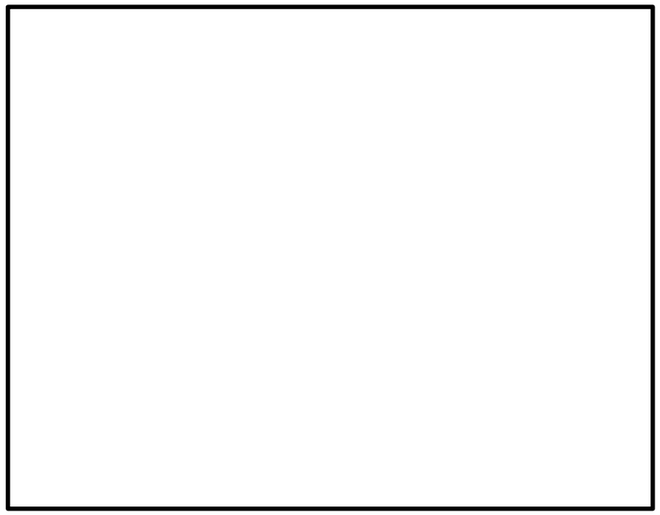
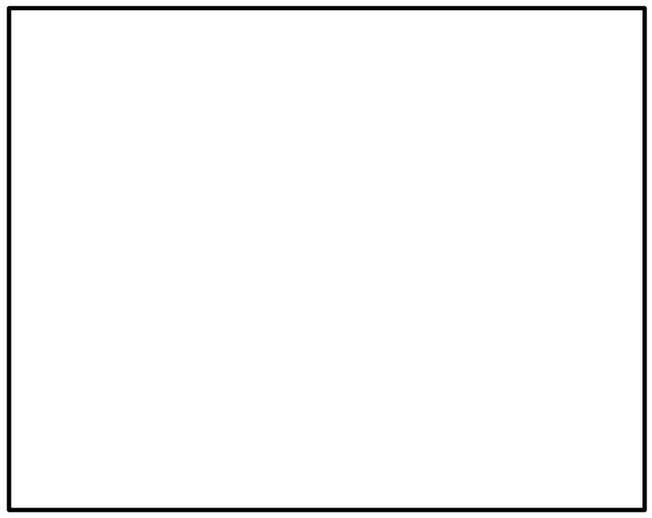
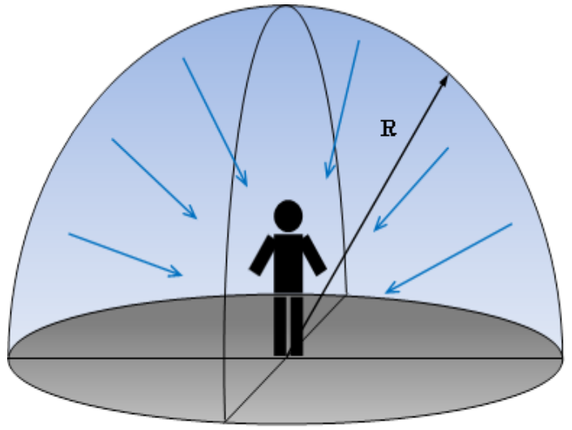
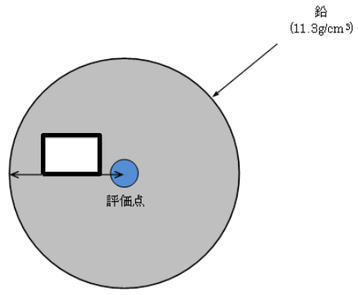
評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果［mSv］
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 2.4×10^{1}
		7 日	内部被ばく（マスクなし）	約 2.9×10^{2}
			内部被ばく（マスクあり）	約 1.0×10^{1}
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 2.0×10^{0}
	中央制御室待避室内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 1.6×10^{-2}
			内部被ばく（マスクなし）	約 2.1×10^{0}
			内部被ばく（マスクあり）	約 8.0×10^{-1}

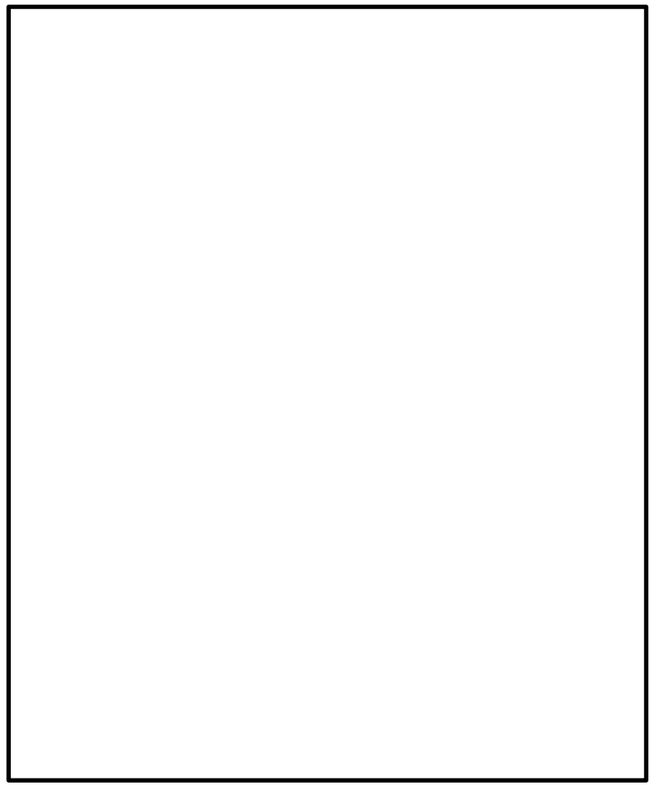
備考

・評価条件及び評価結果の相違
【柏崎 6/7】

・評価ケースの相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，ＲＨＡＲで収束する場合には待避室の使用を想定していない

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
・評価方針の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，待避中の中央制御室からの被ばくについて考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-16-1　コントロール建屋  図 2-16-2　中央制御室		 R：室内容積と同じ容積をもつ半球の半径[m] 室内濃度：一様 図 16-1 中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による線源強度の評価モデル図  図 16-2 中央制御室待避室遮蔽モデル図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-16-3　中央制御室待避室			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-17　大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について 中央制御室の居住性評価における，大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。 (1)放出量及び大気拡散 核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料2　2-1の表2-1-1に基づき評価した。また，相対濃度は表2-1-5の値を用いた。 (2)評価コード 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは，評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。 吸入摂取による内部被ばく： $$H = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot (\chi/Q) \cdot Q(t)dt \cdot \frac{1}{PF}$$ H　：吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv] R　：呼吸率(1.2/3600)※1[m³/s] H_∞　：呼吸時の実効線量への換算係数※2[Sv/Bq] (χ/Q)：相対濃度[s/m³] Q(t)　：時刻ｔにおける核種の環境放出率[Bq/s] T　：評価期間[s] PF　：マスクの防護係数[-] ※1　ICRP Publication71に基づく成人活動時の呼吸率を設定 ※2　ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定		17　大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について 中央制御室の居住性評価における，大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。 (1)放出量及び大気拡散 核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料1の表1-1に基づき評価した。また，相対濃度は表1-5の値を用いた。 (2)評価コード 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは，評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。 $$H = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot (\chi/Q) \cdot Q(t)dt \cdot \frac{1}{PF}$$ H　：吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv] R　：呼吸率(1.2/3600)※1[m³/s] H_∞　：吸入時の実効線量への換算係数※2[Sv/Bq] χ/Q　：相対濃度[s/m³] Q(t)　：時刻ｔにおける核種の環境放出率[Bq/s] T　：評価期間[s] PF　：マスクの防護係数[-] ※1　ICRP Publication71に基づく成人活動時の呼吸率を設定 ※2　ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を表2-17-1及び表2-17-2に示す。 表 2-17-1　大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果 （代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合） 評価位置 / 積算日数 / 評価結果[mSv]※2（6 号炉 / 7 号炉） 入退域時 / 7 日※1 / 約 2.5×10^{4} / 約 5.2×10^{4} ※1　屋外に 7 日間滞在するものとして評価 ※2　マスクの着用を考慮しない場合		(3)評価結果 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を表17-1及び表17-2に示す。 表 17-1　大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果 （残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合） 評価位置 / 積算日数 / 評価結果[mSv]※2 入退域時（２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口） / 7 日※1 / 約 2.4×10^{3} ※1　屋外に 7 日間滞在するものとして評価 ※2　マスクの着用を考慮しない場合	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
表 2-17-2　大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果 （格納容器ベントの実施を想定する場合） 評価位置 / 積算日数 / 評価結果[mSv]※2（6 号炉 / 7 号炉） 入退域時 / 7 日※1 / 約 2.4×10^{4} / 約 5.0×10^{4} ※1　屋外に 7 日間滞在するものとして評価 ※2　マスクの着用を考慮しない場合		表 17-2　大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果 （格納容器ベントの実施を想定する場合） 評価位置 / 積算日数 / 評価結果[mSv]※2 入退域時（２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口） / 7 日※1 / 約 9.3×10^{3} ※1　屋外に 7 日間滞在するものとして評価 ※2　マスクの着用を考慮しない場合	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-18　格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について 格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は，希ガス類を除き，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれ線源となる。ここでは，中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，当該線源からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくの評価方法を示す。 なお，フィルタ装置内（スクラバ水及び金属フィルタ）の放射性物質からの直接ガンマ線については， 厚さ［　　］以上の普通コンクリートに遮蔽されること及び線源強度から，当該線源からのスカイシャインガンマ線及び他の線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線と比較し，十分小さいとして評価の対象外とした。 1.評価条件 1.1 線源モデル a.よう素フィルタ 中央制御室滞在時の被ばく線量評価に用いる線源モデルの設定においては，有機よう素がよう素フィルタ内に取り込まれるものとした。また，入退域時の被ばく線量評価に用いる線源モデルの設定においては，有機よう素及び無機よう素がよう素フィルタ内に取り込まれるものとした※1。保守的な想定として，評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素の総量（中央制御室滞在時の評価においては有機よう素，入退域時の評価においては有機よう素及び無機よう素を考慮）が，格納容器ベント直後によう素フィルタ内に移行するものとした。格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質の流入割合（停止時炉内内蔵量に対する割合）を表2-18-1に示す。 直接ガンマ線の線源モデルは点線源とし，当該点線源の線源強度は，取り込まれた放射性物質を1点に集約することによって求めた※2。 また，スカイシャインガンマ線の線源モデルも点線源とした。ただし，当該点線源の線源強度は，よう素フィルタによる自己遮蔽を考慮するため，以下の手順で評価した。 ① QAD-CGGP2Rコードを用いて図2-18-1に示す形状のよう素フィルタの体積線源※2から500m上空の直接ガンマ線の線量を評価する。			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。 ※1　無機よう素はフィルタ装置のスクラバ水で大部分が除去されるためよう素フィルタにはほとんど移行しないものと考えられるが，よう素フィルタからの影響が大きい入退域時の評価においては，保守的な想定として格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素の総量がよう素フィルタ内に取り込まれるものとした。ただし，この想定においても，線源として支配的となるのは有機よう素であり，無機よう素が被ばく線量に与える影響は小さい。 ※2　「直接ガンマ線の点線源の線源強度」と「スカイシャインガンマ線の点線源の線源強度の評価に用いた体積線源の線源強度」は同一。有機よう素及び無機よう素の総量がよう素フィルタに取り込まれた場合の線源強度は表2-18-2を参照。 b.フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ） 　無機よう素及び粒子状放射性物質が，フィルタ装置内に取り込まれるものとした。保守的な想定として，評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が，格納容器ベント直後にフィルタ装置内に移行するものとした。 　フィルタ装置はスクラバ水と金属フィルタで構成されていることから，フィルタ装置内の線源は，スクラバ水部分と金属フィルタ部分の2領域に分けた。粒子状放射性物質は大部分がスクラバ水で除去された後，残りが金属フィルタで除去されるため，フィルタ装置内の線源は9割がスクラバ水部分に存在し，残りの1割が金属フィルタ部分に存在するものとした。なお，無機よう素はスクラバ水でのみ除去されるが，粒子状放射性物質と同様の存在割合を想定した。この想定は，より放出角度の大きい金属フィルタ（図2-18-17及び図2-18-18参照）に一部存在するという想定であることから保守的な結果を与える。 　金属フィルタ及びスクラバ水のスカイシャインガンマ線の線源モデルは点線源とした。当該点線源の線源強度は，金属フィルタ及びスクラバ水周りの鉄遮蔽並びにスクラバ水の自己遮蔽を考慮するため，以下の手順で評価した。			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　QAD-CGGP2Rコードを用いて図2-18-2に示す形状のスクラバ水の体積線源※3及び金属フィルタの点線源※3から各々500m上空の直接ガンマ線の線量を評価する。 ②　QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。 ※3　「金属フィルタの点線源の線源強度」及び「スクラバ水の体積線源の線源強度」は，表2-18-2を参照。 c.配管 無機よう素及び粒子状放射性物質が配管内に付着するものとし，希ガス及び有機よう素は配管内に付着しないものと想定した。ここで，配管内の放射性物質の付着割合としては，格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100m に付着するものとした（付着割合：10%/100m）。なお，保守的な想定として，評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が格納容器ベント直後に配管に移行し，上記の付着割合で配管に付着するものとした。 よう素フィルタの下流側の配管については，流入前にフィルタ装置及びよう素フィルタにて大部分の放射性物質が除去されることから，当該配管内に付着する放射性物質の被ばくへの影響は，他の線源による影響と比べ十分小さいとして評価の対象外とした。 直接ガンマ線の線源モデルは体積線源※4とした。評価に用いた線源モデルを図2-18-19に示す。なお，配管長さは，配管周りの遮蔽を考慮する場合は100m，配管周りの遮蔽を考慮しない場合は0.5mとし，各々の場合における6号及び7号炉の屋外の配管長さを包絡する長さとした。（評価モデルの作成において参照した配管の配置図を図2-18-4から図2-18-7に示す。） スカイシャインガンマ線の線源モデルは点線源とし，当該点線源の線源強度は，以下の手順で評価した。 ①　QAD-CGGP2Rコードを用いて図2-18-3に示す形状の配管の体積線源※4から500m上空の直接ガンマ線の線量を評価する。なお，配管長さは，6号及び7号炉の屋外の配管のうち，上部に遮蔽のない配管長さを包絡する長さとして10mとした。 ②　QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。 ※4　配管 100m の体積線源の線源強度は，表 2-18-2 を参照。			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-1　放射性物質の格納容器圧力逃がし装置への流入割合

	停止時炉内内蔵量 ［Bq］（gross 値）	停止時炉内内蔵量に対する 格納容器圧力逃がし装置への流入割合 （事故発生から 168 時間後時点）［-］
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 9.2×10^{-1}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 3.3×10^{-2}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 2.6×10^{-6}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 5.2×10^{-7}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.1×10^{-7}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 2.6×10^{-8}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 2.1×10^{-9}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 5.2×10^{-9}

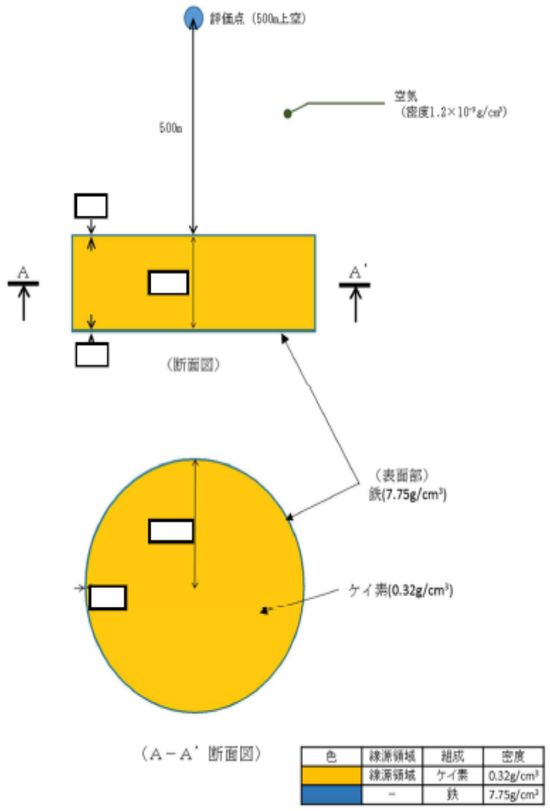
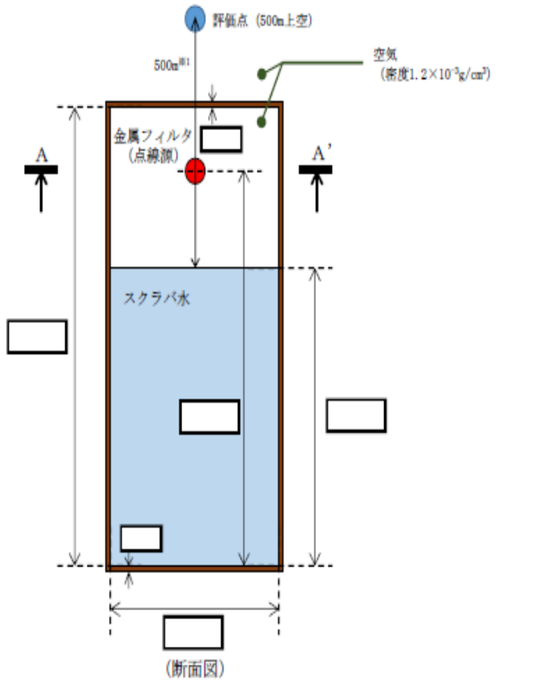
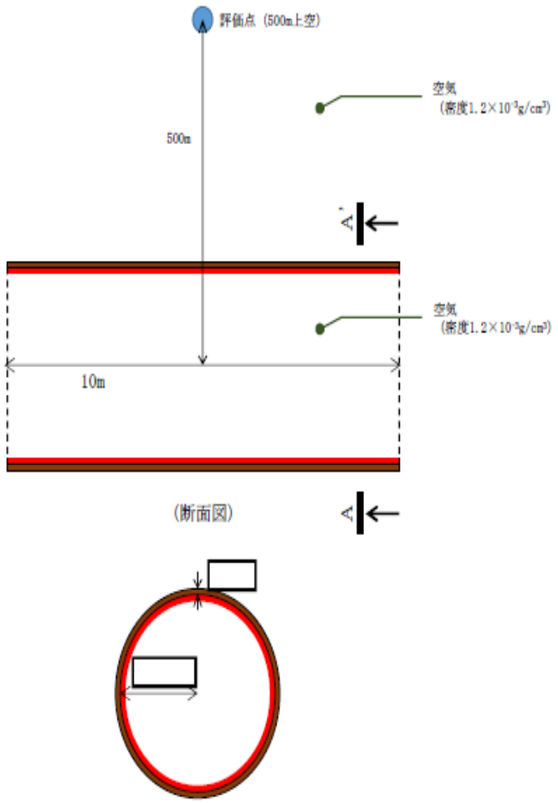
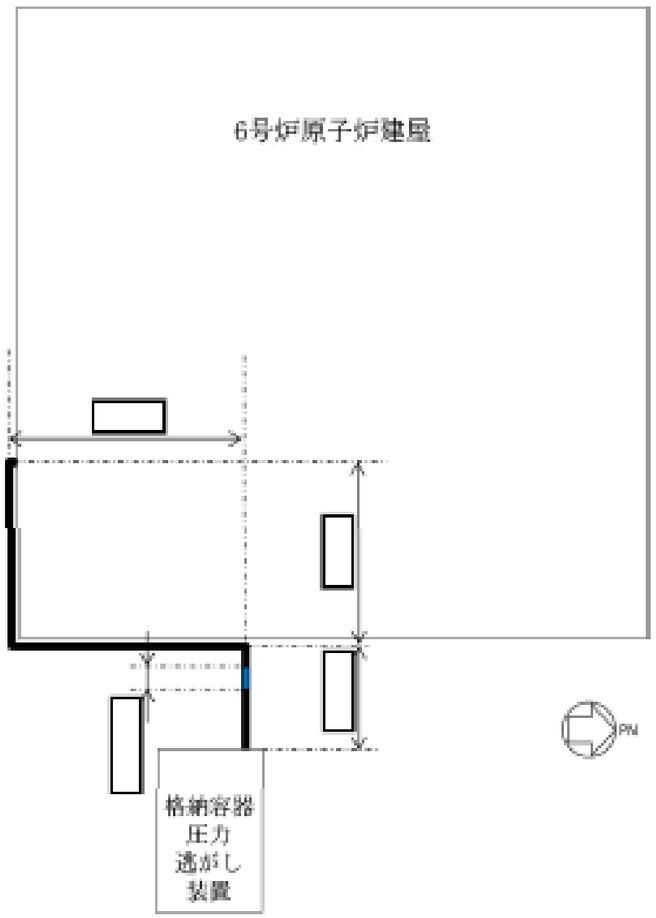


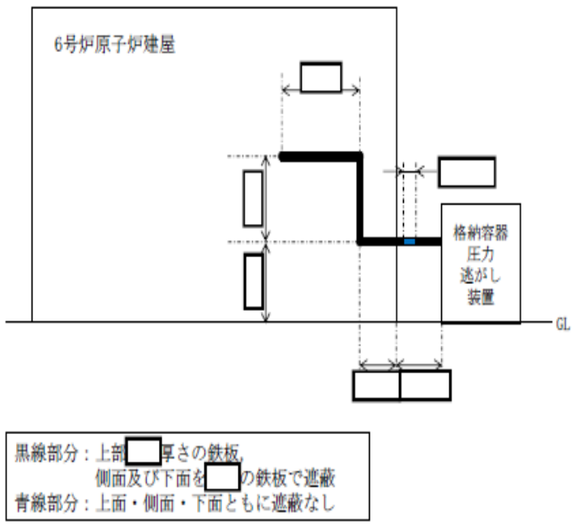
図 2-18-1　体積線源モデル図（よう素フィルタ）

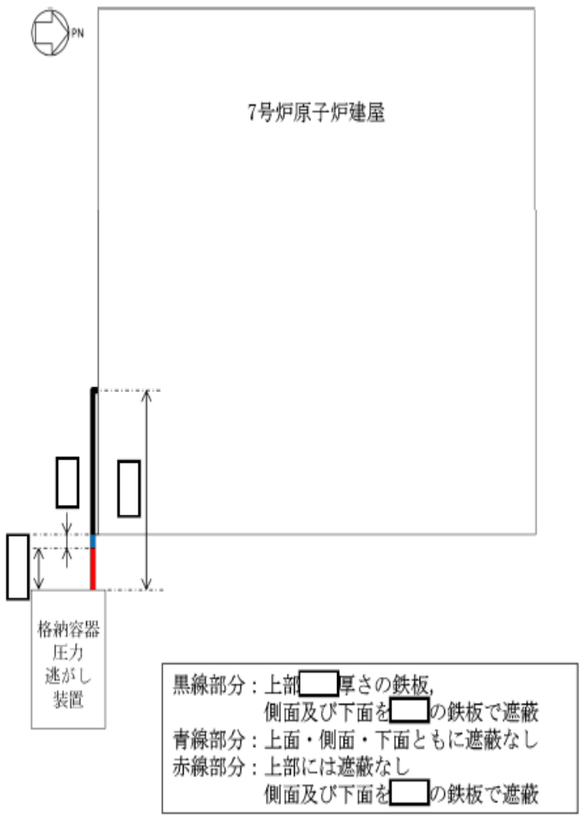
・評価対象の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

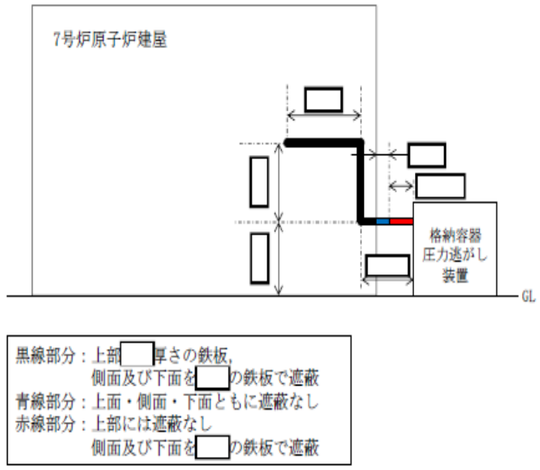
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-18-2　体積線源モデル図（スクラバ水）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-3　体積線源モデル図（配管）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-4　配管配置（平面図）（6　号炉）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-5　配管配置(断面図)(6　号炉)			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-6　配管配置（平面図）（7 号炉）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-7　配管配置(断面図)(7 号炉) 1.2　線源強度 格納容器ベント開始時刻におけるよう素フィルタの線源強度[photons/s]は，評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素の総量（中央制御室滞在時の評価においては有機よう素，入退域時の評価においては有機よう素及び無機よう素を考慮）が，格納容器ベント開始時刻によう素フィルタ内に移行すると想定し算出した。また，フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）については無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が移行し，配管については無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100mに移行するものとして線源強度を算出した。格納容器ベント開始時刻以降においては，よう素フィルタ及び配管の線源強度は時間減衰を考慮し，フィルタ装置の線源強度は時間減衰を考慮しないものとした。 停止時炉内内蔵量に対する核種ごとの原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入割合（評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する総量）は，ＭＡＡＰ解析及びNUREG-1465の知見に基づき評価した。なお，ＭＡＡＰコードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，ベントラインへの流入割合の評価条件をそれぞれ設定し評価した。 以上の条件に基づき評価した格納容器ベント開始直後の線源強度を表2-18-2に示す。			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-2　各線源領域の線源強度（格納容器ベント開始直後）
（6 号及び 7 号炉で同一）

エネルギー(MeV)		線源強度 フィルタ装置及びよう素フィルタ：[photons/s] 配管：[photons/（s・100m）]			
下限	上限 (代表エネルギー)	フィルタ装置		配管	よう素 フィルタ※1※2
		スクラバ水	金属 フィルタ		
－	2.00×10^{-2}	約7.2×10^{14}	約8.0×10^{13}	約8.0×10^{13}	約7.1×10^{16}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約2.1×10^{14}	約2.4×10^{13}	約2.4×10^{13}	約2.1×10^{16}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約1.1×10^{14}	約1.2×10^{13}	約1.2×10^{13}	約1.0×10^{16}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約1.3×10^{14}	約1.4×10^{13}	約1.4×10^{13}	約1.3×10^{16}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約1.0×10^{14}	約1.1×10^{13}	約1.1×10^{13}	約1.0×10^{16}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約5.1×10^{13}	約5.7×10^{12}	約5.7×10^{12}	約5.0×10^{15}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約2.0×10^{14}	約2.2×10^{13}	約2.2×10^{13}	約1.9×10^{16}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約9.9×10^{14}	約1.1×10^{14}	約1.1×10^{14}	約9.8×10^{16}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約3.0×10^{15}	約3.4×10^{14}	約3.4×10^{14}	約3.0×10^{17}
7.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約1.6×10^{15}	約1.7×10^{14}	約1.7×10^{14}	約1.6×10^{17}
1.00×10^{0}	1.50×10^{0}	約3.9×10^{14}	約4.3×10^{13}	約4.3×10^{13}	約3.8×10^{16}
1.50×10^{0}	2.00×10^{0}	約4.1×10^{13}	約4.5×10^{12}	約4.5×10^{12}	約4.0×10^{15}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約2.5×10^{13}	約2.8×10^{12}	約2.8×10^{12}	約2.4×10^{15}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約5.7×10^{11}	約6.4×10^{10}	約6.4×10^{10}	約5.6×10^{13}
3.00×10^{0}	4.00×10^{0}	約1.0×10^{7}	約1.1×10^{6}	約1.1×10^{6}	0
4.00×10^{0}	6.00×10^{0}	約1.2×10^{6}	約1.3×10^{5}	約1.3×10^{5}	0
6.00×10^{0}	8.00×10^{0}	約6.1×10^{-1}	約6.8×10^{-2}	約6.8×10^{-2}	0
8.00×10^{0}	1.10×10^{1}	約7.1×10^{-2}	約7.9×10^{-3}	約7.9×10^{-3}	0

※1　よう素フィルタ本体 2 基分

※2　格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量がよう素フィルタに取り込まれた場合の線源強度を記載

・評価対象の相違
【柏崎 6/7】
島根 2 号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.3　評価点 a. 評価点の位置 中央制御室滞在時の評価点は，中央制御室内でよう素フィルタ及びフィルタ装置に最も近い位置として図2-18-8に示す点を選定した。入退域時の評価点は，アクセスルートよりもフィルタ装置及びよう素フィルタに近い点として，図2-18-8に示す点を選定した。各評価点の線源からの水平距離を表2-18-3及び表2-18-4に示す。 b. 評価点の高さ 直接ガンマ線の評価において，評価点の高さは中央制御室滞在時及び入退域時ともに各線源と同じ高さとした。スカイシャインガンマ線の評価においては，中央制御室滞在時は中央制御室の天井面高さ，入退域時は地表面から1.5m高さとした。 c. 評価点周りの遮蔽 中央制御室滞在時の評価においては，評価点が遮蔽で覆われているものとして評価した。遮蔽厚さは，中央制御室が属するコントロール建屋の遮蔽を考慮し，コンクリートで［　　］と設定した。評価点周りの遮蔽モデルを図2-18-9に示す。なお，入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。 図 2-18-8　アクセスルート並びに線源及び評価点位置（中央制御室滞在時及び入退域時）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-3　各評価点の線源からの水平距離※1（入退域時）

評価点	線源			
	フィルタ装置及びよう素フィルタ（フィルタ装置中心からの距離）		配管（最近接点からの距離）	
	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉
6 号炉格納容器ベント実施時の評価点	約 48m	－	約 56m	－
7 号炉格納容器ベント実施時の評価点	－	約 49m	－	約 49m

※1　小数点第一位を切り捨て

表 2-18-4　各評価点の線源からの水平距離※1（中央制御室滞在時）

評価点	線源			
	フィルタ装置及びよう素フィルタ（フィルタ装置中心からの距離）		配管（最近接点からの距離）	
	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉
6 号炉格納容器ベント実施時の評価点	約 49m	－	約 29m	－
7 号炉格納容器ベント実施時の評価点	－	約 66m	－	約 61m

※1　小数点第一位を切り捨て

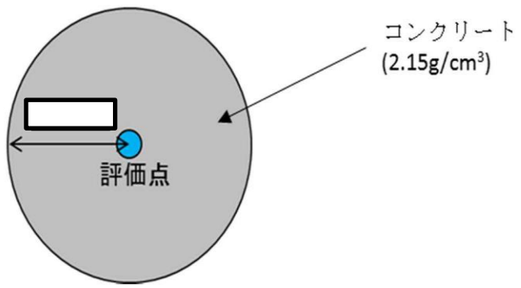
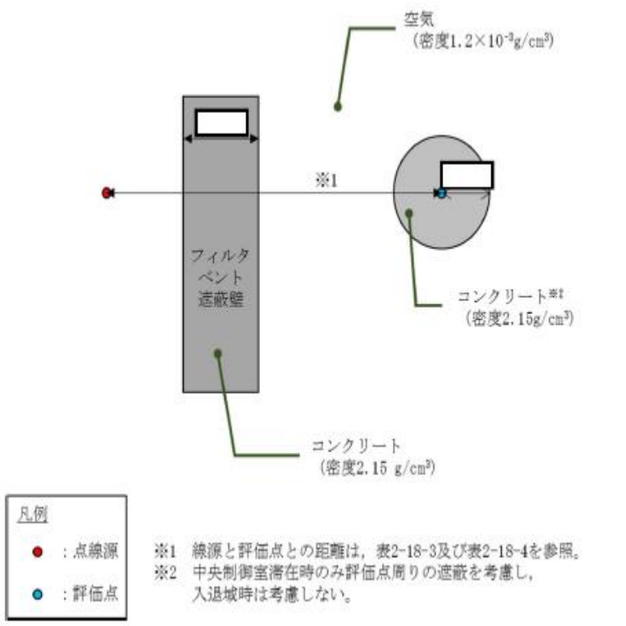
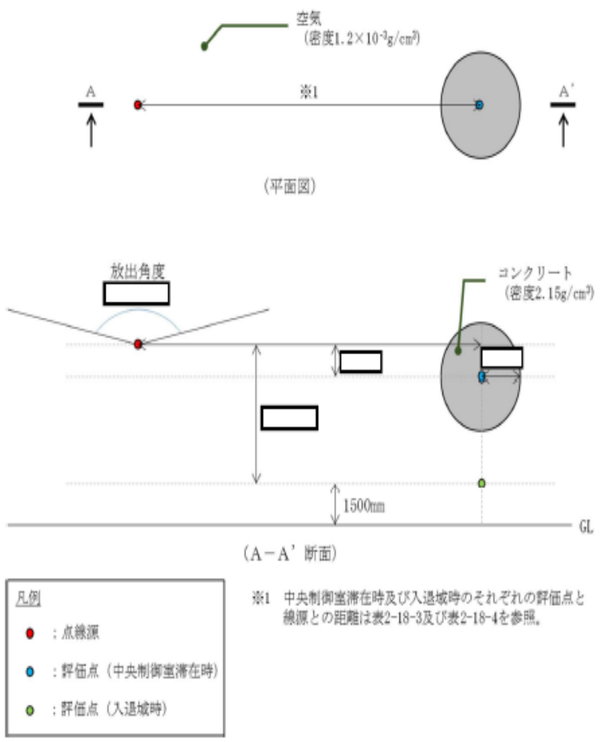


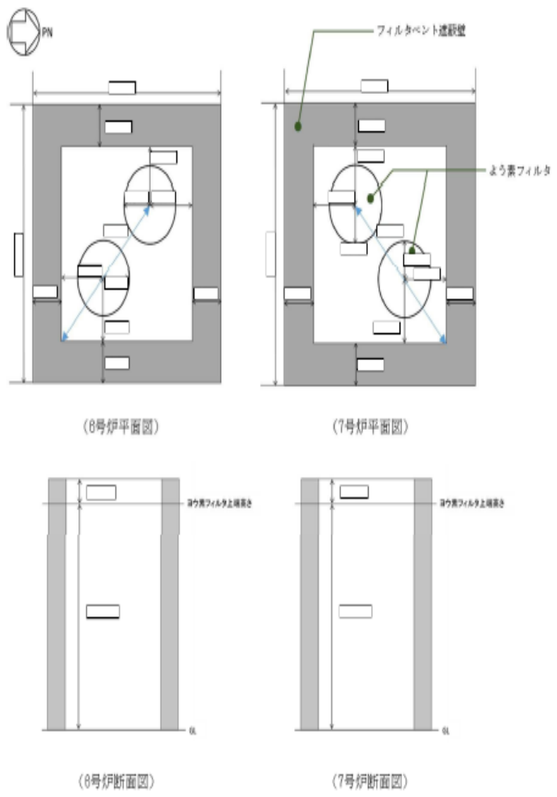
図 2-18-9　中央制御室滞在時における評価点周りの遮蔽モデル

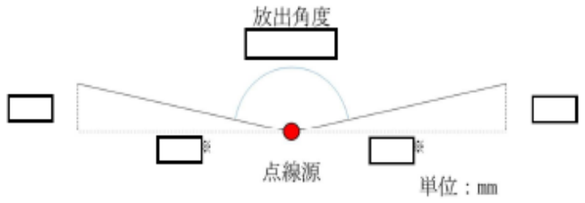
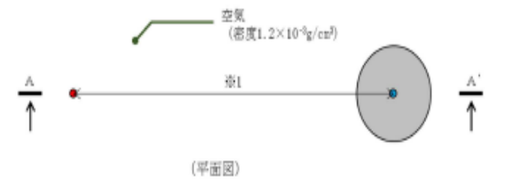
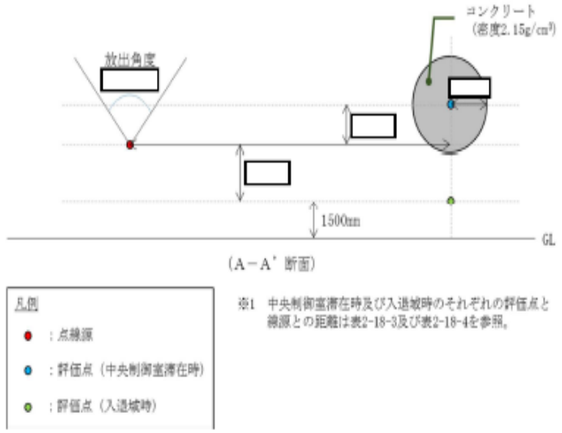
・評価対象の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

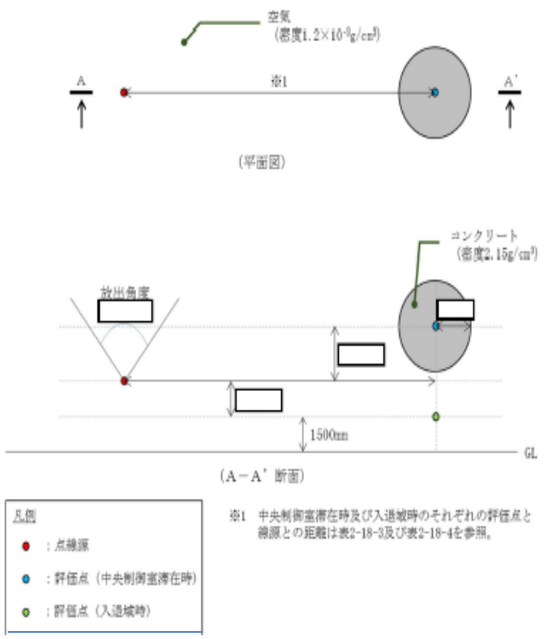
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.4　評価体系 a. よう素フィルタ 中央制御室滞在時及び入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系を図2-18-10及び図2-18-11に示す。スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは，よう素フィルタ上端の高さとした。 スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は，図2-18-12に示すよう素フィルタ及びフィルタベント遮蔽壁の配置を基に算出した。放出角度を図2-18-13に示す。 b. フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ） 中央制御室滞在時及び入退域時のスカイシャインガンマ線の評価体系を図2-18-14及び図2-18-15に示す。スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは，スクラバ水上端及び金属フィルタ上端の高さとした。 スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は，図2-18-16に示すスクラバ水及び金属フィルタ並びにフィルタベント遮蔽壁の配置を基に算出した。放出角度を図2-18-17及び図2-18-18に示す。 c. 配管 中央制御室滞在時及び入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系を図2-18-19及び図2-18-20に示す。 スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは，図2-18-5及び図2-18-7に赤線又は青線で示した配管の中心高さとした。また，放出角度は，180度とした。 1.5　評価コード 直接ガンマ線の評価には，QAD-CGGP2Rコード※を用いた。また，スカイシャインガンマ線の評価には，QAD-CGGP2Rコード※及びG33-GP2Rコードを用いた。 ※　ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

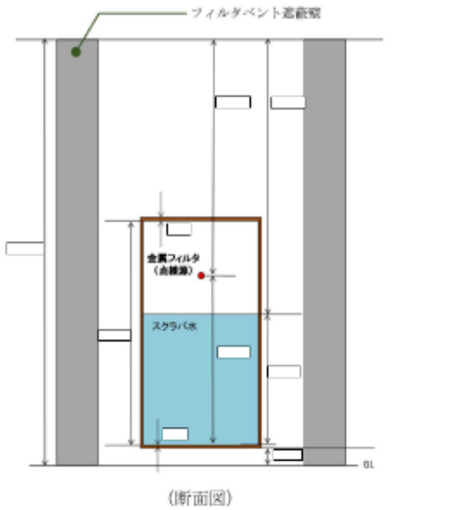
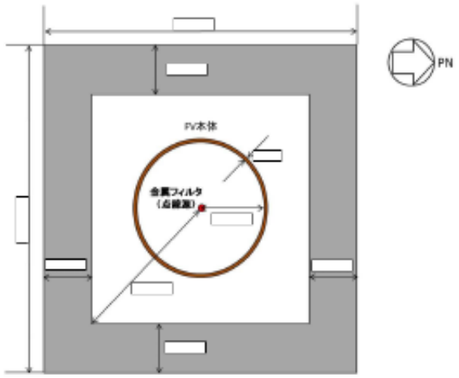
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-18-10　評価モデル（直接ガンマ線，よう素フィルタ）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

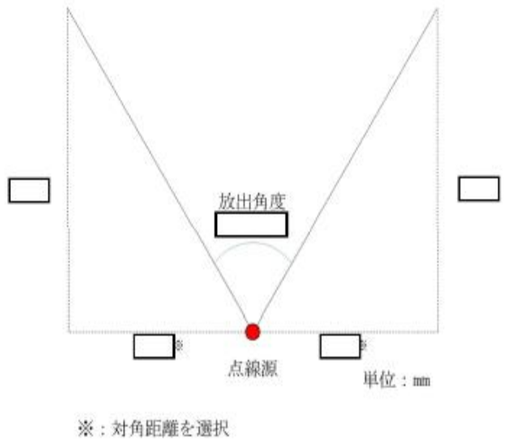
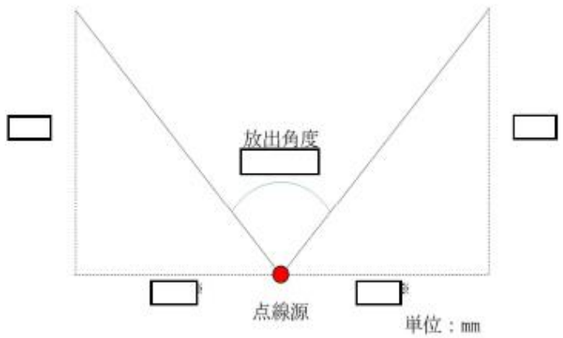
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-18-11　評価モデル（スカイシャインガンマ線，よう素フィルタ）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

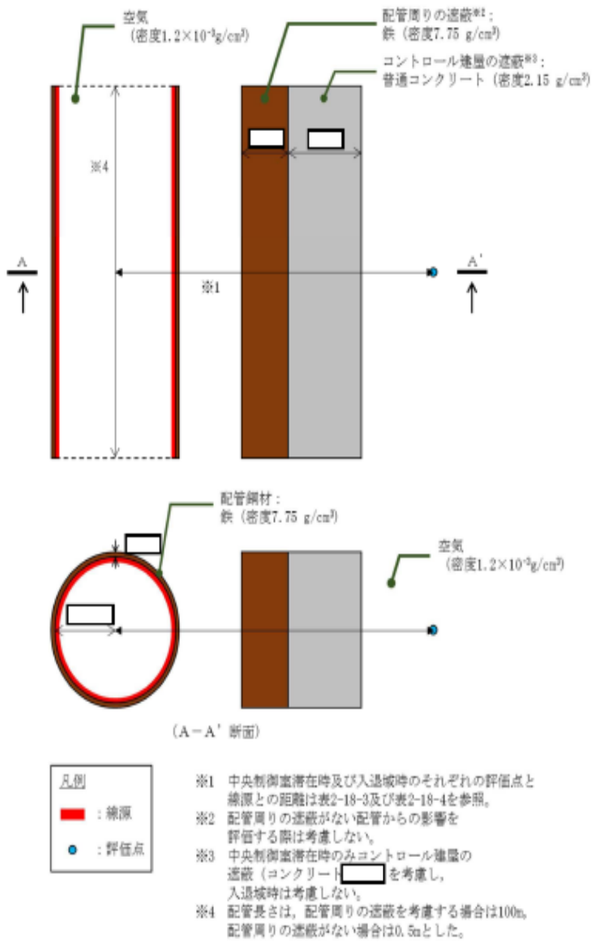
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-18-12　よう素フィルタモデル図（6 号及び 7 号炉で共通）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

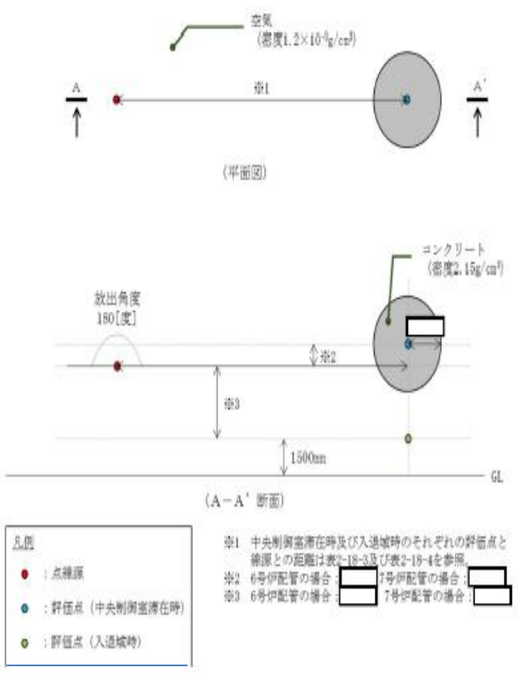
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 ※：対角距離を選択 図 2-18-13　放出角度（よう素フィルタ）   図 2-18-14 評価モデル（スカイシャインガンマ線，金属フィルタ）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-15　評価モデル（スカイシャインガンマ線，スクラバ水）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 （断面図）  （平面図） 図 2-18-16　フィルタ装置モデル図（6 号及び 7 号炉で共通）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 ※：対角距離を選択 図 2-18-17　放出角度（スクラバ水）  ※：対角距離を選択 図 2-18-18　放出角度（金属フィルタ）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-19　評価モデル（直接ガンマ線，配管）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-18-20　評価モデル（スカイシャインガンマ線，配管）			・評価対象の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-19　原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響について 中央制御室の居住性の評価に当たっては，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ている。 以下では，「59-11　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について　2.　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち，評価結果が最も厳しくなる6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し，7号炉が格納容器ベントを実施するケースを例として，原子炉格納容器内pH制御の効果に期待することによる影響を評価した。 評価条件は，よう素の放出放射能量以外は原子炉格納容器内pH制御の効果に期待しない場合と同じとした。また，よう素放出量の低減による影響を考慮する被ばく経路は以下のとおりとし，その他の被ばく経路については，保守的に原子炉格納容器内pH制御の効果に期待しない場合と同じとした。 【よう素放出量の低減による影響を考慮する被ばく経路】 ・中央制御室滞在時 － 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく － 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく － 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく※1 ※1　室内に外気から取り込まれた放射性物質のうち，中央制御室内の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，保守的に原子炉格納容器内pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。			・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・入退域時 － 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びにより素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく － 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく － 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく － 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく 1. 放射性物質の大気中への放出量 原子炉格納容器内pH制御の効果に期待した場合の放出放射能量を表2-19-1及び表2-19-2に示す。なお，原子炉格納容器内pH制御の効果に期待する場合のよう素の放出放射能量は，「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等対処設備について　別添資料-1」の3.2.2.1.2に示す評価式に基づき評価した。			・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-19-1　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq]（gross 値）	放出放射能量[Bq]（gross 値）（単一号炉）
		原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 7.5×10^{14}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{12}

表 2-19-2　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（W/W ベントの実施を想定する場合）

核種類	放出放射能量[Bq]（gross 値）（単一号炉）	
	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 4.5×10^{10}	約 7.7×10^{14}
Cs 類	約 3.4×10^{9}	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^{9}	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^{9}	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^{8}	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^{8}	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.6×10^{7}	約 8.8×10^{11}

・評価方針の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 評価結果 原子炉格納容器内pH制御の効果に期待した場合の評価結果を表2-19-3-1及び2-19-3-2に示す。さらに，被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表2-19-4-1及び2-19-4-2に，被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表2-19-5-1及び表2-19-5-2に示す。また，各表の括弧内に，原子炉格納容器内pH制御の効果に期待しない場合の評価結果を示す。 評価の結果，被ばく線量の合計が最も大きくなる班で約51mSvとなり，原子炉格納容器内pH制御の効果に期待しない場合（約86mSv）に比べ小さくなることを確認した。			・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

表2-19-3-1　原子炉格納容器内pH制御の効果に期待する場合の各勤務サイクルでの被ばく線量（6号炉:代替循環冷却系を用いて事象収束　7号炉:格納容器ベント実施）（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）

※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約12※4 (約20)	1直 約23 (約42)	-	2直 約12※5 (約24)	-	-	-	約47 (約85)
B班	-	-	2直 約14※5 (約29)	-	1直 約11※5 (約21)	2直 約9.6※5 (約19)	-	約34 (約69)
C班	-	┣	1直 約33 (約50)	1直 約13 (約26)	-	-	1直 約5.0※5※6 (約10)	約51 (約86)
D班	-	-	-	-	1直 約11 (約22)	1直 約10 (約20)	1直 約13※5※6 (約26)	約34 (約69)
E班	2直 約10※4 (約16)	2直 約29 (約54)	-	-	-	-	-	約39 (約70)

※1　括弧内：原子炉格納容器内のpH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量

※2　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※3　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6 時間当たり1 時間外すものとして評価

※4　中央制御室内で，事故後1 日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6 時間当たり18 分間外すものとして評価

※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　本評価において想定した直交替スケジュールでは，7 日目2直の班が中央制御室滞在中に，交替のために入域する1直勤務の班（本評価では7日目1直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から168時間後）となる。本表では，評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また，本表における7日目2直の被ばく線量は，7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している			・評価方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

表2-19-3-2　原子炉格納容器内pH制御の効果に期待する場合の各勤務サイクルでの被ばく線量（6号炉:代替循環冷却系を用いて事象収束　7号炉:格納容器ベント実施）（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位:mSv）

※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約 120 (約 250)	1直 約 25 (約 57)	-	2直 約 12※3 (約 25)	-	-	-	約 160 (約 330)
B班	-	-	2直 約 14※3 (約 30)	-	2直 約 11※3 (約 23)	2直 約 9.6※3 (約 21)	-	約 34 (約 75)
C班	-	-	1直 約 33 (約 53)	1直 約 13 (約 28)	-	-	2直 約 5.0※3※4 (約 12)	約 51 (約 92)
D班	-	-	-	-	1直 約 11 (約 25)	1直 約 10 (約 22)	1直 約 13※3※4 (約 28)	約 34 (約 75)
E班	2直 約 16 (約 27)	2直 約 29 (約 59)	-	-	-	-	-	約 45 (約 86)

※1　括弧内：原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しない場合の被ばく線量

※2　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※3　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表2-19-3-1の※6 を参照）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-19-4-1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C班）の合計）

（6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7号炉：格納容器ベント実施）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与※1	7 号炉からの寄与※1	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 1.3×10^{0})	0.1 以下 (約 1.4×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (約 4.1×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 4.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1} (約 4.1×10^{-1})	約 9.4×10^{-1} (約 9.4×10^{-1})	約 1.4×10^{0} (約 1.4×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{0} (約 3.0×10^{0})	約 1.9×10^{1} (約 2.0×10^{1})	約 2.1×10^{1} (約 2.3×10^{1})
	（内訳）内部被ばく	0.1 以下 (約 1.2×10^{0})	0.1 以下 (約 2.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 1.4×10^{0})
	外部被ばく	約 1.9×10^{0} (約 1.9×10^{0})	約 1.9×10^{1} (約 1.9×10^{1})	約 2.1×10^{1} (約 2.1×10^{1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.3×10^{0} (約 3.9×10^{0})	約 2.0×10^{1} (約 2.2×10^{1})	約 2.3×10^{1} (約 2.6×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^{0} (約 2.1×10^{0})	約 3.2×10^{0} (約 1.2×10^{1})	約 5.3×10^{0} (約 1.4×10^{1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{0} (約 2.3×10^{0})	約 2.1×10^{0} (約 2.1×10^{0})	約 3.3×10^{0} (約 4.4×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.2×10^{0} (約 9.4×10^{0})	約 1.5×10^{1} (約 3.2×10^{1})	約 1.9×10^{1} (約 4.1×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (約 2.1×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 2.1×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 7.4×10^{0} (約 1.4×10^{1})	約 2.0×10^{1} (約 4.6×10^{1})	約 2.8×10^{1} (約 6.0×10^{1})
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 9.8×10^{0} (約 1.8×10^{1})	約 4.1×10^{1} (約 6.8×10^{1})	約 51 (約 86)

※1　括弧内：原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しない場合の被ばく線量（被ばく線量が最大となる班（C班）の合計）

・評価方針の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉ではpH制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-19-4-2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）

（6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7号炉：格納容器ベント実施）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与※1	7 号炉からの寄与※1	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1} （約 1.3×10^{-1}）	0.1 以下 （約 3.8×10^{-1}）	約 1.3×10^{-1} （約 5.1×10^{-1}）
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1} （約 4.9×10^{-1}）	約 4.3×10^{-1} （約 1.5×10^{0}）	約 6.2×10^{-1} （約 2.0×10^{0}）
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1} （約 5.5×10^{-1}）	約 1.7×10^{0} （約 1.7×10^{0}）	約 2.3×10^{0} （約 2.3×10^{0}）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.4×10^{1} （約 1.0×10^{2}）	約 7.7×10^{1} （約 1.7×10^{2}）	約 1.3×10^{2} （約 2.7×10^{2}）
	（内訳）内部被ばく	約 5.3×10^{1} （約 9.8×10^{1}）	約 6.9×10^{1} （約 1.7×10^{2}）	約 1.2×10^{2} （約 2.7×10^{2}）
	外部被ばく	約 1.3×10^{0} （約 1.3×10^{0}）	約 8.3×10^{0} （約 8.4×10^{0}）	約 9.6×10^{0} （約 9.7×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.5×10^{1} （約 1.0×10^{2}）	約 7.9×10^{1} （約 1.8×10^{2}）	約 1.3×10^{2} （約 2.8×10^{2}）
入退城時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく	約 1.8×10^{0} （約 1.8×10^{0}）	約 3.0×10^{0} （約 5.8×10^{0}）	約 4.8×10^{0} （約 7.6×10^{0}）
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく	約 1.0×10^{0} （約 1.9×10^{0}）	約 2.8×10^{0} （約 4.5×10^{0}）	約 3.9×10^{0} （約 6.4×10^{0}）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退城時の被ばく	約 4.5×10^{0} （約 8.6×10^{0}）	約 1.5×10^{1} （約 3.1×10^{1}）	約 1.9×10^{1} （約 4.0×10^{1}）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退城時の被ばく	0.1 以下 （約 1.5×10^{-1}）	0.1 以下 （約 4.3×10^{-1}）	0.1 以下 （約 5.9×10^{-1}）
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 7.3×10^{0} （約 1.2×10^{1}）	約 2.0×10^{1} （約 4.2×10^{1}）	約 2.8×10^{1} （約 5.5×10^{1}）
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 6.2×10^{1} （約 1.1×10^{2}）	約 9.9×10^{1} （約 2.2×10^{2}）	約 160 （約 330）

※1　括弧内：原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しない場合の被ばく線量（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）

・評価方針の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-19-5-1　評価結果の内訳（C 班の 3 日目）

（6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与※1	7 号炉からの寄与※1	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 1.8×10^{0})	0.1 以下 (約 1.8×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (約 1.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.7×10^{0})	0.1 以下 (約 4.8×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1} (約 1.9×10^{-1})	約 4.6×10^{-1} (約 9.8×10^{-1})	約 6.3×10^{-1} (約 1.2×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.1×10^{-1} (約 7.6×10^{-1})	約 1.8×10^{1} (約 8.0×10^{0})	約 1.9×10^{1} (約 8.7×10^{0})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	0.1 以下 (約 2.6×10^{-1}) 約 5.9×10^{-1} (約 5.0×10^{-1})	0.1 以下 (約 8.0×10^{-1}) 約 1.8×10^{1} (約 7.2×10^{0})	0.1 以下 (約 1.1×10^{0}) 約 1.9×10^{1} (約 7.7×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 8.0×10^{-1} (約 1.1×10^{0})	約 1.9×10^{1} (約 1.5×10^{1})	約 1.9×10^{1} (約 1.7×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.5×10^{-1} (約 7.5×10^{-1})	約 1.7×10^{0} (約 4.6×10^{0})	約 2.5×10^{0} (約 5.4×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.4×10^{-1} (約 8.2×10^{-1})	約 1.2×10^{0} (約 3.3×10^{0})	約 1.6×10^{0} (約 4.2×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^{0} (約 3.6×10^{0})	約 7.3×10^{0} (約 2.4×10^{1})	約 9.1×10^{0} (約 2.8×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 3.6×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.2×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.0×10^{0} (約 5.2×10^{0})	約 1.0×10^{1} (約 3.2×10^{1})	約 1.3×10^{1} (約 3.8×10^{1})
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 3.8×10^{0} (約 6.3×10^{0})	約 2.9×10^{1} (約 4.8×10^{1})	約 33 (約 54)

※1　括弧内：原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しない場合の被ばく線量（被ばく線量の合計が最も大きい滞在日（E班2日目）の被ばく線量）

・評価方針の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-19-5-2　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）

（6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7 号炉：格納容器ベント実施）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与※1	7 号炉からの寄与※1	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1} (約 1.0×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	約 1.1×10^{-1} (約 1.1×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 2.6×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 4.2×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})	約 3.5×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 5.6×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.3×10^{1} (約 9.5×10^{1})	約 6.7×10^{1} (約 1.5×10^{2})	約 1.2×10^{2} (約 2.4×10^{2})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 5.2×10^{1} (約 9.5×10^{1}) 約 2.2×10^{-1} (約 2.4×10^{-1})	約 6.7×10^{1} (約 1.5×10^{2}) 約 3.4×10^{-1} (約 3.8×10^{-1})	約 1.2×10^{2} (約 2.4×10^{2}) 約 5.6×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.3×10^{1} (約 9.6×10^{1})	約 6.8×10^{1} (約 1.5×10^{2})	約 1.2×10^{2} (約 2.5×10^{2})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1} (約 2.7×10^{-1})	約 5.4×10^{-1} (約 5.4×10^{-1})	約 8.1×10^{-1} (約 8.1×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1} (約 2.5×10^{-1})	約 3.1×10^{-1} (約 4.9×10^{-1})	約 4.7×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.0×10^{-1} (約 1.4×10^{0})	約 1.7×10^{0} (約 2.9×10^{0})	約 2.6×10^{0} (約 4.3×10^{0})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.3×10^{0} (約 1.9×10^{0})	約 2.5×10^{0} (約 3.9×10^{0})	約 3.9×10^{0} (約 5.9×10^{0})
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.4×10^{1} (約 9.8×10^{1})	約 7.0×10^{1} (約 1.5×10^{2})	約 120 (約 250)

※1　括弧内：原子炉格納容器内のpH制御の効果に期待しない場合の被ばく線量（被ばく線量の合計が最も大きい滞在日（A班1日目）の被ばく線量）

・評価方針の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉では pH 制御に期待した評価を行っていない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-20　6 号及び 7 号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では，各号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価では片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，当該号炉で格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合も評価対象としている。 このことに加え，更なる安全性向上のために遮蔽設計をより厳しくする観点から，両方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗し，同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う場合も想定し，自主的な対策を講じている。ここでは，格納容器ベントを同時に実施する場合の影響を評価した。 2つの号炉にて同時に格納容器ベントを行う場合，評価点と放出源の位置関係によっては，評価点に到達し影響を及ぼす放射性物質は片方の号炉から放出されたもののみとなる可能性がある。大気中に放出された放射性物質による影響が片方の号炉からのみとなるか否かは，大気拡散評価において選定された着目方位の重なりの有無を調べることで確認できる。表2-20-1に，大気拡散評価にて選定された着目方位を示す。 表2-20-1より，着目方位の多くは両号炉で異なっていることが確認できる。このことは，片方の号炉から放出された放射性物質が中央制御室の居住性に影響を及ぼすとき，もう片方の号炉から同時刻に放出された放射性物質が影響を及ぼすことはほとんどないことに対応する。したがって，格納容器ベントを同時に実施した場合の影響を，例えば単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の和により評価することは過度に保守的であると考えられる。 このことにかかわらず，ここでは遮蔽設計をより保守的に評価するために，格納容器ベントを同時に実施した場合の影響評価を，単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の和をとることで評価した※1。評価結果を表2-20-2-1から表2-20-4-2に示す。 評価の結果，7日間での実効線量は最大約91mSvとなった。また，遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合は最大約92mSvとなった。 このことから，判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　入退域時のよう素フィルタからの影響評価に当たっては，単一号炉で格納容器ベントを実施する場合と同様，よう素フィルタの近傍に合計2分間（各号炉で1分間ずつ）滞在するものとした。			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

表 2-20-1　各放出源及び評価点における着目方位

放出源	評価点	着目方位
6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E
	コントロール建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE
6 号炉原子炉建屋中心	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7 号炉原子炉建屋中心	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE
	コントロール建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E
6 号炉主排気筒	中央制御室中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7 号炉主排気筒	中央制御室中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE
	コントロール建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-20-2-1　各勤務サイクルでの被ばく線量 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	1直 約 20※4	1直 約 54	－	－	－	－	1直 約 8.4※5※6	約 82 (約 83)
B 班	－	－	1直 約 31※5	1直 約 23※5	1直 約 20※5	1直 約 17※5	－	約 91 (約 92)
C 班	－	－	1直 約 65	1直 約 27	－	－	－	約 91 (約 92)
D 班	－	－	－	－	1直 約 21	1直 約 18	1直 約 23※5※6	約 63 (約 63)
E 班	1直 約 16※4	1直 約 72	－	－	－	－	－	約 88 (約 90)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

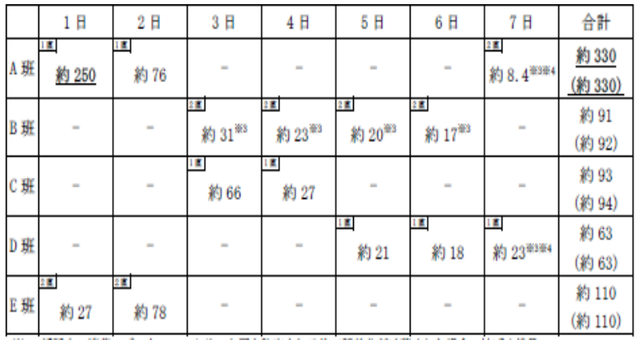
※2　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※3　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価

※4　中央制御室内で，事故後 1 日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6 時間当たり 18 分間外すものとして評価

※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※6　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 2-19-3-1の※6 を参照）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-20-2-2　各勤務サイクルでの被ばく線量 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1 ※2  ※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量 ※2　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮 ※3　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫 ※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 2-19-3-1の※6 を参照）			・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約 250	1直 約 76	－	－	－	－	1直 約 8.4※3※4	約 330 (約 330)
B班	－	－	1直 約 31※3	1直 約 23※3	1直 約 20※3	1直 約 17※3	－	約 91 (約 92)
C班	－	－	1直 約 66	1直 約 27	－	－	－	約 93 (約 94)
D班	－	－	－	－	1直 約 21	1直 約 18	1直 約 23※3※4	約 63 (約 63)
E班	1直 約 27	1直 約 78	－	－	－	－	－	約 110 (約 110)

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-20-3-1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）
（両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{0}	約 1.1×10^{0}	約 3.1×10^{0} （約 3.4×10^{0}）
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 （0.1 以下）
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.4×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 1.2×10^{0} （約 1.4×10^{0}）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{1}	約 1.9×10^{1}	約 3.1×10^{1} （約 3.1×10^{1}）
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.3×10^{-1} 約 1.1×10^{1}	約 2.3×10^{-1} 約 1.9×10^{1}	約 3.6×10^{-1}（約 3.6×10^{-1}） 約 3.1×10^{1} （約 3.1×10^{1}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.4×10^{1}	約 2.1×10^{1}	約 3.5×10^{1} （約 3.6×10^{1}）
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{0}	約 7.0×10^{0}	約 1.2×10^{1} （約 1.3×10^{1}）
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.8×10^{-1}	約 2.0×10^{0}	約 2.9×10^{0} （約 2.9×10^{0}）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{1}	約 2.8×10^{1}	約 4.1×10^{1} （約 4.1×10^{1}）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 （0.1 以下）
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.9×10^{1}	約 3.7×10^{1}	約 5.6×10^{1} （約 5.6×10^{1}）
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 3.3×10^{1}	約 5.8×10^{1}	約 91 （約 92）

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-20-3-2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
（両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.9×10^{-1}	約 2.1×10^{-1}	約 6.9×10^{-1} (約 7.6×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 1.5×10^{0}	約 2.4×10^{0} (約 2.6×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 1.6×10^{0}	約 2.5×10^{0} (約 2.8×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{2}	約 1.7×10^{2}	約 2.8×10^{2} (約 2.8×10^{5})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 9.9×10^{1} 約 4.5×10^{0}	約 1.7×10^{2} 約 7.9×10^{0}	約 2.7×10^{2} (約 2.7×10^{2}) 約 1.2×10^{1} (約 1.2×10^{1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.1×10^{2}	約 1.8×10^{2}	約 2.8×10^{2} (約 2.8×10^{5})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{0}	約 2.9×10^{0}	約 4.4×10^{0} (約 4.8×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.0×10^{0}	約 3.9×10^{0}	約 6.0×10^{0} (約 6.0×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{1}	約 2.5×10^{1}	約 3.6×10^{1} (約 3.6×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.5×10^{1}	約 3.2×10^{1}	約 4.7×10^{1} (約 4.7×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 1.2×10^{2}	約 2.1×10^{2}	約 330 (約 330)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-20-4-1　評価結果の内訳（E 班の 2 日目）
（両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{0}	約 1.8×10^{0}	約 4.9×10^{0} (約 5.2×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.8×10^{0}	約 4.7×10^{0}	約 7.5×10^{0} (約 8.1×10^{0})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.6×10^{-1}	約 9.8×10^{-1}	約 1.5×10^{0} (約 1.7×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.7×10^{0}	約 8.0×10^{0}	約 1.3×10^{1} (約 1.3×10^{1})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 4.5×10^{-1} 約 4.2×10^{0}	約 8.0×10^{-1} 約 7.2×10^{0}	約 1.2×10^{0} (約 1.2×10^{0}) 約 1.1×10^{1} (約 1.2×10^{1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.1×10^{1}	約 1.5×10^{1}	約 2.7×10^{1} (約 2.8×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^{0}	約 3.2×10^{0}	約 5.3×10^{0} (約 5.6×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{0}	約 3.3×10^{0}	約 5.1×10^{0} (約 5.1×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{1}	約 2.4×10^{1}	約 3.5×10^{1} (約 3.5×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.5×10^{1}	約 3.1×10^{1}	約 4.6×10^{1} (約 4.6×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 2.6×10^{1}	約 4.6×10^{1}	約 72 (約 74)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-20-4-2　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.0×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 2.4×10^{2} (約 2.4×10^{5})
	（内訳）内部被ばく	約 9.0×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 2.4×10^{2} (約 2.4×10^{5})
	外部被ばく	約 2.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 6.1×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 9.0×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 2.4×10^{2} (約 2.4×10^{5})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-1} (約 9.1×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.3×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{0}	約 2.9×10^{0}	約 4.3×10^{0} (約 4.3×10^{0})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.9×10^{0}	約 3.9×10^{0}	約 5.9×10^{0} (約 6.0×10^{0})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 9.2×10^{1}	約 1.5×10^{2}	約 250 (約 250)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・申請号炉数の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は単号炉申請のため該当する資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-21　コンクリート厚の施工誤差の影響について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており，コンクリート厚として公称値を参照している。また，各被ばく経路の遮蔽モデルは大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等保守性を確保したモデルとなっており，仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても，施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。以下では，コンクリート厚の施工誤差が居住性評価に与える影響を検討した。 検討の結果，コンクリート厚の施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されると考えられ，仮に遮蔽モデル上の各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合においても，被ばく線量に与える影響は1mSvから2mSv程度となり，公称値を参照した評価結果（最大約86mSv※1）と合算しても，判断基準「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。 ※1　「59-11　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち，評価結果が最も厳しくなる6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し，7号炉が格納容器ベントを実施するケースでの評価結果 1. 想定する施工誤差について 柏崎刈羽原子力発電所における鉄筋コンクリート工事は，「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に準拠して実施されており，同仕様書においてコンクリートの柱・梁・壁・スラブの断面寸法の許容差の標準値（㎜）は-5～+15と定められている。 以下では，施工誤差の影響を保守的に考慮するため，想定するコンクリートの施工誤差を-5㎜とした。 2. 施工誤差による遮蔽効果への影響について 遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果はガンマ線のエネルギースペクトルにより異なることから，施工誤差（-5㎜）の影響は被ばく経路ごとに評価した。また，本検討においては，単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる（誤差の影響が最も大きい）コン			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

クリート厚区間における，単位厚さ当たりの線量透過率を用いた。

各評価条件におけるコンクリート厚0cmから100cm間について10cm間隔で算出した線量透過率を表2-20-1から表2-20-2に示す※2。また，各々の評価条件における単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなるコンクリート厚区間及び施工誤差分の厚さのコンクリートの線量透過率の評価結果を表2-20-3から表2-20-4に示す。施工誤差分の厚さ（-5mm）のコンクリートの線量透過率は約9.1×10^{-1} から約9.5×10^{-1} となった。

※2　6 号炉からの影響を代表として示す。

表 2-21-1　各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率※1

（代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉）

コンクリート厚［cm］	被ばく経路				
	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線		建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出		
	普通コンクリート	軽量コンクリート※2	グランドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線
0	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}
10	約2.3×10^{-1}	約3.2×10^{-1}	約5.9×10^{-1}	約3.6×10^{-1}	約1.8×10^{-1}
20	約5.3×10^{-2}	約9.5×10^{-2}	約2.2×10^{-1}	約1.2×10^{-1}	約2.6×10^{-2}
30	約1.4×10^{-2}	約3.2×10^{-2}	約7.1×10^{-2}	約4.1×10^{-2}	約5.4×10^{-3}
40	約4.2×10^{-3}	約1.2×10^{-2}	約2.2×10^{-2}	約1.4×10^{-2}	約1.5×10^{-3}
50	約1.3×10^{-3}	約4.4×10^{-3}	約6.9×10^{-3}	約4.6×10^{-3}	約5.2×10^{-4}
60	約4.3×10^{-4}	約1.7×10^{-3}	約2.2×10^{-3}	約1.6×10^{-3}	約2.1×10^{-4}
70	約1.6×10^{-4}	約7.2×10^{-4}	約7.3×10^{-4}	約5.6×10^{-4}	約9.1×10^{-5}
80	約5.9×10^{-5}	約3.1×10^{-4}	約2.5×10^{-4}	約2.1×10^{-4}	約4.1×10^{-5}
90	約2.4×10^{-5}	約1.4×10^{-4}	約8.8×10^{-5}	約7.9×10^{-5}	約1.9×10^{-5}
100	約9.8×10^{-6}	約6.5×10^{-5}	約3.2×10^{-5}	約3.1×10^{-5}	約8.5×10^{-6}

※1　一部を除き普通コンクリート（密度：2.15g/cm^3）に対する値を示す

※2　軽量コンクリート密度：1.7g/cm^3

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-21-2　各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率※1

（格納容器ベントを実施する号炉）

コンクリート厚[cm]	被ばく経路										
	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線		建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出			格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出			格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線		
			グランドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	グランドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	よう素フィルタ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	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	配管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
	普通コンクリート	軽量コンクリート※2									
0	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}	1.0×10^{0}
10	約2.8×10^{-1}	約3.7×10^{-1}	約5.9×10^{-1}	約4.5×10^{-1}	約3.2×10^{-1}	約5.8×10^{-1}	約2.8×10^{-1}	約2.7×10^{-1}	約5.6×10^{-1}	約5.6×10^{-1}	約5.6×10^{-1}
20	約7.3×10^{-2}	約1.3×10^{-1}	約2.2×10^{-1}	約1.5×10^{-1}	約7.0×10^{-2}	約2.1×10^{-1}	約5.6×10^{-2}	約5.4×10^{-2}	約1.9×10^{-1}	約1.9×10^{-1}	約1.9×10^{-1}
30	約2.1×10^{-2}	約4.6×10^{-2}	約7.3×10^{-2}	約4.8×10^{-2}	約1.5×10^{-2}	約6.4×10^{-2}	約1.1×10^{-2}	約1.0×10^{-2}	約5.3×10^{-2}	約5.3×10^{-2}	約5.3×10^{-2}
40	約6.5×10^{-3}	約1.7×10^{-2}	約2.3×10^{-2}	約1.6×10^{-2}	約3.5×10^{-3}	約1.9×10^{-2}	約2.2×10^{-3}	約1.9×10^{-3}	約1.4×10^{-2}	約1.4×10^{-2}	約1.4×10^{-2}
50	約2.2×10^{-3}	約6.9×10^{-3}	約7.1×10^{-3}	約5.3×10^{-3}	約9.5×10^{-4}	約5.4×10^{-3}	約4.9×10^{-4}	約3.8×10^{-4}	約3.9×10^{-3}	約3.9×10^{-3}	約3.9×10^{-3}
60	約7.8×10^{-4}	約2.9×10^{-3}	約2.3×10^{-3}	約1.9×10^{-3}	約3.2×10^{-4}	約1.6×10^{-3}	約1.2×10^{-4}	約7.7×10^{-4}	約1.1×10^{-3}	約1.1×10^{-3}	約1.1×10^{-3}
70	約3.0×10^{-4}	約1.2×10^{-3}	約7.5×10^{-4}	約6.8×10^{-4}	約1.3×10^{-4}	約4.9×10^{-4}	約3.3×10^{-5}	約1.8×10^{-4}	約3.2×10^{-4}	約3.3×10^{-4}	約3.3×10^{-4}
80	約1.2×10^{-4}	約5.7×10^{-4}	約2.6×10^{-4}	約2.6×10^{-4}	約5.4×10^{-5}	約1.6×10^{-4}	約1.0×10^{-5}	約4.7×10^{-4}	約9.9×10^{-5}	約1.0×10^{-4}	約1.0×10^{-4}
90	約5.0×10^{-5}	約2.7×10^{-4}	約9.0×10^{-5}	約1.0×10^{-4}	約2.4×10^{-5}	約5.4×10^{-5}	約3.6×10^{-6}	約1.4×10^{-4}	約3.2×10^{-5}	約3.4×10^{-5}	約3.4×10^{-5}
100	約2.1×10^{-5}	約1.3×10^{-4}	約3.3×10^{-5}	約4.0×10^{-5}	約1.1×10^{-5}	約1.9×10^{-5}	約1.3×10^{-6}	約4.9×10^{-5}	約1.1×10^{-5}	約1.2×10^{-5}	約1.2×10^{-5}

※1　一部を除き普通コンクリート（密度：2.15g/cm^3）に対する値を示す

※2　軽量コンクリート密度：1.7g/cm^3

・評価条件の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-21-3　各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉）

被ばく経路		コンクリート厚の施工誤差※1			
		-5mm（遮蔽 1 枚）	-10mm（遮蔽 2 枚）	-15mm（遮蔽 3 枚）	-25mm（遮蔽 5 枚）
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線	普通コンクリート	約 9.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}
	軽量コンクリート	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.4×10^{-1}
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	クラウドシャインガンマ線	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
	グランドシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	約 9.1×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}

※1　遮蔽壁が複数枚重なる場合は，各遮蔽壁に対し施工誤差（-5mm）を考慮

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-21-4　各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
（格納容器ベントを実施する号炉

被ばく経路		コンクリート厚の施工誤差※1			
		-5㎜（遮蔽１枚）	-10㎜（遮蔽２枚）	-15㎜（遮蔽３枚）	-25㎜（遮蔽５枚）
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線	普通コンクリート	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	軽量コンクリート	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	クラウドシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	グランドシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	約 9.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 7.9×10^{-1}	約 6.8×10^{-1}
格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出	クラウドシャインガンマ線	約 9.2×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 6.7×10^{-1}
	グランドシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	約 9.2×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 6.6×10^{-1}
格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線	よう素フィルタ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	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	配管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	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}

※1　遮蔽壁が複数枚重なる場合は，各遮蔽壁に対し施工誤差（-5㎜）を考慮

・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 居住性評価結果への影響について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては，被ばく経路ごとに遮蔽モデルを設定している。各遮蔽モデルは原子炉格納容器の遮蔽効果や大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等，保守性を確保したモデルとなっており，仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても，施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。 上述の状況に係らず，遮蔽モデル上の各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量に与える影響を評価した。 施工誤差を考慮した場合における各被ばく経路の被ばく線量の上昇率を表2-21-5及び表2-21-6に示す。また，許容される施工誤差を考慮した場合における被ばく線量の評価結果は，「2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」の2.5に示すとおり。 遮蔽モデル上の各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合，被ばく線量の上昇分は1mSvから2mSv程度となり，公称値を参照した評価結果（最大約86mSv）と合算しても判断基準「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-21-5　各被ばく経路における遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響※1 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉） ※1　中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは，中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので，被ばく線量の上昇率は小さくなる。			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

被ばく経路	評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線	3 枚以下	-15mm	約 25%上昇
原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	3 枚以下 （内，1 枚は軽量コンクリート）	-15mm	約 23%上昇
グランドシャインガンマ線	2 枚以下	-10mm	約 12%上昇
クラウドシャインガンマ線	1 枚	-5mm	約 5.6%上昇
室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	1 枚	-5mm	約 10%上昇

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-21-6　各被ばく経路における遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響※1（格納容器ベントを実施する号炉）			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている

被ばく経路		評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線		3 枚以下	-15mm	約 22%上昇
原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線		3 枚以下（内，1 枚は軽量コンクリート）	-15mm	約 21%上昇
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	グランドシャインガンマ線	2 枚以下	-10mm	約 12%上昇
	クラウドシャインガンマ線	1 枚	-5mm	約 5.8%上昇
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	1 枚	-5mm	約 8.0%上昇
格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出	グランドシャインガンマ線	2 枚以下	-10mm	約 13%上昇
	クラウドシャインガンマ線	1 枚	-5mm	約 8.4%上昇
	室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線	1 枚	-5mm	約 8.7%上昇
格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線	よう素フィルタ内の放射性物質からの直接ガンマ線	2 枚	-10mm	約 14%上昇
	よう素フィルタ内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1 枚	-5mm	約 6.8%上昇
	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1 枚	-5mm	約 6.7%上昇
	配管内の放射性物質からの直接ガンマ線	1 枚	-5mm	約 6.7%上昇
	配管内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1 枚	-5mm	約 6.7%上昇

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは，中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので，被ばく線量の上昇率は小さくなる。 （参考）原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について 中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており，原子炉運転時の炉心熱出力として定格熱出力を参照している。以下では，原子炉運転時の炉心熱出力を，設計基準事故解析と同様に，定格熱出力に余裕を見た出力（定格熱出力の102%）とした場合の影響を検討した。 検討の結果，定格熱出力の102%での運転継続を仮定した場合においても，被ばく線量は最大約88mSvとなり， 判断基準「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。以下，検討結果を示す。 ＜検討＞ 中央制御室の居住性に係る被ばく評価において考慮した各被ばく経路からの被ばく線量は，線源となる放射性物質の量に比例し，また，線源となる放射性物質の量は，停止時炉内内蔵量に比例する。 なお，停止時炉内内蔵量は，以下の式より評価している。 停止時炉内内蔵量[Bq]＝単位出力当たりの停止時炉内内蔵量※[Bq/MW]×炉心熱出力[MW] ※電力共通研究「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究（ＢＷＲ）」において評価 ここで，原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力の102%とした場合における放射性物質の環境中への放出割合として添付資料2 2-1の表2-1-1に示す値を用いる場合，各被ばく経路からの被ばく線量は炉心熱出力に比例することになる。この場合，炉心熱出力を定格熱出力の102%とした場合における被ばく線量は，定格熱出力を用いて評価した結果を1.02倍することによって求められる。 定格熱出力を用いた場合における各被ばく経路からの合計値（最大約86mSv※1）を1.02倍すると，評価結果は約88mSvになり，判断基準「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　「59-11　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち，評価結果が最も厳しくなる6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し，7号炉が格納容器ベントを実施する場合の評価結果			・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では予め施工誤差を差し引いた評価としている。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-22　格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について 　中央制御室の居住性の評価に当たっては，「2-2　事象の選定の考え方について」のとおり，炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し，両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合，及び片方の号炉において代替循環冷却系を用いて事象収束するのではなく格納容器圧力逃がし装置を用いたサプレッション・チェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。 　一方，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失），高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の5つを想定しており，これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は，LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されている。なお，DCHは事象発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり，代替循環冷却系を用いることでPCV ベントに至らず事象収束するものである。 　このうち，LOCA時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから，ここではDCH発生時の被ばく影響を評価した。 1．中央制御室内の環境としての評価結果 （7 日間積算値） 　設置許可基準規則の解釈　第59条1 b）②，同③において，運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが，設置許可基準規則　第59条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。 　そこで，重大事故等対策の有効性評価のうち，LOCA時注水機能喪失とDCHの両シナリオにおいて，運用面での対策に期待せず，7 日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表2-22-1に示す。（以下，LOCA時注水機能喪失については「大LOCA(代替循環)」と記載する。） 　表2-22-1のとおり，内部被ばくについては大LOCA(代替循環)が大きく，外部被ばくについてはDCHが大きく，合計では大LOCA(代		18　格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について 　中央制御室の居住性の評価に当たっては，「2　事象の選定の考え方について」のとおり，炉心損傷が発生するＬＯＣＡ時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し，格納容器フィルタベント系を用いたサプレッション・チェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。 　一方，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（ＬＯＣＡ時注水機能喪失），高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ＤＣＨ），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ＦＣＩ），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の５つを想定しており，これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は，ＬＯＣＡ時注水機能喪失とＤＣＨに集約されている。なお，ＤＣＨは事象発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり，残留熱代替除去系を用いることで格納容器ベントに至らず事象収束するものである。 　このうち，ＬＯＣＡ時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから，ここではＤＣＨ発生時の被ばく影響を評価した。 １．中央制御室内の環境としての評価結果 （７日間積算値） 　設置許可基準規則の解釈　第59条1 b）②，同③において，運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが，設置許可基準規則　第59条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。 　そこで，重大事故等対策の有効性評価のうち，ＬＯＣＡ時注水機能喪失とＤＣＨの両シナリオにおいて，運用面での対策に期待せず，７日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表18-1に示す。（以下，ＬＯＣＡ時注水機能喪失については「大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）」と記載する。） 　表18-1のとおり，内部被ばくについては大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）が大きく，外部被ばくについてはＤＣＨが大きく，合計	・申請号炉数の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
替循環）が大きい評価結果となった。すなわち，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大LOCA（代替循環）の方が厳しくなることを確認した。（本評価結果に関する考察は別紙参照） 表 2-22-1　マスク着用なし，運転員交替なしの場合の評価結果※1 ※2 （mSv/7 日間）／内部被ばく／外部被ばく／合計 6 号炉：大 LOCA（代替循環）／約 1.2×10²／約 1.2×10¹／約 360 7 号炉：大 LOCA（代替循環）／約 2.1×10²／約 1.9×10¹ 6 号炉：DCH（代替循環）／約 6.3×10¹／約 1.6×10¹／約 210 7 号炉：DCH（代替循環）／約 1.0×10²／約 2.6×10¹ ※1　大 LOCA（代替循環）：大破断 LOCA＋全交流動力電源喪失＋全 ECCS 機能喪失 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合） ※2　DCH（代替循環）：DCH（代替循環冷却系を用いて事象を収束する）		では大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）が大きい評価結果となった。すなわち，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が厳しくなることを確認した。（本評価結果に関する考察は別紙参照） 表 18-1　マスク着用なし，運転員交替なしの場合の評価結果※1※2 （mSv/7 日間）／内部被ばく／外部被ばく／合計 大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）／約 3.7×10^{2}／約 9.0×10^{0}／約 380 ＤＣＨ（残留熱代替除去）／約 2.9×10^{2}／約 1.3×10^{1}／約 300 ※１　大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）：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（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合） ※２　ＤＣＨ（残留熱代替除去）：ＤＣＨ（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する）	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 入退域を考慮した場合の評価結果 （7 日間積算値（1 班あたりの平均）） 1.のとおり，中央制御室内環境としては大LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認したが，中央制御室の運転員は通常5直2交替体制であり，炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため，交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め，平均的な被ばく線量を確認した。 1.同様に，大LOCA(代替循環)とDCH の両シナリオにおいて，中央制御室内でのマスク着用には期待しないが，運転員の交替を平均的に考慮して評価する。5直2交替体制において，中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は 中央制御室滞在時間49時間40分 入退域回数8回（1回あたり15分） であるため， 中央制御室内での被ばく線量 ＝中央制御室内での被ばく線量7日間積算値×（49時間40分/168時間） 入退域時の被ばく線量 ＝入退域評価点での被ばく線量7日間積算値×（8回×15分/168時間） として評価する。ただし，入退域においては審査ガイドに基づきマスク（PF1000）を着用するものとして評価する。評価結果を表2-22-2に示す。 表2-22-2のとおり，内部被ばくについては大LOCA(代替循環)が大きく，外部被ばくについてはDCHが大きく，合計では大LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち，入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても，1班あたりの平均的な環境としては大LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。 表 2-22-2　中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果（1 班あたりの平均） （mSv/7 日間）　内部被ばく　外部被ばく　合計 6 号炉：大 LOCA(代替循環)　約 3.7×10¹　約 2.5×10¹　約 170 7 号炉：大 LOCA(代替循環)　約 6.2×10¹　約 5.2×10¹ 6 号炉：DCH(代替循環)　約 1.9×10¹　約 3.1×10¹　約 150 7 号炉：DCH(代替循環)　約 3.2×10¹　約 6.6×10¹		２．入退域を考慮した場合の評価結果 （７日間積算値（１班あたりの平均）） １．のとおり，中央制御室内環境としては大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が厳しいことを確認したが，中央制御室の運転員は通常４直２交替体制であり，炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため，交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め，平均的な被ばく線量を確認した。 １．同様に，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）とＤＣＨ（残留熱代替除去）の両シナリオにおいて，中央制御室内でのマスク着用には期待しないが，運転員の交替を平均的に考慮して評価する。４直２交替体制において，中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は 中央制御室滞在時間　49時間 入退域回数　８回（１回あたり15分） であるため， 中央制御室内での被ばく線量 ＝中央制御室内での被ばく線量７日間積算値×（49時間/168時間） 入退域時の被ばく線量 ＝入退域評価点での被ばく線量７日間積算値×（８回×15分/168時間） として評価する。ただし，入退域においては審査ガイドに基づきマスク（ＰＦ50）を着用するものとして評価する。評価結果を表18-2に示す。 表18-2のとおり，内部被ばく及び外部被ばくいずれについても大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）が大きい評価結果となった。すなわち，入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても，１班あたりの平均的な環境としては大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が厳しくなることを確認した。 表 18-2　中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果（1 班あたりの平均） （mSv/7 日間）　内部被ばく　外部被ばく　合計 大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）　約 1.1×10²　約 2.4×10¹　約 130 ＤＣＨ（残留熱代替除去）　約 8.5×10¹　約 1.1×10¹　約 96	・運用の相違 【柏崎 6/7】 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 ・資機材の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は全面マスク(PF50)で評価を実施 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 運用面での対策も考慮した場合の評価結果 1.及び2.から，中央制御室内環境としても，平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても，大LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。ただし，いずれの評価結果においても100mSv/7日間を上回っていることから，運用面での対策も考慮することで100mSv/7日間を下回ることを確認する。 大LOCA(代替循環)については想定事故シナリオとして評価していることから，ここではDCH発生時の運転員の被ばく影響について，運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替の両方を考慮した場合に100mSv/7日間を下回ることを確認する。運用面での対策については，簡易的に大LOCA(代替循環)において想定していたものと同じ条件とする。 評価結果を表2-22-3に示す。また，被ばく線量の合計が最も大きい班（E班）の評価結果の内訳を表2-22-4に，中央制御室内にてマスク（PF=1000）を用いている班・滞在日のうち代表例としてA班の1日目の評価結果を表2-22-5に，中央制御室内にてマスク（PF=50）を用いている班・滞在日のうち代表例としてA班の2日目の評価結果を表2-22-6に示す。 評価の結果，DCH発生時においても運転員の被ばく線量は100mSv/7日間を下回ることを確認した。			・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では DCH の際の１班あたりの平均的な環境として 100mSv/7 日間を下回っており，マスク，交代等の運用面の対策を考慮することにより 100mSv/7 日間をさらに下回ることが自明であるため当該資料を作成していない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-22-3　各勤務サイクルでの被ばく線量（両号炉 DCH(代替循環)） （中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3 1 日 / 2 日 / 3 日 / 4 日 / 5 日 / 6 日 / 7 日 / 合計 A 班：1直 約 13※4 / 1直 約 26 / 2直 約 28 / － / － / － / － / 約 67（約 69） B 班：－ / － / － / 1直 約 28※5 / － / 1直 約 27※5 / － / 約 55（約 56） C 班：－ / － / 1直 約 29 / 1直 約 28 / 1直 約 27 / － / － / 約 85（約 87） D 班：－ / － / － / － / 1直 約 28 / 1直 約 27 / 1直 約 15※6 / 約 70（約 72） E 班：1直 約 22※4 / 2直 約 28 / － / － / － / － / 1直 約 38※6 / 約 88（約 91） ※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量 ※2　入退域時において，マスク（PF=1000）の着用を考慮 ※3　中央制御室滞在時において，マスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価 ※4　中央制御室滞在時においても，事故後1 日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価 ※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫 ※6　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 2-19-3-1の※6 を参照）			・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では DCH の際の１班あたりの平均的な環境として 100mSv/7 日間を下回っており，マスク，交代等の運用面の対策を考慮することにより 100mSv/7 日間をさらに下回ることが自明であるため当該資料を作成していない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-22-4　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（E 班）の合計）
（両号炉 DCH(代替循環)）（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

	被ばく経路	6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{-1}	0.1 以下	約 1.2×10^{-1} （約 1.5×10^{-1}）
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.1×10^{-1}	約 1.0×10^{0}	約 1.6×10^{0} （約 1.7×10^{0}）
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}	約 1.5×10^{0} （約 1.7×10^{0}）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^{0}	約 5.6×10^{0}	約 8.9×10^{0} （約 8.9×10^{0}）
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.2×10^{0} 約 2.2×10^{0}	約 2.0×10^{0} 約 3.6×10^{0}	約 3.2×10^{0} （約 3.2×10^{0}） 約 5.8×10^{0} （約 5.8×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 4.7×10^{0}	約 7.6×10^{0}	約 1.2×10^{1} （約 1.3×10^{1}）
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.5×10^{0}	約 1.3×10^{1}	約 1.8×10^{1} （約 2.0×10^{1}）
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.0×10^{0}	約 7.9×10^{0}	約 1.2×10^{1} （約 1.2×10^{1}）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{1}	約 3.0×10^{1}	約 4.5×10^{1} （約 4.5×10^{1}）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.5×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	約 1.0×10^{0} （約 1.0×10^{0}）
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.4×10^{1}	約 5.2×10^{1}	約 7.5×10^{1} （約 7.8×10^{1}）
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 2.8×10^{1}	約 5.9×10^{1}	約 88 （約 91）

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では DCH の際の１班あたりの平均的な環境として 100mSv/7 日間を下回っており，マスク，交代等の運用面の対策を考慮することにより 100mSv/7 日間をさらに下回ることが自明であるため当該資料を作成していない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-22-5　評価結果の内訳（A 班の 1 日目）
（両号炉 DCH(代替循環)）（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (約 1.2×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}	約 4.5×10^{-1} (約 4.8×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.5×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{0}	約 2.3×10^{0}	約 3.7×10^{0} (約 3.7×10^{0})
	（内訳）内部被ばく	約 1.3×10^{0}	約 2.1×10^{0}	約 3.3×10^{0} (約 3.3×10^{0})
	外部被ばく	約 1.2×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 3.1×10^{-1} (約 3.1×10^{-1})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.9×10^{0}	約 3.0×10^{0}	約 4.9×10^{0} (約 5.0×10^{0})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 1.3×10^{0} (約 1.5×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.7×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}	約 1.1×10^{0} (約 1.1×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{0}	約 3.6×10^{0}	約 5.3×10^{0} (約 5.3×10^{0})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.5×10^{0}	約 5.2×10^{0}	約 7.7×10^{0} (約 7.9×10^{0})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 4.4×10^{0}	約 8.2×10^{0}	約 13 (約 13)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では DCH の際の１班あたりの平均的な環境として 100mSv/7 日間を下回っており，マスク，交代等の運用面の対策を考慮することにより 100mSv/7 日間をさらに下回ることが自明であるため当該資料を作成していない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 2-22-6　評価結果の内訳（A 班の 2 日目）
（両号炉 DCH(代替循環)）（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

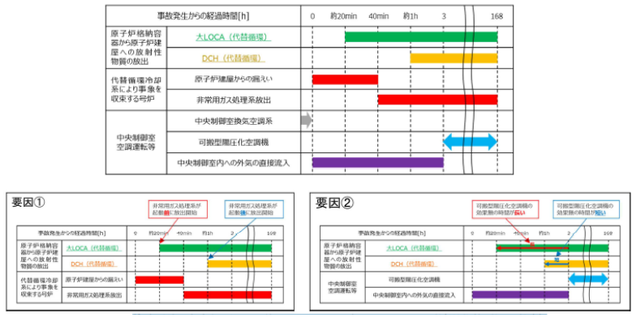
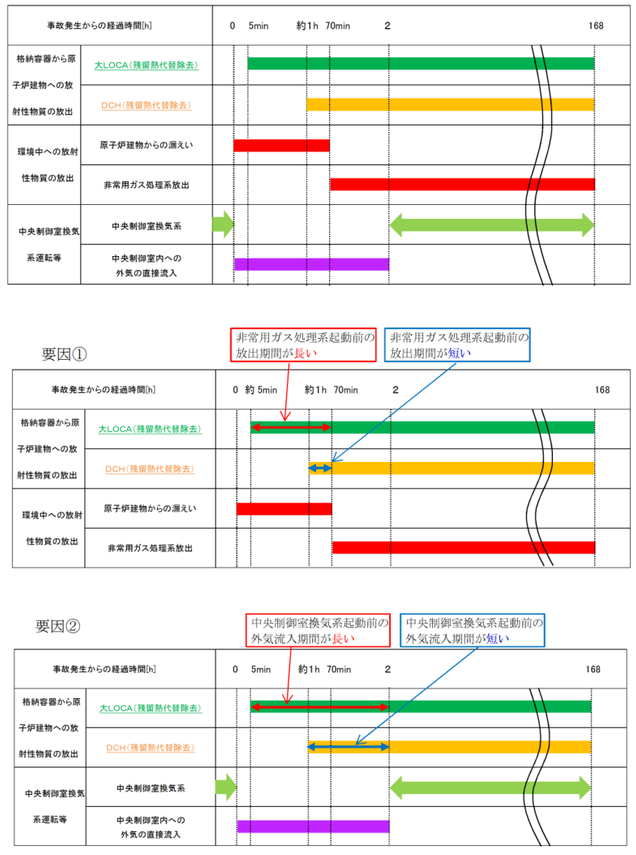
被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.8×10^{-1} (約 7.7×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{0}	約 2.2×10^{0}	約 3.5×10^{0} (約 3.5×10^{0})
	（内訳）内部被ばく	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^{0} (約 1.1×10^{0})
	外部被ばく	約 8.9×10^{-1}	約 1.5×10^{0}	約 2.4×10^{0} (約 2.4×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.9×10^{0}	約 3.0×10^{0}	約 4.9×10^{0} (約 5.0×10^{0})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{0}	約 2.8×10^{0}	約 3.9×10^{0} (約 4.4×10^{0})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{0}	約 2.8×10^{0}	約 4.2×10^{0} (約 4.2×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.3×10^{0}	約 8.7×10^{0}	約 1.3×10^{1} (約 1.3×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 1.9×10^{-1}	約 2.8×10^{-1} (約 2.8×10^{-1})
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 6.8×10^{0}	約 1.4×10^{1}	約 2.1×10^{1} (約 2.2×10^{1})
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 8.7×10^{0}	約 1.7×10^{1}	約 26 (約 27)

※1　括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

・評価結果の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では DCH の際の１班あたりの平均的な環境として 100mSv/7 日間を下回っており，マスク，交代等の運用面の対策を考慮することにより 100mSv/7 日間をさらに下回ることが自明であるため当該資料を作成していない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
4. 結論 DCH発生時の被ばく影響を評価した結果，1. 及び2. のとおり，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても，平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても，DCHよりも大LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。 このことから，中央制御室の居住性評価に当たって，DCHではなく大LOCA(代替循環)を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。 ・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが，運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり，判断基準（100mSv/7日間）を満足する範囲においては，同一事象であっても異なる対策をとることができること ・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては，同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して，運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること また，上述の環境としての厳しさを確認した結果においては，DCH発生時に100mSv/7日間を上回っていることから，運用面での対策も考慮することで運転員の被ばく線量が100mSv/7日間を下回ることを確認した。		３．結論 ＤＣＨ発生時の被ばく影響を評価した結果，１．及び２．のとおり，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても，平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が厳しいことを確認した。 このことから，中央制御室の居住性評価に当たって，ＤＣＨ（残留熱代替除去）ではなく大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。 ・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが，運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり，判断基準（100mSv/７日間）を満足する範囲においては，同一事象であっても異なる対策をとることができること ・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては，同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して，運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること また，上述の環境としての厳しさを確認した結果においては，ＤＣＨ発生時に，４直２交替体制における１班あたりの平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において100mSv/７日間を下回ることを確認した。	・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の評価結果を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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） 大 LOCA(代替循環)シナリオ及び DCH シナリオの被ばく線量の違いについての考察 運転員がマスクを着用せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合，大 LOCA(代替循環)の方が被ばく線量が大きくなる。これは，表 2-22-1 に示すとおり大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。 大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことは，各シナリオの放射性物質の放出開始時刻，非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ，以下に要因について示す。（図 2-22-1 参照） 被ばく評価では，運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）及び中央制御室可搬型陽圧化空調機（以下「MCR可搬空調」という。）の効果を考慮しており，各設備の効果は事象発生から40分後（SGTS）及び3時間後（MCR可搬空調）から期待している※1。 これに対して，大LOCA(代替循環)及びDCHの原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻は，MAAP解析から，事象発生から約20分後（大LOCA(代替循環)）及び約1時間後（DCH）となっており，大LOCA(代替循環)の方が早い。 SGTSの起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，DCHではSGTS起動後に放出が開始しているのに対して，大LOCA(代替循環)ではSGTS起動前に放出が開始し，SGTSの効果に期待できない時間から放出が開始している。（図2-22-1 要因①） また，MCR可搬空調の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，各シナリオともにMCR可搬空調起動前に放出が開始している点では同じであるものの，大LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため，MCR可搬空調の効果に期待できない時間が長い。（図2-22-1 要因②） 以上の要因により，大LOCA(代替循環)の方が，事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く，内部被ばくが大きくなり，結果として，運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合におけ		（別紙） 大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）シナリオ及びＤＣＨシナリオの被ばく線量の違いについての考察 運転員がマスクを着用せずに７日間中央制御室内にとどまった場合，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が被ばく線量が大きくなる。これは，表 18-1 に示すとおり大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。 大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の内部被ばくの影響が大きいことは，各シナリオの放射性物質の放出開始時刻，非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室換気系の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ，以下に要因について示す。（図 18-1 参照） 被ばく評価では，運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系及び中央制御室換気系の効果を考慮しており，各設備の効果は非常用ガス処理系が事象発生の70分後，中央制御室換気系が事象発生の２時間後から期待している※1。 これに対して，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）及びＤＣＨ（残留熱代替除去）の原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の放出開始時刻は，ＭＡＡＰ解析から，事象発生から約５分後（大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去））及び約１時間後（ＤＣＨ）となっており，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が早い。 非常用ガス処理系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去），ＤＣＨ（残留熱代替除去）いずれのシナリオにおいても，非常用ガス処理系起動前に放射性物質の放出が開始しているが，ＤＣＨ（残留熱代替除去）に比べて，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が非常用ガス処理系の効果に期待できない期間が長い。（図18-1 要因①） また，中央制御室換気系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，各シナリオともに中央制御室換気系起動前に放出が開始している点では同じであるものの，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方がより早く放出が開始するため，中央制御室換気系の効果に期待できない時間が長い。（図18-1 要因②） 以上の要因により，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が，事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く，内部被ばくが大きくなり，結果として，運転員がマスクを着用せずに７日間中央制御室内にとどまっ	・設備及び運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は原子炉建物原子炉棟の負圧確保を事故後 70 分後としている ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 SGT 起動時期の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
る合計被ばく線量についても大きい結果となる※2。 ※1　SGTSにより原子炉建屋原子炉区域の負圧を維持していない期間は，原子炉建屋原子炉区域の換気率は無限大[回/日]と設定している。また，MCR可搬空調を運転していない期間は，中央制御室の換気率は0.5[回/h]と仮定し，外気が直接流入するものと想定している。 ※2　外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり，空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって，7日間の被ばく線量の評価においては，希ガスの放出量が大きいDCHの方が外部被ばくが大きくなる。ただし，内部被ばくと比較し，その影響は小さいことから，合計被ばく線量は大LOCA(代替循環)の方が大きい結果となる。  図2-22-1　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻		た場合における合計被ばく線量についても大きい結果となる※2。 ※１　非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の負圧を維持していない期間は，原子炉建物原子炉棟の換気率は無限大[回/日]と設定している。また，中央制御室換気系を運転していない期間は，中央制御室の換気率は0.5[回/h]と仮定し，外気が直接流入するものと想定している。 ※２　外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり，空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって，７日間の被ばく線量の評価においては，希ガスの放出量が大きいＤＣＨの方が外部被ばくが大きくなる。ただし，内部被ばくと比較し，その影響は小さいことから，合計被ばく線量は大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が大きい結果となる。  図 18-1　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻	・運用の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

2-23　空気流入率試験結果について

「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）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室について平成22年3月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で0.30回/h（±0.0063（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細を表2-23-1に示す。

表 2-23-1　空気流入率試験結果

項目	内容			
試験日程	平成22年3月16日～平成22年3月17日（6号炉運転中，7号炉運転中）			
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室			
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：（測定値－平均値）／平均値（%）		
	A系	-9.3～9.5%		
	B系	-9.7～9.6%		
試験手法	全サンプリング点による試験手法			
適用条件	内容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か		○	
	決定係数R²が0.90以上であること。		－	＊均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。		－	※1
	②特異点の除外が，1時点の全測定データ個数の10%以内であること。		－	＊特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。		－	＊特定の区画を除外せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している
試験結果	系統	空気流入率（±以下は95%信頼限界値）		決定係数R²
	A系	0.30回／h　（±0.0063）		－
	B系	0.25回／h　（±0.0057）		－
特記事項	※1　下部中央制御室も中央制御室と見なした。			

東海第二発電所（2018.9.18 版）

11　空気流入率測定試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号平成 21 年 8 月 12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所中央制御室について平成 27 年 2 月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で 0.47 回／h（±0.012（95%信頼限界値））である。第 11－1 表に試験結果の詳細を示す。

第 11－1 表　東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項 目	内 容			
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 （試験時のプラント状態：停止中）			
空気流入率測定試験における均一化の程度	系 統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：（測定値－平均値）／平均値（%）		
	A系	－7.6～7.0%		
	B系	－5.7～8.1%		
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて実施			
適用条件	内 容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。		○	
	決定係数R^2が0.90以上であること。		－	均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。		－	均一化の目安を満足している
	②特異点の除外が，1時点の全測定データ個数の10%以内であること。		－	特異点の除外はない
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。		－	特定の区画を排除せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している。
試験結果	系統	空気流入率 （±以下は95%信頼限界値）	決定係数R^2	
	A系	0.47 回/h（±0.012）	－	
	B系	0.44 回/h（±0.012）	－	
特記事項				

島根原子力発電所　２号炉

19　空気流入率試験結果について

「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）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，島根原子力発電所１号及び２号炉中央制御室について 2017 年 8 月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で 0.082 回/h（+0.0030(95%信頼限界値)）である。試験結果の詳細を以下に示す。

表 19-1　空気流入率試験結果

項目	内容			
試験日程	2017 年 8 月 1 日～2017 年 8 月 2 日（1，2 号炉停止中）			
試験実施箇所	島根原子力発電所１／２号炉中央制御室			
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：(測定値－平均値）／平均値（%）		
	A系	－6.4%～4.5%		
	B系	－6.4%～4.5%		
試験手法	全サンプリングによる試験手法			
適用条件	内容		適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。		○	
	決定係数 R^2 が 0.90 以上であること。		○	均一化の目安を満足するが，全サンプリング点による試験手順を適用する
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。		—	
	②特異点の除外が，1 時点の全測定データ個数の 10%未満であること。		—	特異点の除外は無い
	③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。		—	中央制御室エンベロープ内を包含するリーク率で評価している。
試験結果	系統	空気流入率 （＋以下は 95%信頼限界値）	決定係数 R^2	
	B系	0.082 回/h(+0.0030)	0.93	
	A系	0.076 回/h（+0.012）	0.93	
特記事項	なし			

備考

・試験結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根 2 号炉の試験結果を記載

・試験結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根 2 号炉の試験結果を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2-24　格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」するシナリオを選定している。当該シナリオにおいて，「両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合」及び「片方の号炉において代替循環冷却系を用いて事象収束するのではなく格納容器圧力逃がし装置を用いたサプレッション・チェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合」を評価対象としている。 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性の評価においては，格納容器ベントの実施タイミングを事象発生から約38時間後と設定しており，片方の号炉において格納容器ベントを実施した場合でも運転員の被ばく線量が100mSv/7日間を下回ることを確認している。一方，「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉重大事故等対処設備について別添資料-1　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙44に示したとおり，格納容器ベントは格納容器ベント判断（事象発生から約32時間後）から格納容器圧力が限界圧力に接近するまで（事象発生から約38時間後※1）に実施するものとしており，事象発生から約38時間よりも前に格納容器ベントを実施することが可能な運用となっている。 ここでは，格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響を確認するために，格納容器ベントを事象発生約32時間後に実施する場合の居住性評価に与える影響について検討を行った。 検討の結果，格納容器ベントを事象発生約32時間後に実施する場合，運転員の被ばく線量は最大約94mSvとなり，判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。 ※1　サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止することから，格納容器圧力は上昇し，事象発生から約38時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）に接近する。			・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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. 居住性評価に与える影響 格納容器ベントを約32時間後に実施する場合（以下，「32時間ベント時」という。）及び約38時間後に実施する場合（以下，「38時間ベント時」という。）の大気中への放出放射能量（事象発生から7日間の積算値）並びにその比を表2-24-1-1及び表2-24-1-2に示す。32時間ベント時は，38時間ベント時と比べ，原子炉格納容器内での除去（自然沈着等）や時間減衰の効果に期待できる期間が短くなるため，ベントライン経由の放出量は大きくなる傾向となる。ただし，格納容器ベント実施後は原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えいが減少することから，原子炉建屋経由の放出量は，より早く格納容器ベントを実施する32時間ベント時の方が小さい傾向となる。 放出タイミングが異なることについては，班交替や陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化のタイミング等を適切に変更することにより対応可能であることから，放出タイミングの違いそのものが居住性に与える影響は小さいものと考えられる。32時間ベント時の評価は，「陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化開始時間」と「直交替サイクル」について，32時間ベント時の放出タイミングを踏まえた評価条件を設定した。「陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化開始時間」は，格納容器ベント実施タイミングに合わせ，事象発生から32時間後と想定した（陽圧化時間は38時間ベント時と同様に「10時間」）。「直交替サイクル」については，格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在している班は，通常の直交替サイクル※1 ではなく，陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化時間が終了するまで，中央制御室に滞在するものと想定した（中央制御室滞在時間：18時間25分）。また，直交替サイクルを元に戻すため，次に中央制御室に滞在する班は滞在時間を短くし（中央制御室滞在時間：6時間25分），それ以降の班については，通常の直交替サイクルとなるように調整した。 32時間ベント時における運転員の被ばく線量の評価結果を，表2-24-2-1から表2-24-3-3に示す。評価の結果，7日間での実効線量は6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約84mSv，7号炉が格納容器ベントを実施し6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約92mSvとなった。なお，両号炉において格納容器ベントを実施した場合においても最大約94mSvとなった。このことから，判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えな			・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない

<table>
<tr>
<td>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</td>
<td>東海第二発電所（2018.9.18 版）</td>
<td>島根原子力発電所　２号炉</td>
<td>備考</td>
</tr>
<tr>
<td>いこと」を満足することを確認した。

※1　中央制御室の滞在時間（1直：8:30～21:25（12時間55分），
2直：21:00～8:55（11時間55分））
表 2-24-1-1　大気中への放出放射能量
（格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出）
<table>
<tr><td rowspan="2"></td><td colspan="3">格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出
[Bq]（0.5MeV 換算値）（単一号炉）（7 日間積算値）</td></tr>
<tr><td>①32 時間ベント時</td><td>②38 時間ベント時</td><td>比（①/②）</td></tr>
<tr><td>希ガス類</td><td>約 1.2×10^{18}</td><td>約 1.0×10^{18}</td><td>約 1.21</td></tr>
<tr><td>よう素類</td><td>約 1.7×10^{16}</td><td>約 1.6×10^{16}</td><td>約 1.09</td></tr>
<tr><td>Cs 類</td><td>約 1.2×10^{10}</td><td>約 8.5×10^{9}</td><td>約 1.40</td></tr>
<tr><td>Te 類</td><td>約 2.6×10^{9}</td><td>約 1.7×10^{9}</td><td>約 1.52</td></tr>
<tr><td>Ba 類</td><td>約 9.4×10^{8}</td><td>約 6.2×10^{8}</td><td>約 1.53</td></tr>
<tr><td>Ru 類</td><td>約 2.9×10^{8}</td><td>約 2.0×10^{8}</td><td>約 1.43</td></tr>
<tr><td>La 類</td><td>約 1.2×10^{8}</td><td>約 8.3×10^{7}</td><td>約 1.49</td></tr>
<tr><td>Ce 類</td><td>約 1.5×10^{8}</td><td>約 9.8×10^{7}</td><td>約 1.51</td></tr>
</table>

表 2-24-1-2　大気中への放出放射能量
（原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出）
<table>
<tr><td rowspan="2"></td><td colspan="3">原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
[Bq]（0.5MeV 換算値）（単一号炉）（7 日間積算値）</td></tr>
<tr><td>①32 時間ベント時</td><td>②38 時間ベント時</td><td>比（①/②）</td></tr>
<tr><td>希ガス類</td><td>約 1.4×10^{16}</td><td>約 2.0×10^{16}</td><td>約 0.71</td></tr>
<tr><td>よう素類</td><td>約 1.4×10^{16}</td><td>約 1.8×10^{16}</td><td>約 0.74</td></tr>
<tr><td>Cs 類</td><td>約 9.9×10^{13}</td><td>約 9.9×10^{13}</td><td>約 1.00</td></tr>
<tr><td>Te 類</td><td>約 2.6×10^{13}</td><td>約 2.6×10^{13}</td><td>約 1.00</td></tr>
<tr><td>Ba 類</td><td>約 1.2×10^{13}</td><td>約 1.2×10^{13}</td><td>約 1.02</td></tr>
<tr><td>Ru 類</td><td>約 2.6×10^{12}</td><td>約 2.6×10^{12}</td><td>約 1.00</td></tr>
<tr><td>La 類</td><td>約 1.2×10^{12}</td><td>約 1.2×10^{12}</td><td>約 1.00</td></tr>
<tr><td>Ce 類</td><td>約 1.3×10^{12}</td><td>約 1.4×10^{12}</td><td>約 0.99</td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
<td></td>
<td>・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-24-2-1　各勤務サイクルでの被ばく線量

（6号炉：格納容器ベント実施　7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）※1※2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※3
A 班	1直 約 21※4	1直 約 39	－	2直 約 24	－	－	－	約 84 (約 75)
B 班	－	－	2直 約 27※5	－	2直 約 23※5	2直 約 22※5	－	約 72 (約 73)
C 班	－	－	1直 約 31	1直 約 25	－	－	2直 約 12※5※6	約 68 (約 78)
D 班	－	－	－	－	1直 約 24	1直 約 23	1直 約 31※5※6	約 77 (約 78)
E 班	2直 約 15※4	2直 約 42	－	－	－	－	－	約 57 (約 56)

※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮

※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※3　括弧内：38時間ベント時の被ばく線量

※4　中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫

※6　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表2-19-3-1の※6 を参照）

表2-24-2-2　各勤務サイクルでの被ばく線量

（6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7号炉：格納容器ベント実施）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）※1※2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計※3
A 班	1直 約 21※4	1直 約 48	－	2直 約 23	－	－	－	約 92 (約 85)
B 班	－	－	2直 約 27※5	－	2直 約 20※5	2直 約 19※5	－	約 67 (約 69)
C 班	－	－	1直 約 35	1直 約 25	－	－	2直 約 9.7※5※6	約 69 (約 86)
D 班	－	－	－	－	1直 約 22	1直 約 20	1直 約 25※5※6	約 67 (約 69)
E 班	2直 約 15※4	2直 約 53	－	－	－	－	－	約 69 (約 70)

・運用の相違

【柏崎 6/7】

島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><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>
※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮
※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
※3　括弧内：38時間ベント時の被ばく線量
※4　中央制御室内で事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫
※6　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表2-19-3-1の※6 を参照）

表 2-24-2-3　各勤務サイクルでの被ばく線量
（両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）※1※2
<table>
<tr><th></th><th>1 日</th><th>2 日</th><th>3 日</th><th>4 日</th><th>5 日</th><th>6 日</th><th>7 日</th><th>合計※3</th></tr>
<tr><td>A 班</td><td>1直
約 21※4</td><td>1直
約 65</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>2直
約 8.0※5※6</td><td><u>約 94</u>
(約 82)</td></tr>
<tr><td>B 班</td><td>－</td><td>－</td><td>2直
約 29※5</td><td>2直
約 22※5</td><td>2直
約 19※5</td><td>2直
約 16※5</td><td>－</td><td>約 87
(約 91)</td></tr>
<tr><td>C 班</td><td>－</td><td>－</td><td>1直
約 41</td><td>1直
約 25</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>約 66
(約 91)</td></tr>
<tr><td>D 班</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>1直
約 20</td><td>1直
約 17</td><td>1直
約 22※5※6</td><td>約 59
(約 63)</td></tr>
<tr><td>E 班</td><td>2直
約 15※4</td><td>2直
約 71</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td>約 86
(約 88)</td></tr>
</table>
※1　入退域時においてマスク（PF=1000）の着用を考慮
※2　中央制御室内でマスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
※3　括弧内：38時間ベント時の被ばく線量
※4　中央制御室内で事故後1 日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
※5　特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう，訓練直が代わりに勤務することを想定する等，評価上で班交替を工夫
※6　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表2-19-3-1の※6 を参照）
</td>
<td></td>
<td></td>
<td>
・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-24-3-1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計） （6号炉：格納容器ベント実施　7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束） （中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）			・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.6×10^{0}	0.1 以下	約 4.6×10^{0} (約 1.5×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{0}	約 9.2×10^{-1}	約 6.0×10^{0} (約 7.0×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{0}	約 1.1×10^{0}	約 2.2×10^{0} (約 9.6×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{1}	約 1.2×10^{1}	約 2.4×10^{1} (約 7.0×10^{0})
	（内訳）内部被ばく	約 6.0×10^{0}	約 9.3×10^{0}	約 1.5×10^{1} (約 2.3×10^{0})
	外部被ばく	約 6.3×10^{0}	約 2.6×10^{0}	約 8.9×10^{0} (約 4.6×10^{0})
	小計（①+②+③+④）	約 2.3×10^{1}	約 1.4×10^{1}	約 3.7×10^{1} (約 1.0×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.3×10^{0}	約 4.8×10^{0}	約 1.2×10^{1} (約 2.0×10^{1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{0}	約 3.9×10^{0}	約 5.4×10^{0} (約 6.3×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{1}	約 1.8×10^{1}	約 3.0×10^{1} (約 4.1×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 3.2×10^{-1}	約 3.6×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 2.1×10^{1}	約 2.7×10^{1}	約 4.7×10^{1} (約 6.8×10^{1})
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 4.4×10^{1}	約 4.1×10^{1}	約 84 (約 78)

※1　括弧内：38 時間ベント時において被ばく線量が最大となる班(D 班)の評価結果

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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2-24-3-2　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計） （6　号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束　7号炉：格納容器ベント実施） （中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）			・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない

被ばく経路		6 号炉からの寄与	7 号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 2.6×10^{0}	約 2.8×10^{0} (約 1.4×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1}	約 8.5×10^{0}	約 9.0×10^{0} (約 4.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.4×10^{-1}	約 2.0×10^{0}	約 2.7×10^{0} (約 1.4×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^{0}	約 2.1×10^{1}	約 2.8×10^{1} (約 2.3×10^{1})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 5.6×10^{0} 約 1.6×10^{0}	約 1.0×10^{1} 約 1.1×10^{1}	約 1.6×10^{1} (約 1.4×10^{0}) 約 1.2×10^{1} (約 2.1×10^{1})
	小計（①+②+③+④）	約 8.5×10^{0}	約 3.4×10^{1}	約 4.2×10^{1} (約 2.6×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^{0}	約 8.6×10^{0}	約 1.0×10^{1} (約 1.4×10^{1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.0×10^{0}	約 3.0×10^{0}	約 4.9×10^{0} (約 4.4×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^{0}	約 2.6×10^{1}	約 3.4×10^{1} (約 4.1×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}	0.1 以下	約 2.3×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 1.3×10^{1}	約 3.7×10^{1}	約 5.0×10^{1} (約 6.0×10^{1})
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 2.1×10^{1}	約 7.1×10^{1}	約 92 (約 86)

※1　括弧内：38 時間ベント時において被ばく線量が最大となる班（C 班）の評価結果

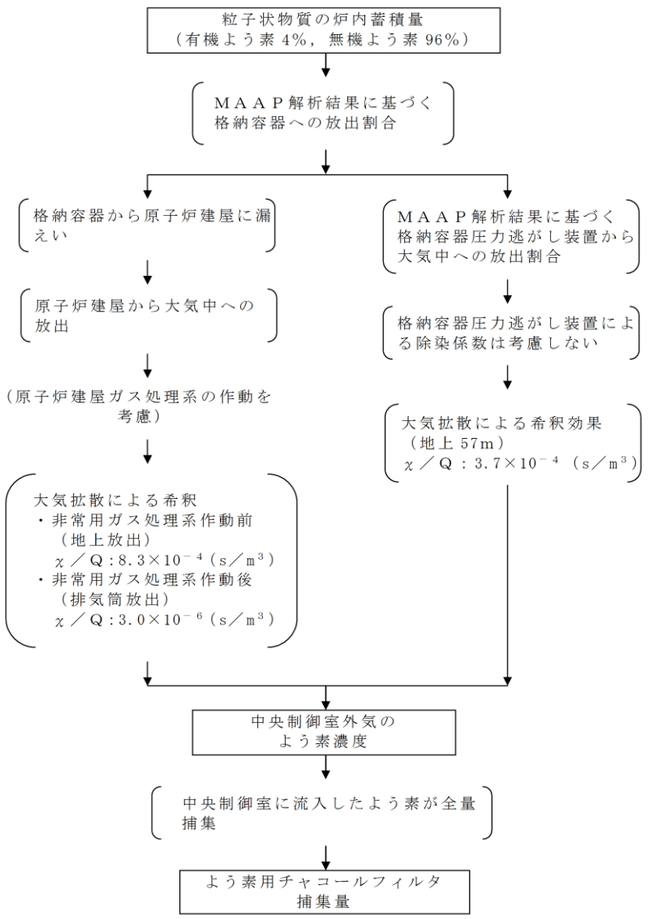
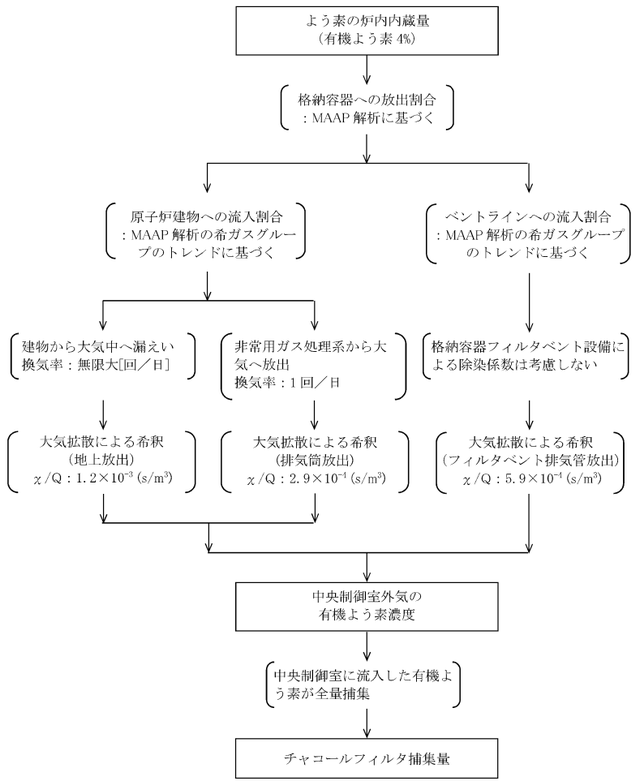
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表2-24-3-3　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計） （両号炉において格納容器ベントを実施する場合） （中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）			・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉ではS/P水位によりベント実施を判断以降，直ちにベントを行うものとして評価を行っており，限界圧力までベント実施タイミングを遅らせることを想定していない

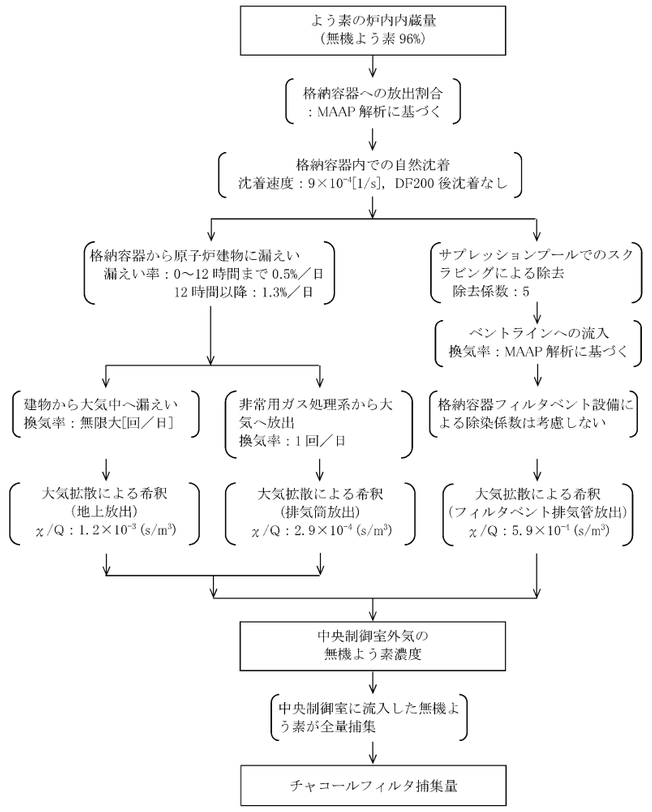
被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{0}	約 2.4×10^{0}	約 6.6×10^{0} (約 3.1×10^{0})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{0}	約 8.5×10^{0}	約 1.4×10^{1} (0.1 以下)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{0}	約 1.9×10^{0}	約 3.0×10^{0} (約 1.2×10^{0})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{1}	約 2.0×10^{1}	約 3.2×10^{1} (約 3.1×10^{1})
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 6.0×10^{0} 約 6.0×10^{0}	約 1.0×10^{1} 約 1.0×10^{1}	約 1.6×10^{1} (約 3.6×10^{-4}) 約 1.6×10^{1} (約 3.1×10^{1})
	小計（①+②+③+④）	約 2.2×10^{1}	約 3.3×10^{1}	約 5.5×10^{1} (約 3.5×10^{1})
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.0×10^{0}	約 4.2×10^{0}	約 7.2×10^{0} (約 1.2×10^{1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{0}	約 2.3×10^{0}	約 3.5×10^{0} (約 2.9×10^{0})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.0×10^{0}	約 1.9×10^{1}	約 2.8×10^{1} (約 4.1×10^{1})
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (0.1 以下)
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 1.3×10^{1}	約 2.6×10^{1}	約 3.9×10^{1} (約 5.6×10^{1})
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 3.6×10^{1}	約 5.9×10^{1}	約 94 (約 91)

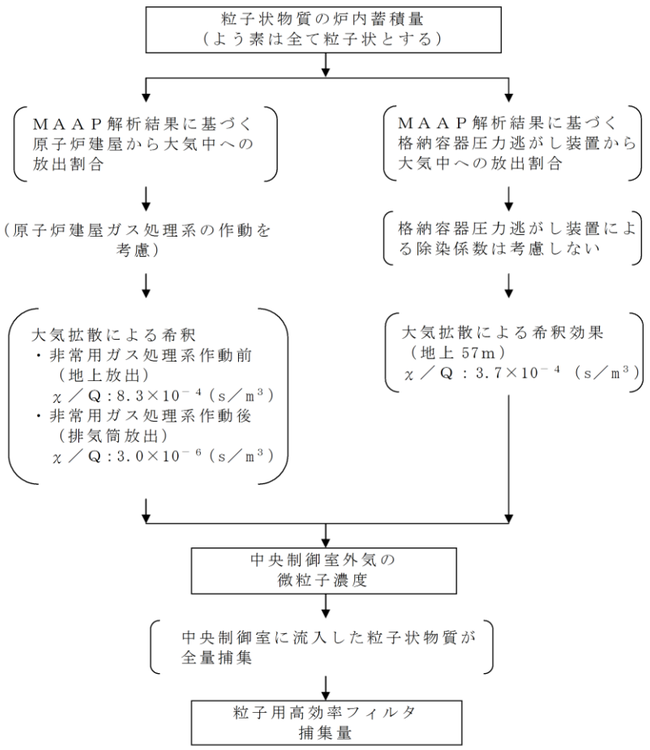
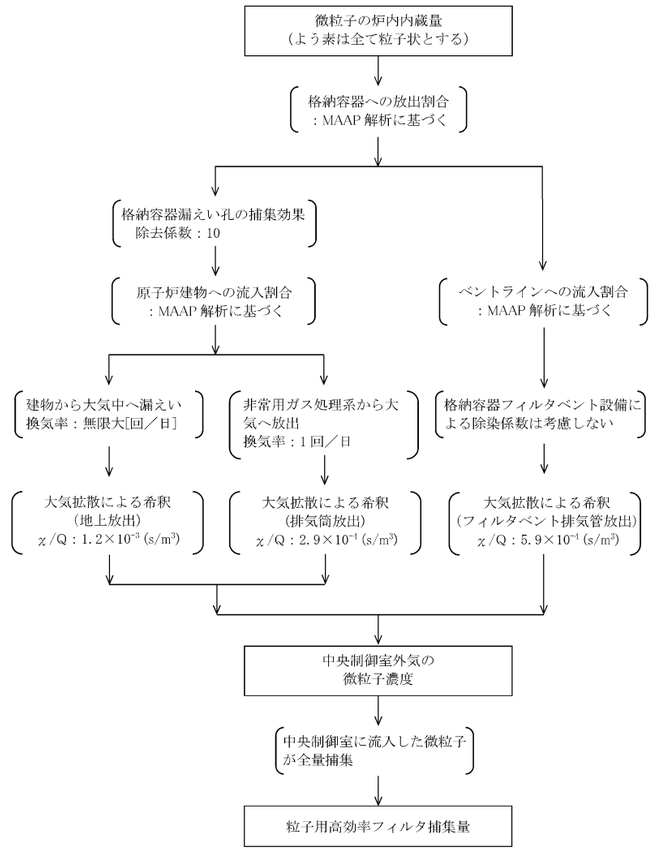
※1　括弧内：38 時間ベント時において被ばく線量が最大となる班（C 班）の評価結果

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	9　フィルタの除去性能について 中央制御室の居住性評価に係る被ばく評価において，中央制御室換気空調系での放射性物質の除去を前提としているため、そのフィルタ性能に期待している。評価事故シーケンスにおけるフィルタのよう素及び粒子状物質の捕集量を評価し，フィルタに捕集できる容量が確保されていることを確認している。以下に，評価方法及び評価結果を示す。 1. フィルタへの捕集量の評価条件 フィルタに捕集されるよう素及び粒子状物質の重量評価の条件を以下のとおり設定する。 ①　よう素重量の評価において，安定核種として I-127 及び I-129 を考慮する。 ②　第 9-１表に示す炉内蓄積量を評価に用いる。 ③　よう素用チャコールフィルタの捕集量評価においては，よう素の化学組成を有機よう素 4%，無機よう素 96%とする。 ④　粒子用高効率フィルタの捕集量評価においては，よう素の全量が粒子状よう素として設定する。 ⑤　中央制御室換気空調系の再循環フィルタ（よう素用チャコールフィルタ及び粒子用高効率フィルタ）における捕集量評価については，大気放出量評価における格納容器圧力逃がし装置の除染係数は考慮しない。また，フィルタの除去効率は 100%として評価する。（第 9－1 図及び第 9－2 図参照）	20　フィルタの除去性能について 中央制御室の居住性評価に係る被ばく評価において，中央制御室換気系での放射性物質の除去を前提としているため，そのフィルタ性能に期待している。評価事故シーケンスにおけるフィルタのよう素及び粒子状物質の捕集量を評価し，フィルタに捕集できる容量が確保されていることを確認している。以下に，評価方法及び評価結果を示す。 1. フィルタへの捕集量の評価条件 フィルタに捕集されるよう素及び粒子状物質の重量評価の条件を以下のとおり設定する。 ①　よう素重量の評価において，安定核種として I-127 及び I-129 を考慮する。 ②　表 20-1 に示す炉内蓄積量を評価に用いる。 ③　チャコールフィルタの捕集量評価においては，よう素の化学組成を有機よう素 4%，無機よう素 96%とする。 ④　高性能粒子フィルタの捕集量評価においては，よう素の全量が粒子状よう素として設定する。 ⑤　中央制御室系のフィルタユニット（チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタ）における捕集量評価については，大気放出量評価における格納容器フィルタベント系の除染係数は考慮しない。また，フィルタの除去効率は 100%として評価する。（図 20-1～図 20-3 参照） ⑥　評価期間中の中央制御室への外気の流入量は，加圧運転時で約１回／ｈ，系統隔離運転時のインリーク率が 0.5 回/ｈであるが，中央制御室内へのよう素及び粒子状物質の取り込み量を大きく評価するため，被ばく評価において系統隔離運転を行うものとして想定している期間についても，加圧運転を継続しているものとして重量評価を行う。	・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉は中央制御室での被ばく評価においてベント時に加圧運転から再循環運転に切り替える運用を想定しているが，重量評価上は保守的な設定として加圧運転継続としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 9－1 表 炉内蓄積量（安定核種含む） 核種グループ / 炉内蓄積量（kg） よう素類 / 約 2.4×10^{1} Ｃｓ類 / 約 1.5×10^{2} Ｓｂ類 / 約 3.2×10^{-2} Ｔｅ類 / 約 5.9×10^{-1} Ｓｒ類 / 約 6.8×10^{1} Ｂａ類 / 約 2.2×10^{0} Ｒｕ類 / 約 1.9×10^{1} Ｃｅ類 / 約 8.0×10^{2} Ｌａ類 / 約 2.8×10^{1} 合計 / 約 1.1×10^{3}	表 20-1　炉内蓄積量（安定各種含む） 核種グループ / 炉内蓄積量（kg） よう素類（よう素） / 約 1.8×10^{1} 約 6.9×10^{-1} Cs 類 / 約 1.1×10^{2} Sb 類 / 約 2.4×10^{-2} Te 類 / 約 4.3×10^{-1} Sr 類 / 約 5.0×10^{1} Ba 類 / 約 1.6×10^{0} Ru 類 / 約 1.4×10^{1} Ce 類 / 約 5.9×10^{2} La 類 / 約 2.1×10^{1} 合計 / 約 8.0×10^{2}	・評価条件の相違 【東海第二】
	2．フィルタへの捕集量の評価結果 フィルタの捕集量評価結果は第 9－2 表のとおりであり，フィルタの保持容量を十分に下回る。	2．フィルタへの捕集量の評価結果 フィルタの捕集量評価結果は表 20-2 のとおりであり，フィルタの保持容量を十分に下回る。	
	第 9－2 表 中央制御室換気空調系における フィルタ保持容量と捕集量評価結果 フィルタの種類 / 保持容量（g） / 捕集量（g） よう素用チャコールフィルタ / 約 9.9×10^{1} / 約 1.4×10^{-1} 粒子用高効率フィルタ / 約 2.3×10^{3} / 約 7.5×10^{-4}	表 20-2　中央制御室換気系フィルタユニットの捕集量 フィルタ種類 / 保持容量(g) / 捕集量(g) チャコールフィルタ / 約 2.6×10^{3} / 約 1.7×10^{-1} 高効率粒子フィルタ / 約 1.3×10^{4} / 約 3.2×10^{-3}	・評価結果の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 9－1 図 中央制御室換気空調系における よう素用チャコールフィルタへの捕集量評価過程	 図 20-1　中央制御室換気系フィルタへの有機よう素捕集過程	・設備及び気象条件の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 20-2 中央制御室換気系フィルタへの無機よう素の捕集過程	・設備及び気象条件の相違 【東海第二】 ・構成の相違 【東海第二】 東海第二は第 9－1 図中に無機・有機を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 9－2 図 中央制御室換気空調系における粒子用高効率フィルタへの捕集量評価過程	 図 20-3 中央制御室換気系への粒子状物質の捕集過程	・評価条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は格納容器 DF を考慮 ・設備及び気象条件の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 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 3×10^{-6}ｍ２）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 7×10^{-6}ｍ２）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。	21　原子炉格納容器漏えい率の設定について 中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのＣｓ-137 漏えい評価において，原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは，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漏えい流量を評価している。 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。 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）をもとに算出した等価漏えい面積（ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 3.2×$10^{-6}$$m^2$）を設定し，ＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。 ２．格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，853kPa[gage]で 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 8.5×$10^{-6}$$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。 853kPa[gage]での 1.3%/日の設定は以下のＡＥＣの評価式及びＧＥの評価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。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 Pd 等の相違による等価漏えい面積の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

○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】
P_t	：	事故時の格納容器圧力（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]】
R_t	：	事故時の気体定数※2	【523.7J／Kg･K】
R_d	：	空気の気体定数	【287J／Kg･K】
T_t	：	事故時の格納容器雰囲気温度（200℃）	【473.15K】
T_d	：	格納容器雰囲気温度(20℃)	【293.15K】

○ＧＥの評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

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

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 0.51%／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%／日】
Pt	：	事故時の格納容器圧力（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]】

○ＡＥＣの評価式※1

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P_t-P_a)\times R_t\times T_t}{(P_d-P_a)\times R_d\times T_d}}=1.28\%/日$$

L ： 事故時の格納容器漏えい率
L0 ： 設計漏えい率（圧力 Pd に対して（ここでは 0.9Pd））　【0.5%/日】
Pt ： 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】
Pd ： 設計圧力 【485.625kPa[abs]】
Pa ： 格納容器外の圧力 【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 ： 事故時の格納容器内温度 【473.15K】
Td ： 設計格納容器内温度 【293.15K】

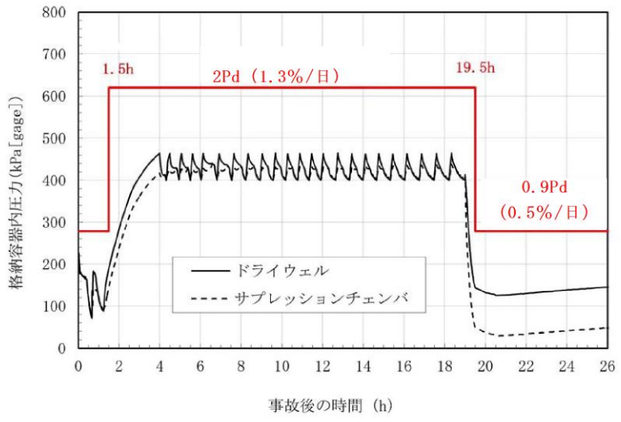
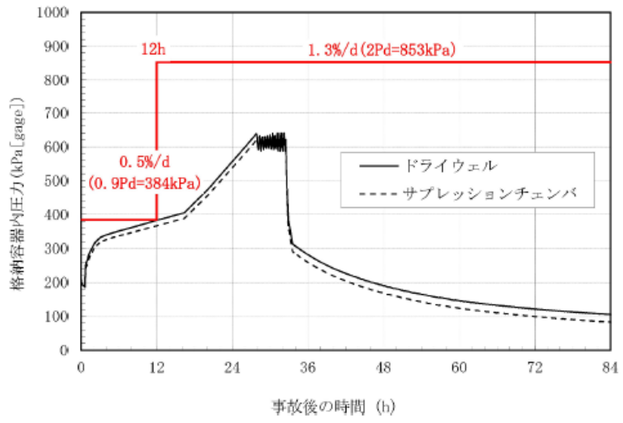
○ＧＥの評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

$$L = L_0\sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}=0.508\%/日$$

L ： 事故時の格納容器漏えい率
L0 ： 設計漏えい率（圧力 Pd に対して（ここでは 0.9Pd））　【0.5%/日】
Pt ： 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】
Pd ： 設計圧力 【485.625kPa[abs]】
Pa ： 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	○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・圧力における原子炉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Ｒｔは，以下の式により算出した。 Ｒｔ[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　事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度ρｔは，以下の式により算出した。 ρｔ[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	※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996" ※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016)：窒素ガス(28.01)：水蒸気(18.02)のガス組成 34%：33%：33%より計算している。ＡＥＣの評価式は事故時の気体定数に依存し，水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため，燃料有効部被覆管が全てジルコニウム－水反応した場合の水素ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。	・評価方針の相違 【東海第二】 AEC の式において温度も考慮した評価を行っており，より保守的な評価となるため島根２号炉では定常流の式での評価を行っていない ・評価結果の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	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℃）		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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．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 3－1 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 3－1 図　格納容器圧力と漏えい率の時間変化 （無機よう素の格納容器漏えい率の設定） (2) 有機よう素 有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，ＭＡＡＰ解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1. 及び 2. に基づき漏えい率を設定する。	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，図 21-1 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，0.9Pd 超過以降は，1.3％／日を維持するものであり，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。  図 21-1　格納容器圧力と無機よう素漏えい率の時間変化 (2) 有機よう素 有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，ＭＡＡＰ解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1. 及び 2. に基づき漏えい率を設定する。	・評価条件の相違 【東海第二】 島根２号炉はベント後減圧しても 1.3%/日を維持

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	18　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 18－1 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，中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，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 18－2 表に示す。	22　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中の相対濃度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相対濃度を乗じることにより大気拡散を考慮した放射性物質の地表空気中濃度の評価を行う。 実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており，原子炉建物中心（地上０ｍ），非常用ガス処理系排気管（地上 110m）及び格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）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表 22－1 に示す。 原子炉建物中心からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度，格納容器フィルタベント系から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管からの放出の実効放出継続時間は 34 時間～36 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，その期間の相対濃度の平均を単位時間当たりの相対濃度としている。 なお，平均する期間に評価対象と異なる風向が含まれる場合は，当該時間の相対濃度を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相対濃度は小さい傾向となる。 このことから，中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建物中心及び格納容器フィルタベント系排気管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。	・評価結果の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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（気象指針解説抜粋）

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

第 18－1 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^{18}	約 8.9×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 8.7×10^{18}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.6×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.2×10^{13}	約 7.1×10^{15}	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第 18－2 表　実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	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}

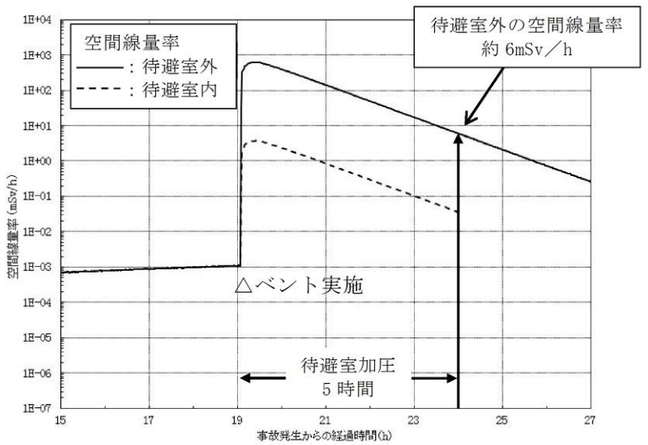
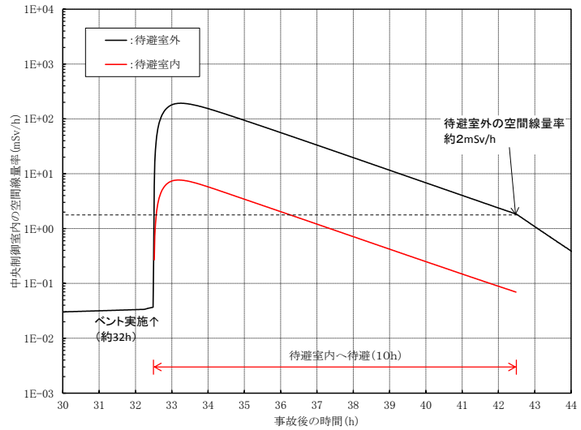
※１（気象指針解説抜粋）

（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。

表 22－1　実効放出継続時間の計算結果

	① 放出量(Bq)			② 最大放出率(Bq/h)			実効放出継続時間(h) (①÷②)		
	原子炉建物	SGT 排気管	フィルタベント	原子炉建物	SGT 排気管	フィルタベント	原子炉建物	SGT 排気管	フィルタベント
希ガス	1.3×10^{15}	2.2×10^{16}	5.1×10^{18}	1.0×10^{15}	6.3×10^{14}	3.6×10^{18}	約 1.3	約 34.3	約 1.4
希ガス以外	2.8×10^{14}	1.6×10^{15}	4.2×10^{15}	2.3×10^{14}	4.5×10^{13}	3.1×10^{15}	約 1.2	約 36.1	約 1.4

・評価結果の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	19　待避時間の設定根拠について 中央制御室では，ベント実施時における放射性物質による被ばく低減のために待避室に待避することとしており，中央制御室の居住性評価においては待避時間を 5 時間としている。 待避時間の設定については，運転員の実効線量が 100mSv／7 日間を超えないよう，余裕を考慮し設備，運用等を整備している。また，継続的に作業可能な線量率として数 mSv／h となるよう，中央制御室の居住性評価においては，第 19－1 図に示すとおり，待避室外の空間線量率が約 6mSv／h なるまでは待避室に待避すると想定し評価している。  第 19－1 図　待避室内外の空間線量率 なお，実際には被ばく低減の観点から，さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう，加圧用空気ボンベの本数は 5 時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。	23　待避時間の設定根拠について 中央制御室では，フィルタベント実施時における放射性物質による運転員の被ばく低減のために中央制御室待避室に待避することとしており，中央制御室の居住性評価においては待避時間を 10 時間としている。 待避時間の設定については，運転員の実効線量が 100mSv/7 日間を超えないよう，余裕を考慮し，設備，運用等を整備している。また，継続的に作業可能な線量率として数 mSv となるよう，中央制御室の居住性評価においては，待避室外の空間線量率が数 mSv/h 以下になるまでは，待避室に待避することを想定して評価している。  図 23-1　待避室内外の空間線量率 なお，実際には被ばく低減の観点から，さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう，加圧用空気ボンベの本数は 10 時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。	・評価条件の相違 【東海第二】 ・評価方針の相違 【東海第二】 ・評価条件の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		24　プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて 島根２号炉では，炉心の著しい損傷発生後の中央制御室運転員の被ばくを低減するため，中央制御室換気系による中央制御室の正圧化を行う事としているが，格納容器ベント後の待避室に待避している期間の中央制御室換気系の運転モードについて検討を行い，同期間においては，中央制御室バウンダリを外気から隔離する系統隔離運転（以下，「再循環運転」という）を実施する運用とした。以下に，検討の経緯を示す。 １．プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードの変更について 令和２年６月３０日第８７０回審査会合以前においては，格納容器ベントに係るプルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて，加圧運転を継続する方針としていたが，当該会合における指摘事項を踏まえて再検討を行い，当該期間については再循環運転を行うように運用変更する。 ２．方針の変更前の検討内容 方針の変更前の検討内容は以下のとおり 2.1　プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードに関するケーススタディ 格納容器ベントに伴うプルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて，加圧運転から再循環運転への切替※を想定して空気流入率をパラメータにケーススタディを行い，加圧運転を継続するケースと比較した結果，表 24-1 に示すとおり，プルーム通過中に再循環運転とした場合，現実的な換気率の範囲においては，加圧運転を継続するケースより線量が増加する結果となった。 また，参考として加圧運転を継続する場合と同程度の線量となるときの空気流入率について評価した結果，0.06 回/h であり，空気流入率試験結果（約 0.1 回/h）を下回る結果となった。 ※切替操作を考慮し，ベント開始 15 分前に切替を実施するものとして評価	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，プルーム通過時，に MCR を加圧運転モードとする運用としているが，再循環運転とした場合との比較を実施

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 24-1　各ケースにおけるベント時滞在班の被ばく線量（室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく）

	プルーム通過中のＭＣＲ運転モード	換気率（回/ｈ）	ベント時滞在班取込み被ばく線量(mSv)
加圧運転継続ケース	加圧運転	約１※2	約 22 （うち外部被ばく 約 21）
ケース１	再循環運転※1	0.5※3	約 26 （うち外部被ばく 約 25）
ケース２	再循環運転※1	0.1※4	約 29 （うち外部被ばく 約 28）
ケース３	再循環運転※1	0.06※5	約 22 （うち外部被ばく 約 21）

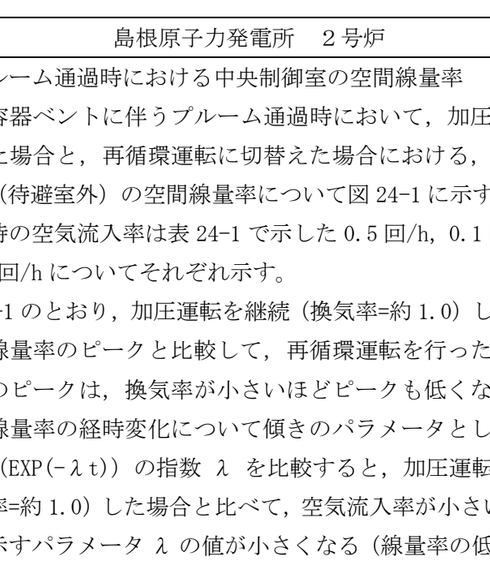
※１ ベント開始 15 分前からベント開始８時間後までの期間，再循環運転を実施するものとして評価。その他の期間は加圧運転継続ケースと同様

※２ 加圧運転における外気取込みおよび空気流出量（17,500m³/h）と中央制御室バウンダリ容積（17,150m³）から設定

※３ ＤＢＡ時の評価において空気流入率試験結果を踏まえ保守的に設定している空気流入率（ＳＡ時の評価において換気空調系が起動するまでの期間の空気流入率としても使用）

※４ 再循環運転時の空気流入率試験結果（0.082 回/h）より仮定した空気流入率

※５ 加圧運転継続ケースと同程度の結果となる空気流入率をパラメータスタディにより設定

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		2.2 プルーム通過時における中央制御室の空間線量率 格納容器ベントに伴うプルーム通過時において，加圧運転を継続した場合と，再循環運転に切替えた場合における，中央制御室内（待避室外）の空間線量率について図 24-1 に示す。再循環運転時の空気流入率は表 24-1 で示した 0.5 回/h，0.1 回/h 及び 0.06 回/h についてそれぞれ示す。 図 24-1 のとおり，加圧運転を継続（換気率=約 1.0）した場合の空間線量率のピークと比較して，再循環運転を行った場合の線量率のピークは，換気率が小さいほどピークも低くなる。一方，各線量率の経時変化について傾きのパラメータとして，指数関数（EXP(-λt)）の指数 λ を比較すると，加圧運転を継続（換気率=約 1.0）した場合と比べて，空気流入率が小さいほど，減衰を示すパラメータ λ の値が小さくなる（線量率の低下が鈍くなる）ことが分かった。 これは，屋外のベントガス中の放射性物質の濃度が，ベント直後をピークに急激に下がるためであり，ベント後，制御室内の線量率は外気の取り込み（又は外気流入）の割合に応じて上昇し，おおむね１～２時間でピークを迎えた後は，外気の方が放射性物質濃度が低くなるため，より換気率の大きなケースにおいて制御室内の線量率の低下速度が速くなっていると考えられる。  図 24-1　中央制御室内の空間線量率の推移	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

2.3 運転員の受ける線量率

プルーム通過中に加圧運転を継続する場合と，中央制御室待避室に待避している期間に再循環運転に切替を行う場合（ケース２）における制御室内に取込まれた希ガス等によって中央制御室運転員が受ける線量率について，図 24-2 に示す。なお，ケース２では，空気流入率試験の結果（0.082 回/h）を踏まえて設定した実力値に近い値として空気流入率0.1回/hを設定している。

図中青く塗った領域については，加圧運転を継続する場合に比べて，再循環運転に切り替えることによって，線量率が下がる期間を，赤く塗った領域は，逆に線量率が増加する期間を示している。

ケース２では，加圧運転を継続する場合と比べて，ベント直後の希ガス等の取り込みが少なくなることで，線量率のピークは低くなるものの，取り込まれた希ガス等の換気が十分に行われず，待避室からの退出後の中央制御室内の線量率が高止まりすることにより，取り込みの抑制による被ばくの低減分を換気不足による増加分が上回る結果となった。

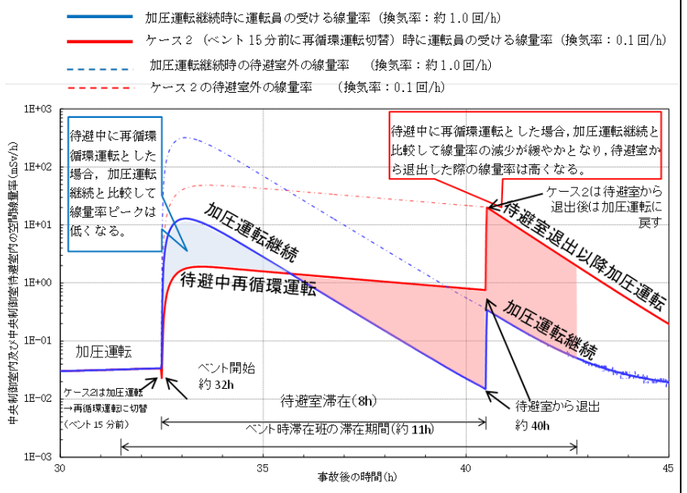


図 24-2　中央制御室内の空間線量率の推移

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		2.4 検討結果 プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて，空気流入率をパラメータにケーススタディを行った。その結果，空気流入率試験により確認した実態に近い空気流入率である 0.1 回/h を仮定した場合においても，実効線量は加圧運転を継続した場合に比べて増加した。 再循環運転において実効線量が増加する理由としては，再循環運転を行った場合の，希ガス等の取り込みが少なくなることによる低減分を，希ガスの排出が少なくなることによる増加分が上回ることによる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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．現実に近い条件の下での評価

2.1～2.4 において検討を行った被ばく評価では，中央制御室内への放射性物質の取り込みに関して一部に非常に保守的な条件を設定していることから，中央制御室換気系運転モードの再循環運転と加圧運転について表 24-2 に示す現実に近い条件の評価を行い，再循環運転と加圧運転の評価結果の差について比較検討を行った。

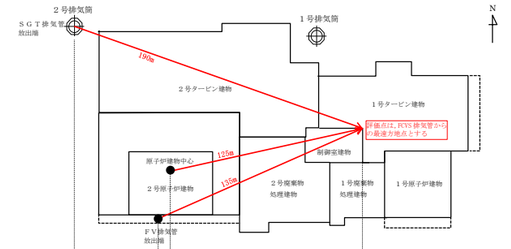
表 24-2 中央制御室居住性評価　主要解析条件

	中央制御室換気系運転モード	ＳＧＴ起動までの原子炉建物原子炉棟換気率	ＳＧＴフィルタ除去性能	放出点と外気取入口の位置関係	インリーク評価地点
ＤＢ評価（第 26 条）	再循環運転	－	９９％	・ＳＧＴ排気管放出端（地上 110m）と外気取入口（地上 15m）を同じ高さ（地上 110m）に設定	中央制御室換気系外気取入口
ＳＡ評価（第 59 条）	加圧運転	無限大（全て外気放出）	考慮しない	・ＳＧＴ排気管放出端（地上 110m）と外気取入口（地上 15m）を同じ高さ（地上 110m）に設定 ・ＦＶ排気管放出端（地上 50m）と外気取入口（地上 15m）を同じ高さ（地上 50m）に設定	中央制御室換気系外気取入口（系統起動前）
現実に近い条件の評価	加圧運転 再循環運転	１回/d（SGT 起動時の設定と同じ）	９９％	・ＳＧＴ排気管放出端（地上 110m）と外気取入口（地上 15m）をそれぞれの高さに設定 ・ＦＶ排気管放出端（地上 50m）と外気取入口（地上 15m）をそれぞれの高さに設定	バウンダリ境界のうち放出点から最遠方（※）

（※）建物内の中央制御室等へインリークする放射性物質の濃度は，外気の放射性物質濃度と比較してある程度低減されると考えられることから，現実に近い条件の評価の一例として，放出点から最遠方とした条件を設定。（放出点と評価点の位置関係については図 24-3 参照）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

平面図



断面図

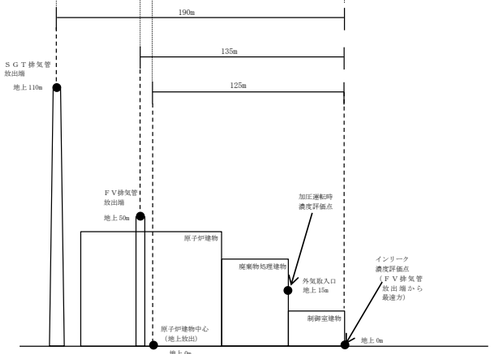


図 24-3　評価地点を放出源から再遠方地点とした場合の位置関係

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

3.1　格納容器フィルタベント系（ＦＣＶＳ）を使用して事象を収束する場合

希ガスの大規模な放出を伴う場合の中央制御室換気系運転モードの影響を確認するため，格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束するケースを対象に，ＳＡ評価と現実に近い条件において，加圧運転を継続する場合と中央制御室待避室に待避中に再循環運転に切り替えた場合の中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく評価を行った。評価における中央制御室換気系の運転モードを図 24-4 に，各運転モードで中央制御室での被ばくが最大となる班員の評価結果を図 24-5 に示す。

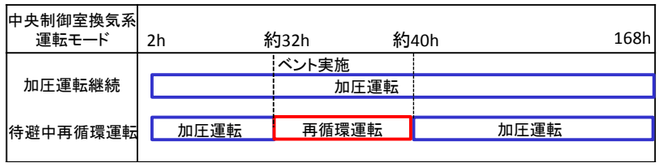


図 24-4　中央制御室換気系運転モード（ＦＣＶＳで収束）

図 24-5 のとおり，ＳＡ評価では，再循環運転に切り替える方が被ばくが多くなるが，現実に近い条件の評価の結果，再循環運転に切り替える方が被ばくが減少した。これは，加圧運転継続では希ガス濃度が比較的高い外気取込口から外気を取り込むため被ばくの減少が限定的であったのに対し，再循環運転では希ガス濃度が比較的低いバウンダリ境界のうち放出点から最遠方地点からのインリークを考慮したことにより被ばくが大きく減少したことによる。

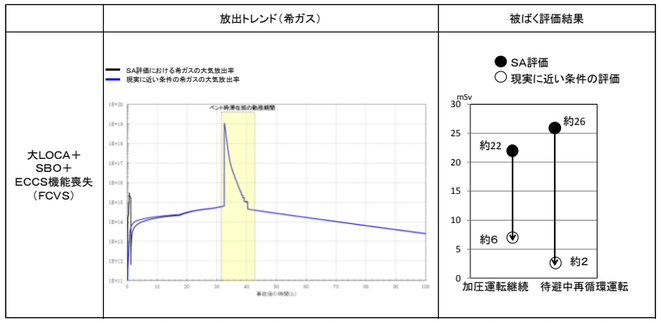


図 24-5　中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく（ＦＣＶＳを使用して事象を収束）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

3.2　残留熱代替除去系（ＲＨＡＲ）を使用して事象を収束する場合

希ガスの大規模な放出が発生しない場合の運転モードごとの影響を確認するため，残留熱代替除去系を使用して事象を収束するケースを対象に，ＳＡ評価と現実に近い条件の評価において，加圧運転と再循環運転を行った場合の中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく評価を行った。評価における中央制御室換気系の運転モードを図 23-6 に，中央制御室での被ばくが最大となる班員（※）の評価結果を図 24-7 に示す。

（※）ＳＡ評価の再循環運転時には，ＳＧＴからの放出率が高い期間が継続する約 72 時間から滞在する班の被ばくが多くなるが，現実に近い条件の評価ではＳＧＴ及び制御室換気系が起動前の事故直後に滞在する班の被ばくが多くなる。

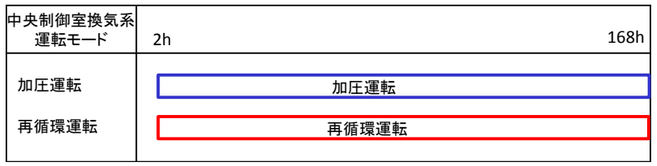


図 24-6　中央制御室換気系運転モード（ＲＨＡＲで収束）

図 24-7 のとおり，ＳＡ評価では，再循環運転の方が被ばくが多くなるが，現実に近い条件の評価の結果，加圧運転，再循環運転ともに 0.1mSv 以下となり大きな差はなかった。これは，現実に近い条件の評価では，ＳＧＴ起動前の原子炉建物原子炉棟換気率，ＳＧＴ起動後のフィルタ除去性能及び排気管高さを考慮したことにより，加圧運転の外気取入口及び再循環運転のインリーク評価地点の放射性物質濃度がともに大きく低下したことによる。

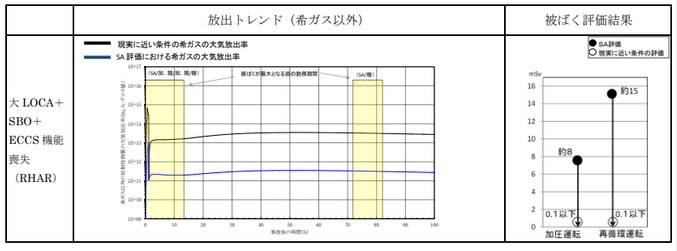
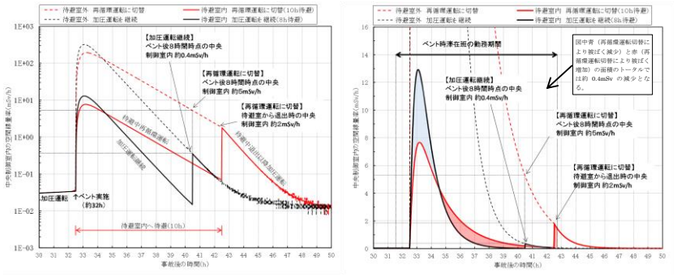


図 24-7　中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく（ＲＨＡＲを使用して事象を収束）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		3.3　中央制御室換気系運転モードの選択の考え方 格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系使用時の評価結果を踏まえ，炉心損傷後は加圧運転を行うこととするが，フィルタベントを実施する場合には，加圧運転から再循環運転に切り替え，待避室を退出した後再び加圧運転を行うことに運転手順を変更する。中央制御室換気系運転モードの選択の考え方は以下のとおり。 ➢ 現実に近い条件の評価の結果，加圧運転と再循環運転の差は小さくなるとともに，フィルタベント実施時には再循環運転が加圧運転の結果を下回っていることから，フィルタベント実施時に再循環運転に切替え，外気の取り込みを極力抑える。 ➢ 待避室を退出後，再循環運転中に中央制御室バウンダリ内にインリークした放射性物質を早急に換気するため，加圧運転に再度切替える。 また，図 24-8 のとおり，加圧運転を継続する場合，待避室を退出した時点での線量率は約 0.4mSv/h であるが，再循環運転に切替える場合，８時間後に待避室を退出した時点での線量率は約５mSv/h となるため，待避室の待避時間を８時間から 10 時間に延長する。この結果，退出した時点での線量率は約２mSv/h に低減することから，運転員の被ばくは加圧運転を継続する場合と比較して約 0.4mSv 減少する。 なお，待避室の待避時間を８時間から 10 時間に変更するが，緊急時対策所での待避時間はもともと 10 時間であり，延長する期間には屋外作業を計画していないことから，影響はない。  図 24-8　フィルタベント実施時の中央制御室内及び待避室内の線量率推移（対数グラフ及び線形グラフ）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

3.4　７日間の被ばく評価結果（全被ばく経路合計）

フィルタベント実施時に再循環運転とし，待避室の滞在時間を 10 時間とした場合の７日間の被ばく評価結果（全被ばく経路合計）は表 24-3 に示すとおりであり，評価基準 100mSv を満足している。

比較のため，加圧運転継続時の評価結果を表 23-4 に示す。

表 24-3　各勤務サイクルでの被ばく線量

ベント実施時　再循環運転（待避室滞在時間 10 時間）

（単位：mSv）

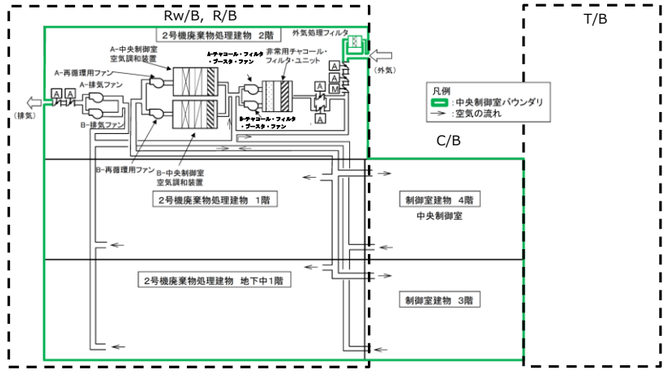
	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	合計
A 班	1 直 約 12	1 直 約９		2 直 約８	2 直 約６			約 35
B 班		2 直 **約 34**	2 直 約 10				1 直 約７	**約 51**
C 班	2 直 約８				1 直 約７	1 直 約６		約 22
D 班			1 直 約 13	1 直 約９		2 直 約５	2 直 約４	約 32

表 24-4　各勤務サイクルでの被ばく線量

ベント実施時 加圧運転（待避室滞在時間８時間）

（単位：mSv）

	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	合計
A 班	1 直 約 12	1 直 約９		2 直 約８	2 直 約６			約 35
B 班		2 直 **約 34**	2 直 約 10				1 直 約７	**約 52**
C 班	2 直 約８				1 直 約７	1 直 約６		約 22
D 班			1 直 約 11	1 直 約９		2 直 約５	2 直 約４	約 30

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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） 中央制御室バウンダリと換気設備 島根２号炉の場合，中央制御室エンベロープ内に送風機やフィルタ等の中央制御室換気系設備を設置しているため，中央制御室エンベロープとそれ以外の換気設備による換気・空調される部屋との境界部分が中央制御室バウンダリとなる（バウンダリ概要図参照）。 中央制御室バウンダリは，主にコンクリート壁・床と，ダクトや扉から構成されており，貫通部としては配管やケーブルがあるが，これらについては定期的な点検を行うとともに，中央制御室空気流入率試験を実施することで，中央制御室換気系とあいまって要求される機能が維持されていることを確認する。  図１　中央制御室バウンダリ概要図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）

中央制御室内放射能濃度評価の方法

中央制御室内放射能濃度の評価モデルは図１のとおり。

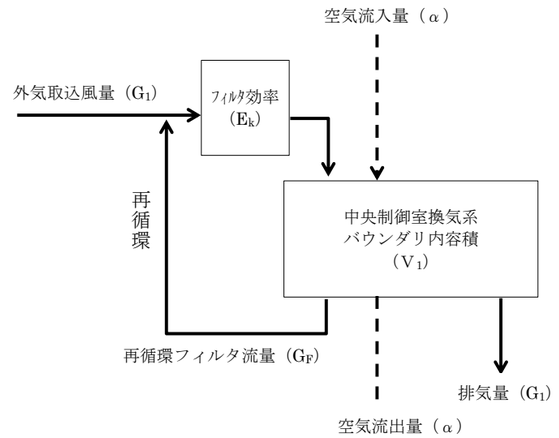


図１　中央制御室内放射能濃度評価モデル

中央制御室内の放射能濃度は，次式により評価する。

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + G_F \cdot \frac{E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} \cdot + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

ここで，

$m_{1k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度$[Bq/m^3]$

$M_{1k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量$[Bq]$

V_1：中央制御室バウンダリ内容積$[m^3]$

λ_k：核種 k の崩壊定数$[1/s]$

G_1：中央制御室換気系外気取込み風量$[m^3/s]$

G_F：再循環フィルタを通る流量$[m^3/s]$

E_k：中央制御室換気系フィルタユニットの除去効率$[\%]$

$S_k(t)$：時刻 t における核種 k の放射能濃度$[Bq/m^3]$

α：中央制御室バウンダリへの空気流入量$[m^3/s]$

（＝空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積）

χ/Q：相対濃度$[s/m^3]$

$q_k(t)$：時刻 t における核種 k の放出率$[Bq/s]$

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）

中央制御室待避室待避中における中央制御室換気系運転モード切替に関する検討

フィルタベント実施時に加圧運転から再循環運転に切り替えるとともに，待避時間を８時間から 10 時間に変更する。これにより，SA 評価及び現実的な条件での評価のいずれにおいても，合理的に被ばくを低減することができると考える。

また，フィルタベント実施時に加圧運転から再循環運転に切り替え，外気中の放射性物質濃度が低下するタイミングでの待避室からの遠隔操作やタイマーにより加圧運転へ再度切り替える運用について検討した結果，表１のとおり現実的でないと判断した。

表１　運転モード切替に関する検討内容

	実施内容	必要な設備対応	検討結果
待避室からの遠隔操作	待避室内に中央制御室外気取入調節弁操作盤を設置し，遠隔で全閉及び調整開操作を可能とする	①既設制御盤の改造（操作権の切替スイッチ設置） ②ケーブル／電線管敷設 ③待避室内への制御盤の設置	・待避室は，運転員の待機及びパラメータ監視を行う事を前提としており，制御盤の設置はスペースが限られており困難。 ・設備対策による被ばく低減効果は，ＳＡ評価において数 mSv，現実的な条件においてはさらに小さくなることから，効果は限定的。
タイマーによる切り替え	タイマー設定後，予め設定した時間経過後に，中央制御室外気取入調節弁を予め設定した開度へ自動で調整開とする	①既設制御盤の改造（タイマー設置） ②電動弁駆動部の改造（中間開度への調整開を可能とするための改造）	・事象の不確定性により，タイマーの設定が困難。 ・設備対策による被ばく低減効果は，ＳＡ評価において数 mSv，現実的な条件においてはさらに小さくなることから，効果は限定的。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

2-25　審査ガイドへの適合状況

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 （解釈より抜粋）	
第７４条（原子炉制御室） １　第７４条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	
b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。	1b）→ 審査ガイドどおり
① 設置許可基準規則解釈第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	① 評価事象については，「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として，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，格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが，被ばく評価においては，単一号炉において代替循環冷却に失敗し，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。なお，よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については，その効果に期待しないものとした。
② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また，実施のための体制を整備している。
③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	③ 運転員の勤務形態（5直2交替）を考慮して評価している。また，実施のための体制を整備している。
④ 判断基準は、運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。	④ 運転員の実効線量が７日間で100mSv を超えないことを確認している。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

20　審査ガイドへの適合状況

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 （解釈より抜粋）	
第７４条（原子炉制御室） 1.　第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	
b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について，次の要件を満たすものであること。	1b)→審査ガイドの趣旨に基づき評価
①　設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	①　納容器圧力逃がし装置による格納容器破損防止対策を考慮する事故シーケンスを選定している。
②　運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし，その場合は実施のための体制を整備すること。	②　マスク着用は考慮する場合と考慮しない場合とで評価している。
③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし，その場合は実施のための体制を整備すること。	③運転員の勤務形態（5直2交代）を考慮して評価している。
④ 判断基準は，運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。	④運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないことを確認している。

島根原子力発電所　２号炉

25　審査ガイドへの適合状況

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 （解釈より抜粋）	
第７４条（原子炉制御室） １　第７４条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	
b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。	1b）→ 審査ガイドどおり
① 設置許可基準規則解釈第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	① 評価事象については，「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として，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，格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「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。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが，被ばく評価においては，残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。なお，よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については，その効果に期待しないものとした。
② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また，実施のための体制を整備している。
③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	③ 運転員の勤務形態（4直2交替）を考慮して評価している。また，実施のための体制を整備している。
④ 判断基準は、運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。	④ 運転員の実効線量が７日間で100mSv を超えないことを確認している。

備考

・運用の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は通常の勤務形態である４直２交代を仮定して評価を行っている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
４．居住性に係る被ばく評価の標準評価手法 ４．１ 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲 ① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。 ② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。 ③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。 （１）被ばく経路 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。 ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。	4.1 → 審査ガイドどおり 最適評価手法を適用し，「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。 実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。 4.1(1) → 審査ガイドどおり 中央制御室の居住性に係る被ばくは，図１の①～⑤の被ばく経路に対して評価している。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
4.居住性に係る被ばく評価の標準評価手法 4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲 ① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し，「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし，保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。 ② 実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。 ③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には，感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。 （１）被ばく経路 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に，原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を，図 2 に，緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。 ただし，合理的な理由がある場合は，この経路によらないことができる。	4.1 →審査ガイドのとおり 最適評価手法を適用し，「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。 4.1 (1)→ 審査ガイドのとおり 中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり，①～⑤の経路に対して評価している。

島根原子力発電所　２号炉

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
４．居住性に係る被ばく評価の標準評価手法 ４．１ 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲 ① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。 ② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。 ③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。 （１）被ばく経路 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。 ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。	4.1 → 審査ガイドどおり 最適評価手法を適用し，「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。 実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。 4.1(1) → 審査ガイドどおり 中央制御室の居住性に係る被ばくは，図１の①～⑤の被ばく経路に対して評価している。

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	4.1(1)① → 審査ガイドどおり
一　原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく	原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
二　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	原子炉建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	4.1(1)② → 審査ガイドどおり
一　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（クラウドシャイン）は，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。
二　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（グランドシャイン）は，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。	4.1 (1) ①→審査ガイドのとおり
一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく	原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室での外部被ばく線量を評価している。
② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。	4.1(1)②→審査ガイドのとおり
一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）	大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，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中央制御室の壁によるガンマ線遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。
二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）についても考慮して評価している。

島根原子力発電所　２号炉

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	4.1(1)① → 審査ガイドどおり
一　原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく	原子炉建物内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
二　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	原子炉建物内等の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	4.1(1)② → 審査ガイドどおり
一　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（クラウドシャイン）は，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。
二　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（グランドシャイン）は，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 一　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	4.1(1)③ → 審査ガイドどおり 中央制御室に取り込まれた放射性物質は，中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。 中央制御室に取り込まれた放射性物質は，中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。	③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	4.1(1)③→審査ガイドのとおり 中央制御室内に取り込まれた放射性物質は，中央制御室に沈着せず浮遊しているものとして評価している。 事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。	③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 一　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	4.1(1)③ → 審査ガイドどおり 中央制御室に取り込まれた放射性物質は，中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。 中央制御室に取り込まれた放射性物質は，中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。	
④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。 一　原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	4.1(1)④ → 審査ガイドどおり 原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 原子炉建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	4.1(1)④→審査ガイドのとおり 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。	④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。 一　原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	4.1(1)④ → 審査ガイドどおり 原子炉建物内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 原子炉建物内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。 一　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三　放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	4.1(1)⑤ → 審査ガイドどおり 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（グランドシャイン）を評価している。 放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を，次の三つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	4.1(1)⑤→審査ガイドのとおり 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは，中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手段で，放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射物質放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。

島根原子力発電所　２号炉

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。 一　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三　放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	4.1(1)⑤ → 審査ガイドどおり 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（グランドシャイン）を評価している。 放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。 a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。 ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価(※2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 b．原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。	4.1(2) → 審査ガイドどおり 中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。 4.1(2)a. → 審査ガイドどおり 評価事象については，「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として，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，格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが，被ばく評価においては，単一号炉において代替循環冷却に失敗し，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量，及び，原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量を，MAAP解析及びNUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし，MAAPコードではよう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中への放出量評価条件を設定し，放出量を評価した。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。 4.1(2)b. → 審査ガイドどおり 被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し，累積出現頻度97%に当たる値を用いている。評価においては，柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用している。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図３ に示す。 a．　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。 ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，格納容器破損防止対策の有効性評価（ 参 2）で想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合，格納容器破損防止対策が有効に働くため，格納容器は健全である）のソースターム解析を基に，大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して，放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また，放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 b．原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて，大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。	4.1(2)→審査ガイドのとおり 中央制御室居住性に係る被ばくは，図 3 の手順に基づいて評価している。 4.1(2)a.→審査ガイドのとおり 評価事象については，炉心の著しい損傷が発生するシーケンス「大 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」を選定する。また，放出放射能量の観点から，代替循環冷却系の機能喪失を仮定し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合を想定する。 大気中への放射性物質の放出量については，MAAP 解析結果を元に設定しているが，放出割合については，TMI-2 事故や福島第一原子力発電所事故での知見も踏まえた設定としている。 4.1(2)b.→審査ガイドのとおり 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について，小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。評価においては，2005年4月1日から2006年3月31日の1年間における気象データを使用している。

島根原子力発電所　２号炉

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。 a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。 ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価(※2)で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 b．原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。	4.1(2) → 審査ガイドどおり 中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。 4.1(2)a. → 審査ガイドどおり 評価事象については，「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として，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，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」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが，被ばく評価においては，残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合について想定した。原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量，及び，原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい量を，ＭＡＡＰ解析及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見を用いて評価した。ただし，ＭＡＡＰコードではよう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中への放出量評価条件を設定し，放出量を評価した。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。 4.1(2)b. → 審査ガイドどおり 被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し，累積出現頻度97%に当たる値を用いている。評価においては，島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを使用している。

備考

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根 2 号炉の気象を考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。	4.1(2)c. → 審査ガイドどおり スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために，原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算している。	c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。	4.1(2)c.→審査ガイドのとおり 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために，原子炉建屋内の線源強度を計算している。	c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。	4.1(2)c. → 審査ガイドどおり スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために，原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建物内の線源強度を計算している。	
d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。 ・上記c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記a 及びb の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記a 及びb の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく)を計算する。	4.1(2)d. → 審査ガイドどおり 前項c の結果を用いて，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線量を計算している。 前項a 及びb の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び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線量を計算している。 前項a 及びb の結果を用いて，中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。	d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。 ・上記 c の結果を用いて，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線，直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。	4.1(2)d.→審査ガイドのとおり 前項c.の結果を用いて，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線量を計算している。 前項a.及びb.の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 前項a.及びb.の結果を用いて，中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。	d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。 ・上記c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記a 及びb の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記a 及びb の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。	4.1(2)d. → 審査ガイドどおり 前項c の結果を用いて，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線量を計算している。 前項a 及びb の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び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線量を計算している。 前項a 及びb の結果を用いて，中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。	
e. 上記d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。	4.1(2)e. → 審査ガイドどおり 前項d で計算した線量の合計値が，「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認している。	e. 上記 d で計算した線量の合計値が，判断基準を満たしているかどうかを確認する。	4.1(2)e.→審査ガイドのとおり 上記d.で計算した線量の合計値が，「判断基準は，運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認している。	e. 上記d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。	4.1(2)e. → 審査ガイドどおり 前項d で計算した線量の合計値が，「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認している。	
４．２ 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 （１）沈着・除去等 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	4.2(1)a. → 審査ガイドどおり 高性能フィルタ及び活性炭フィルタの除去効率は，設計値を基に設定している。 フィルタ効率の設定に際しては，よう素類の性状を適切に考慮している。	４．２ 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 （１）沈着・除去等 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	4.2(1)a.→審査ガイドのとおり 中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率として，設計値である95%を，中央制御室換気設備のフィルタ除去効率は，設計上期待できる値として，有機よう素は95%，無機よう素及び粒子状物質は99%として評価している。	４．２ 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 （１）沈着・除去等 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	4.2(1)a. → 審査ガイドどおり 高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタの除去効率は，設計値を基に設定している。 フィルタ効率の設定に際しては，よう素類の性状を適切に考慮している。	・評価条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の設計を考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
b．空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）	4.2(1)b. → 審査ガイドどおり 中央制御室内を陽圧化している間は，空気の流入は考慮しない。 中央制御室内を陽圧化していない間は，空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/hとしている。	b．空気流入率 既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では，空気流入率は，設計値を基に設定する。（なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後，設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）	4.2(1)b.→審査ガイドのとおり 中央制御室待避室に待避している間は，空気の流入は考慮しない。 中央制御室待避室に待避していない間は，空気流入率を1回/ｈとした。	b．空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）	4.2(1)b. → 審査ガイドどおり 中央制御室内を正圧化している間は，フィルタを介さない空気の流入は考慮しない。 中央制御室内を正圧化していない間は，空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/ｈとしている。	・評価条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の試験結果を考慮
（２）大気拡散 a．放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。	4.2(2)a. → 審査ガイドどおり 放射性物質の空気中濃度は，ガウスプルームモデルを適用して計算している。 柏崎刈羽原子力発電所敷地内で観測した1985年10月から1986年9月の１年間の気象資料を大気拡散式に用いている。 水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針における相関式を用いて計算している。 放出点から近距離の建屋(原子炉建屋)の影響を受けるため，建屋による巻き込みを考慮し，建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。	（２）大気拡散 a．放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお，三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には，水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針（参3）における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。	4.2(2)a.→審査ガイドのとおり 放射性物質の空気中濃度は，ガウスプルームモデルを適用して計算している。 東海第二発電所内で観測して得られた2005年4月1日から2006年3月31日の1年間の気象データを大気拡散計算に用いている。 水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針の相関式を用いて計算している。 放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため，建屋による巻き込みを考慮し，建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。	（２）大気拡散 a．放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。	4.2(2)a. → 審査ガイドどおり 放射性物質の空気中濃度は，ガウスプルームモデルを適用して計算している。 島根原子力発電所敷地内で観測した2009年1月から2009年12月の１年間の気象資料を大気拡散式に用いている。 水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針における相関式を用いて計算している。 放出点(格納容器フィルタベント系排気口)から近距離の建物(原子炉建物)の影響を受けるため，建物による巻き込みを考慮し，建物の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。	・評価条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の気象を考慮

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 一　放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 二　放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4 の領域 An）の中にある場合 三　評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする [参4]。	一～三のすべての条件に該当するため，建屋による巻き込みを考慮して評価している。 各放出点の高さは建屋の高さの 2.5 倍に満たない。 各放出点の位置は図 4 の領域 An の中にある。 評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。 建屋による巻き込みを考慮し，図 5 に示されたように，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。	・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については，放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について，次に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。 一 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4 の領域 An）の中にある場合 三 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（ 参 4)。	一～三の全ての条件に該当するため，建屋による巻き込みを考慮して評価している。 放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）が原子炉建屋の屋上にあるため，建屋の高さの2.5倍に満たない。 放出点の位置は，図4の領域Anの中にある。 評価点(中央制御室等)は，巻き込みを生じる建屋(原子炉建屋)の風下側にある。 建屋による巻き込みを考慮し，図5に示すように，建屋の後流側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位(評価方位9方位(中央制御室及び入退域))を対象としている。	・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 一　放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二　放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4 の領域 An）の中にある場合 三　評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする [参4]。	一～三のすべての条件に該当するため，建物による巻き込みを考慮して評価している。 各放出点の高さは建物の高さの 2.5 倍に満たない。 各放出点の位置は図 4 の領域 An の中にある。 評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建物（原子炉建物）の風下側にある。 建物による巻き込みを考慮し，図 5 に示されたように，建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。	
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。		・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく，図 5 に示すように，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。		・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。		
・放射性物質の大気拡散の詳細は、「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）」 [参1] による。	放射性物質の大気拡散については，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。	・放射性物質の大気拡散の詳細は，「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）」（ 参 1）による。	放射性物質の大気拡散については，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて評価している	・放射性物質の大気拡散の詳細は、「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）」 [参1] による。	放射性物質の大気拡散については，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
b. 建屋による巻き込みの評価条件 ・巻き込みを生じる代表建屋 1）原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2）巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。 ・放射性物質濃度の評価点 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。 i）事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii）事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入	4.2(2)b. → 審査ガイドどおり 建屋巻き込みによる拡散を考慮している。 巻き込みの影響が最も大きい建屋として6号炉原子炉建屋及び7号炉原子炉建屋を代表建屋としている。 中央制御室は，可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。また，可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては，外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室中心を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
b. 建屋による巻き込みの評価条件 ・巻き込みを生じる代表建屋 1） 原子炉建屋の近辺では，隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2）巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。 ・放射性物質濃度の評価点 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には，次の i)又は ii)によって，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。 i）事故時に外気取入を行う場合は，主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii）事故時に外気の取入れを遮断する場合は，室内への直接流入	4.2(2)b.→審査ガイドのとおり 建屋巻き込みによる拡散を考慮している。 放出源（格納容器圧力逃がし装置配管）から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。

島根原子力発電所　２号炉

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
b. 建屋による巻き込みの評価条件 ・巻き込みを生じる代表建屋 1）原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2）巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。 ・放射性物質濃度の評価点 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。 i）事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii）事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入	4.2(2)b. → 審査ガイドどおり 建物巻き込みによる拡散を考慮している。 巻き込みの影響が最も大きい建物として，原子炉建物中心放出時及び格納容器フィルタベント系排気管は原子炉建物，非常用ガス処理系排気管放出時はタービン建物を代表建物としている。 中央制御室は，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンによりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。また，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンにより中央制御室を正圧化していない期間においては，外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根 2 号炉の建物配置を考慮

・運用の相違
【東海第二】
①の相違
・評価条件の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は中央制御室中心を評価点としているが，島根２号炉は外気の取り込み口を放射性物質濃度の評価点としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
2）建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。 i）評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii）評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	中央制御室は，可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。また，可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては，外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室中心を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。	2）　建屋による巻き込みの影響が生じる場合，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり，代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 このため，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて，次の i)又は ii)によって，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。 i）評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は，給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii）評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	建屋による巻き込みの影響を考慮しており，事故時には間欠的に外気を取り入れる。代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。 建屋側面を選定しており，評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置とする。	2）建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。 i）評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii）評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	建屋による巻き込みの影響を考慮している。 中央制御室は，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンによりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。また，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンにより中央制御室を正圧化していない期間においては，外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。	・評価条件の相違 【東海第二】 島根２号炉の評価点高さは放出点と同じとしている。 ・運用の相違 【東海第二】 ①の相違 ・評価条件の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は中央制御室中心を評価点としているが，島根２号炉は外気の取り込み口を放射性物質濃度の評価点としている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	・評価条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は外気の取り込み口を放射性物質濃度の評価点としている
3）代表面における評価点 i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii）代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。 また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iii）屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。 また$\sigma_y=0$ 及び$\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。	評価点は中央制御室中心としている。 評価点は中央制御室中心としている。保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定して評価している。 放出点と評価点間の直線距離に基づき，濃度評価の拡散パラメータを算出している。	3）代表面における評価点 i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので，評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合，例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii）代表評価面を，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。 また，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として，それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iii）屋上面を代表面とする場合は，評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し，対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。 また$\sigma_y=0$ 及び$\sigma_z=0$ として，σ_{y0}，σ_{z0} の値を適用してもよい。	代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。 屋上面を代表としており，評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置としている。また，放出点と評価点の直線距離に基づき，濃度評価の拡散パラメータを算出している。直線距離の評価に当たっては，保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定した。	3）代表面における評価点 i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii）代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。 また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iii）屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。 また$\sigma_y=0$ 及び$\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。	評価点は中央制御室換気系給気口としている。 放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。 放出点と評価点間の直線距離に基づき，濃度評価の拡散パラメータを算出している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
・着目方位 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく、図5 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。 具体的には、全16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。 ⅰ）放出点が評価点の風上にあること ⅱ）放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Ｌの拡散領域（図6のハッチング部分）の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。	建屋による巻き込みを考慮し，ⅰ）～ⅲ）の条件に該当する方位を選定し，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。 放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。 放出点は建屋に近接しているため，放出点が評価点の風上となる 180°を対象としている。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
・着目方位 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では，代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図 5 に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 評価対象とする方位は，放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。 具体的には，全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し，すべての条件に該当する方位を評価対象とする。 i） 放出点が評価点の風上にあること ii） 放出点から放出された放射性物質が，建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に，評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位ｍ１の選定には，図 6 のような方法を用いることができる。図 6 の対象となる二つの風向の方位の範囲ｍ１Ａ，ｍ１Ｂのうち，放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し，0.5Ｌの拡散領域（図 6 のハッチング部分）の内部にある場合は，風向の方位ｍ１は放出点が評価点の風上となる 180°が対象となる。	建屋による巻き込みを考慮し，ⅰ）～ⅲ）の条件に該当する方位を選定し，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性がある複数の方位（評価方位は9方位）を対象としている。 建屋による巻き込みを考慮し，「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）」に基づいて複数方位を対象として評価している。 放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。 放出点は建屋に近接しているため，風向の方位は放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。

島根原子力発電所　２号炉

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
・着目方位 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく、図5 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。 具体的には、全16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。 ⅰ）放出点が評価点の風上にあること ⅱ）放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Ｌの拡散領域（図6のハッチング部分）の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。	建物による巻き込みを考慮し，ⅰ）～ⅲ）の条件に該当する方位を選定し，建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。 放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。 放出点から放出された放射性物質が，建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の方位を対象としている。ただし，放出点が 0.5L の拡散領域の内部にある場合は，放出点が評価点の風上となる 180°を対象としている。

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
iii）建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Ｌの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。 図6及び図7、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。 2）具体的には、図9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。 幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。	図7に示す方法により，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定としている。 「着目方位1)」の方法により，評価対象の方位を選定している。	iii）建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には，図 7 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し，0.5Ｌの拡散領域(図 7 のハッチング部分)の内部にある場合は，風向の方位ｍ２は放出点が評価点の風上となる 180°が対象となる。 図 6 及び図 7 は，断面が円筒形状の建屋を例として示しているが，断面形状が矩形の建屋についても，同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を，図 8 に示す。 2）具体的には，図 9 のとおり，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から，原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。 幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して，気象評価上の方位とのずれによって，評価すべき方位の数が増加することが考えられるが，この場合，幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。	図7に示す方法により，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は9方位)を評価方位として選定している。 「・着目方位　1)」の方法により，評価対象の方位を選定している。	iii）建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Ｌの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。 図6及び図7、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。 2）具体的には、図9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。 幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。	図7に示す方法により，建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定としている。 「着目方位1)」の方法により，評価対象の方位を選定している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
・建屋投影面積 1）図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 2）建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。 3）風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。	原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。 すべての方位について，原子炉建屋の最小投影面積を用いている。 原子炉建屋の地表面からの投影面積を用いている。	・建屋投影面積 1）図 10 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 2）建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし，対象となる複数の方位の投影面積の中で，最小面積を，すべての方位の計算の入力として共通に適用することは，合理的であり保守的である。 3)風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は，方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また，方位によって，代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも，原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。	風向に垂直な原子炉建屋の投影面積を大気拡散式の入力としている。 原子炉建屋の最小投影面積を用いている。 原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。	・建屋投影面積 1）図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 2）建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。 3）風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。	原子炉建物又はタービン建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。 原子炉建物中心放出時及び格納容器フィルタベント系排気管放出時の着目方位については原子炉建物，非常用ガス処理系排気管放出時の着目方位についてはタービン建物の最小投影面積を用いている。 原子炉建物又はタービン建物の地表面から上側の投影面積を用いている。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉の建物配置を考慮 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉の建物配置を考慮
c．相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「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）」[参1]による。	4.2(2)c. → 審査ガイドどおり 相対濃度は，毎時刻の気象項目（風向，風速，大気安定度）及び実効放出継続時間を基に，短時間放出の式を適用し，評価している。 相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。 年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し，97%に当たる値を用いている。 相対濃度及び相対線量の詳細は，「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）」に基づいて評価している。	c．相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は，「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）」(参1）による。	4.2(2)c.→審査ガイドのとおり 相対濃度は，毎時刻の気象項目(風向，風速，大気安定度)及び実効放出継続時間を基に，短時間放出の式を適用し，評価している。 相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線計算モデルに適用し，計算している。 年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて，小さい方から累積し，97%に当たる値を用いている。 相対濃度及び相対線量の詳細は，「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）」に基づいて評価している。	c．相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「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）」[参1]による。	4.2(2)c. → 審査ガイドどおり 相対濃度は，毎時刻の気象項目（風向，風速，大気安定度）及び実効放出継続時間を基に，原子炉建物放出及び格納容器フィルタベント排気管放出の場合は短時間放出の式を適用し，非常用ガス処理系排気管放出の場合は長時間放出の式を適用し，評価している。 相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。 年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し，97%に当たる値を用いている。 相対濃度及び相対線量の詳細は，「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）」に基づいて評価している。	・評価方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，排気筒放出時には気象指針に記載の方法により算出した実効放出継続時間（30 時間）による長時間放出の式を適用している。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
d. 地表面への沈着 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	4.2(2)d. → 審査ガイドどおり 地表面物質への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。 沈着速度については線量目標値評価指針を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4 倍を設定している。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2 及びNRPB-R322 より設定している。	d. 地表面への沈着 放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	4.2(2)d.→審査ガイドのとおり 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。	d. 地表面への沈着 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	4.2(2)d. → 審査ガイドどおり 地表面物質への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。 沈着速度については線量目標値評価指針を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4 倍を設定している。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2 及びNRPB-R322 より設定している。	
e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。	4.2(2)e. → 審査ガイドどおり 中央制御室は外気の取り入れにより陽圧化し，室内への直接流入を遮断できるとして評価している。 中央制御室を陽圧化していない間は，室内へ直接流入するとして評価している。 中央制御室では放射性物質は一様混合するとし，室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。 中央制御室は外気の取り入れにより陽圧化し，室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は，室内へ直接流入するとして評価している。 直接流入量の評価に当たっては，バウンダリ容積を用いて計算している。	e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から，次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は，一様混合すると仮定する。 なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。	4.2(2)e.→審査ガイドのとおり 中央制御室は間欠的に外気取入れ運転運転により外気が取り込まれることを仮定している。また中央制御室非常用循環設備の運転による空気が直接流入することを仮定している。 ブルーム通過中は運転員は中央制御室待避室に待避し、室内を加圧するため外気取入れ及び空気流入はないものとして評価している。 中央制御室内では放射性物質は一様混合するとし，室内で放射性物質は沈着せず，浮遊していると仮定している。 外気取入れによる放射性物質の取り込みについては，中央制御室の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。 空気流入量は中央制御室のバウンダリ体積（容積）を用いてい計算している。	e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。	4.2(2)e. → 審査ガイドどおり 中央制御室は外気の取り入れにより正圧化し，室内への直接流入を遮断できるとして評価している。 中央制御室を正圧化していない間は，室内へ直接流入するとして評価している。 中央制御室では放射性物質は一様混合するとし，室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。 中央制御室は外気の取り入れにより正圧化し，室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は，室内へ直接流入するとして評価している。 直接流入量の評価に当たっては，空気流入率及びバウンダリ容積を用いて計算している。	・運用の相違 【東海第二】 加圧運転中はフィルタを通らない空気の流入を考慮しない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
（３）線量評価 a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン） ・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線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン） ・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線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	4.2(3)a. → 審査ガイドどおり 中央制御室におけるクラウドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。 4.2(3)b. → 審査ガイドどおり 中央制御室におけるグランドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。	（３）線量評価 a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン） ・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線量は，空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン） ・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線量は，地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	4.2(3)a.→審査ガイドのとおり 外部被ばく線量については，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 中央制御室の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。 4.2(3)b.→審査ガイドのとおり 中央制御室の運転員のグランドシャインによる外部被ばくについては，建屋による遮蔽効果を考慮している。	（３）線量評価 a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン） ・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線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン） ・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線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	4.2(3)a. → 審査ガイドどおり 中央制御室におけるクラウドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。 4.2(3)b. → 審査ガイドどおり 中央制御室におけるグランドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
c．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。	4.2(3)c. → 審査ガイドどおり 中央制御室における内部被ばく線量については，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。 中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。 マスクの着用を考慮して評価している。また，マスクを着用しない場合についても評価している。	c．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は，室内の空気中時間積分濃度，呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は，マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。	4.2(3)c.→審査ガイドのとおり 中央制御室内における内部被ばくについては，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 中央制御室内では室内で放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。 事象発生から3時間及び入退域時にマスクを着用することとした。	c．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。	4.2(3)c. → 審査ガイドどおり 中央制御室における内部被ばく線量については，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。 中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。 マスクの着用を考慮して評価している。また，マスクを着用しない場合についても評価している。	
d．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	4.2(3)d. → 審査ガイドどおり 中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については，空気中濃度及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。	d．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，c 項の内部被ばく同様，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	4.2(3)d.→審査ガイドのとおり 中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部被ばくについては，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 中央制御室で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。	d．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	4.2(3)d. → 審査ガイドどおり 中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については，空気中濃度及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。	

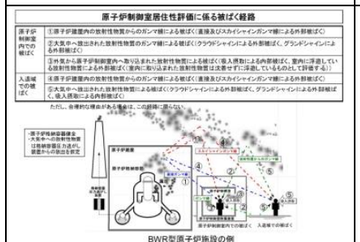
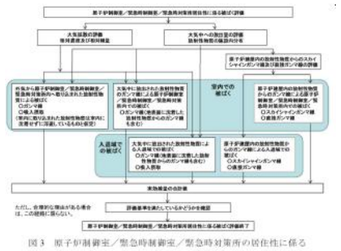
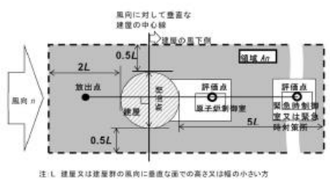
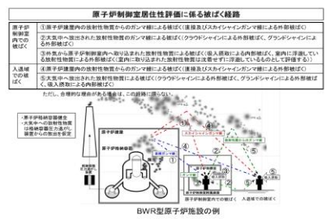
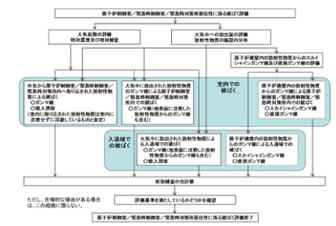
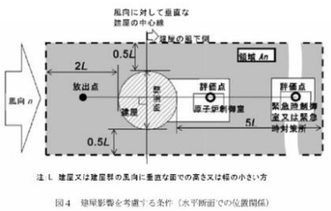
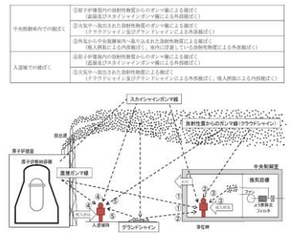
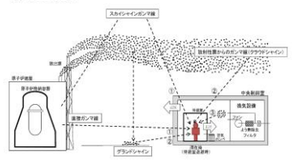
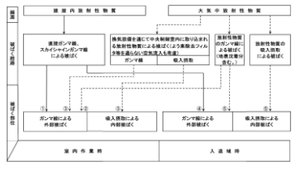
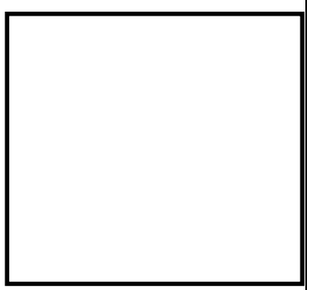
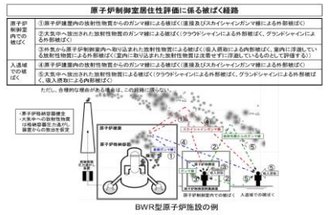
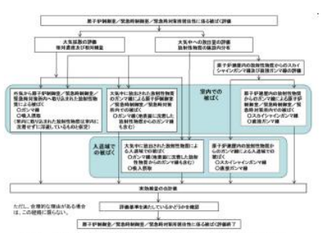
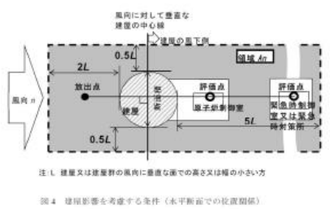
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン） ・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線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)e. → 審査ガイドどおり 入退域におけるクラウドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果を考慮し評価している。	e.　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン） ・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線量は，空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)e.→審査ガイドのとおり 外部被ばく線量については，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。	e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン） ・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線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)e. → 審査ガイドどおり 入退域におけるクラウドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果を考慮し評価している。	
f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グランドシャイン） ・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線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)f. → 審査ガイドどおり 入退域でのグランドシャイン線量については，地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。	f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グランドシャイン） ・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線量は，地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)f.→審査ガイドのとおり 入退域時の運転員のグランドシャインによる外部被ばくについては，地表沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。考慮している。	f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グランドシャイン） ・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線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)f. → 審査ガイドどおり 入退域でのグランドシャイン線量については，地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。	
g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。	4.2(3)g. → 審査ガイドどおり 入退域での内部被ばくについては空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。 入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。	g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は，入退域での空気中時間積分濃度，呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。	4.2(3)g.→審査ガイドのとおり 入退域時の運転員の内部被ばくについては，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 マスク着用を考慮する場合は事象発生から3時間及び入退域時にマスクを着用することとした。	g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。	4.2(3)g. → 審査ガイドどおり 入退域での内部被ばくについては空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。 入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。	
h. 被ばく線量の重ね合わせ ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。	4.2(3)h. → 審査ガイドどおり 6号炉，7号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定した場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，本被ばく評価においては，片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定して評価している。	h. 被ばく線量の重ね合わせ ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合，全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが，各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して，その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や，原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した，より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。	4.2(3)h.→複数原子炉施設は設置されていないため考慮しない	h. 被ばく線量の重ね合わせ ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。	4.2(3)h. → 審査ガイドどおり 複数の原子炉施設の設置変更許可申請を実施していない為考慮しない。	・申請号炉数の相違【柏崎 6/7】

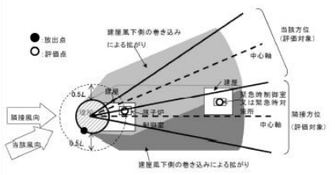
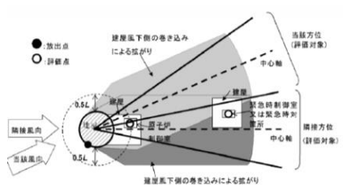
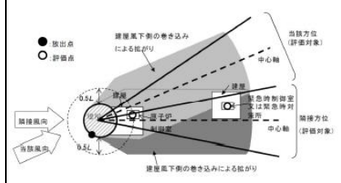
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
４．３ 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等 （１）ソースターム a．原子炉格納容器内への放出割合 ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 b．原子炉格納容器内への放出率 ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 （２）非常用電源 非常用電源の作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。	4.3(1)→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定 4.3(1)a. → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。 希ガス類，よう素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類及び La 類を考慮している。 よう素の性状については，R.G.1.195 を参照している。 4.3(1)b. → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。 4.3(2) → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。	４．４ 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等 （１）ソースターム a．原子炉格納容器への放出割合 ・原子炉格納容器への放出割合は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定する。 ・希ガス類，ヨウ素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類，及び La 類を考慮する。 ・なお格納容器への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の形状を適切に考慮する。 （２）非常用電源 非常用電源の作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 ただし，代替交流電源からの給電を考慮する場合は，給電までに要する余裕時間を見込むこと	4.4(1)→審査ガイドのとおり 4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。 希ガス類，ヨウ素類，Cs類，Te類，Ba類，Ru類，Ce類，及びLa類を考慮している。 よう素の性状については，R.G.1.195を参照している。 4.4(2)→審査ガイドのとおり 4.1(2)aで選定した事故シーケンスと同じ電源条件を設定している。なお，ソースターム条件設定に当たり，代替電源からの給電に要する時間を考慮している。	４．３ 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等 （１）ソースターム a．原子炉格納容器内への放出割合 ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 b．原子炉格納容器内への放出率 ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 （２）非常用電源 非常用電源の作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。	4.3(1)→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定 4.3(1)a. → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。 希ガス類，よう素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類及び La 類を考慮している。 よう素の性状については，R.G.1.195 を参照している。 4.3(1)b. → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。 4.3(2) → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。	

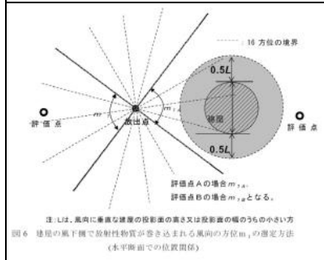
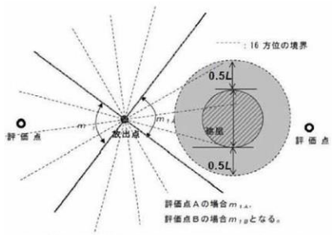
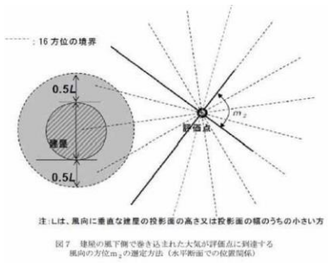
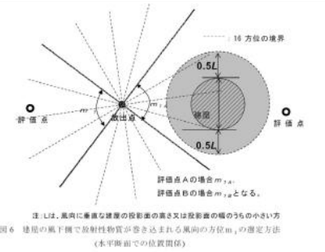
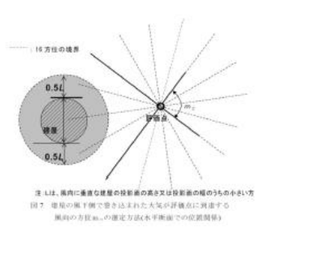
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
（３）沈着・除去等 a．非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR） 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.3(3)a. → 審査ガイドどおり 非常用ガス処理系の作動時間については，事故発生から40 分後（非常用ガス処理系排風機起動30 分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間10 分）として評価している。	（３）沈着・除去等 a．非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR) 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の動作については4.1(2)ａで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.4(3)a→審査ガイドのとおり 4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の作動を設定している。	（３）沈着・除去等 a．非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR） 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.3(3)a. → 審査ガイドどおり 非常用ガス処理系の作動時間については,事故発生から70分後(非常用ガス処理系排気ファン起動60分+非常用ガス処理系排気ファン起動から原子炉建物負圧達成時間10分）として評価している。	
b．非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。	4.3(3)b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。	b．非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	4.4(3)b→審査ガイドのとおり 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタ効率は期待しない。	b．非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	4.3(3)b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。	
c．原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.3(3)c. → 審査ガイドどおり 格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。	c.原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については 4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.4(3)c→審査ガイドのとおり 格納容器スプレイの作動については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。	c．原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.3(3)c. → 審査ガイドどおり 格納容器スプレイの作動については,4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。	
d．原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。	4.3(3)d. → 審査ガイドどおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については，MAAP解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率は，CSE実験に基づき9.0×10^{-4}[1/s]（上限DF=200）と設定している。 無機よう素のサプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は，Standard Review Plan6.5.5に基づき10と設定している。	d.原子炉格納容器内への自然沈着 原子炉格納容器内への自然沈着率については，実験などから得られた適切なモデルを基に設定する。	4.4(3)d→審査ガイドのとおり 格納容器内への自然沈着率については，CSE実験による知見を反映したモデルとしている。	d．原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。	4.3(3)d. → 審査ガイドどおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については，ＭＡＡＰ解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内での沈着による除去係数は，ＣＳＥ実験に基づき9.0×10^{-4}[1/s]（上限ＤＦ=200）と設定している。 無機よう素のサプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は，Standard Review Plan6.5.5に基づき5と設定している。	・設計の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は MARK-Ⅰの除去係数を適用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
e．原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。	4.3(3)e．→ 審査ガイドどおり 4.1(2)a.選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。	e.原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.4(3)e→審査ガイドのとおり 原子炉格納容器漏えい率については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。	e．原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。	4.3(3)e．→ 審査ガイドどおり 4.1(2)a.選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。	・評価方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，排気筒放出時の実効放出継続時間を気象指針に記載されている方法で算出し 30 時間としている。
f．原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。	4.3(3)f．→ 審査ガイドどおり 可搬型陽圧化空調機の起動時間については，可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを3 時間として評価している。	f.原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。	4.4(3)f→審査ガイドのとおり 中央制御室非常用循環設備の起動時間については全交流動力電源喪失祖想定した遅れを有効性評価で設定した2時間として評価した。	f．原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。	4.3(3)f．→ 審査ガイドどおり 中央制御室換気系の起動時間については，全交流動力電源喪失を想定した遅れを２時間として評価している。	
（4）大気拡散 a．放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。	4.3(4)a．→ 審査ガイドどおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に１時間としている。	（4）大気拡散 a．放出開始時刻及び放出継続時間 ・放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.4(4)a.→審査ガイドのとおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。 放射性物質の大気中への放出継続時間は，保守的に1時間としている。	（4）大気拡散 a．放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。	4.3(4)a．→ 審査ガイドどおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に原子炉建物中心放出時又は格納容器フィルタベント系排気管放出時の場合を1時間，非常用ガス処理系排気管放出時の場合を30時間としている。	
b．放出源高さ 放出源高さは、4.1（2）a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。	4.3(4)b．→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは，放出源ごとに設定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。	b．放出源高さ 放出源高さは，4.1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，放出エネルギーを考慮してもよい。	4.4(4)b.→審査ガイドのとおり 放出源高さは，地上放出を仮定する。放出エネルギーは考慮していない。	b．放出源高さ 放出源高さは、4.1（2）a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。	4.3(4)b．→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは，放出源ごとに設定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
（５）線量評価 a.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。	4.3(5)a. → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの解析結果を基に，想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし，事故後 1 日ごとの積算線源強度を 7 日目まで計算している。 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード，スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を ANISN コード及び G33-GP2R コードで計算している。また，格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量も評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード，スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードで計算している。	（５）線量評価 a．原子炉建屋内の 放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。	4.4(5)a→審査ガイドのとおり 4.1(2)aで選定した事故シーケンスの解析結果を基に，想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等），遮蔽構造（原子炉建屋外部遮蔽構造，中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接ガンマ線による外部被ばく線量をＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコード，スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をＡＮＩＳＮコード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードで計算している。	（５）線量評価 a.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。	4.3(5)a. → 審査ガイドどおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの解析結果を基に，想定事故時に原子炉建物内に放出された放射性物質を設定し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 原子炉建物内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし，事故後 1 日ごとの積算線源強度を 7 日目まで計算している。 原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，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，地形条件等から評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量をＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコード，スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をＡＮＩＳＮコード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードで計算している。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では FCVS 格納槽は地下に設置し，十分な遮蔽を設けるため線源として考慮していない
b.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。	4.3(5)b. → 審査ガイドどおり 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は，4.3(5)a.と同様の条件で計算している。	b.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は，上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度，原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，上記 a と同様に設定する。	原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は，4.3(5)aと同様の計算している。	b.原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。	4.3(5)b. → 審査ガイドどおり 原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は，4.3(5)a.と同様の条件で計算している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
 図１　原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路  図３　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順  注：L　建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 図４　建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）	図１ → 審査ガイドどおり 図３ → 審査ガイドどおり 図４ → 審査ガイドどおり	 図１　原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路  図３　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順  注：L　建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 図４　建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）	 (2) 待避室待避時  図 1→審査ガイドのとおり  図3→審査ガイドのとおり  図4，図5→審査ガイドのとおり	 図１　原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路  図３　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順  注：L　建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 図４　建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）	図１ → 審査ガイドどおり 図３ → 審査ガイドどおり 図４ → 審査ガイドどおり	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
 図5　建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	図５ → 審査ガイドどおり	 図5　建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	 図4，図5→審査ガイドのとおり  図4，図5→審査ガイドのとおり  図4，図5→審査ガイドのとおり	 図5　建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	図５ → 審査ガイドどおり	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図６　建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 （水平断面での位置関係） 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図７　建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する 風向の方位m_2の選定方法（水平断面での位置関係）	図６ → 審査ガイドどおり 図７ → 審査ガイドどおり	 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図６　建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 （水平断面での位置関係）  注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図７　建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する 風向の方位m_2の選定方法（水平断面での位置関係）		 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図６　建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 （水平断面での位置関係）  注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図７　建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する 風向の方位m_2の選定方法（水平断面での位置関係）	図６ → 審査ガイドどおり 図７ → 審査ガイドどおり	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）		東海第二発電所（2018.9.18 版）		島根原子力発電所　２号炉		備考
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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況	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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況	
			 図 6，図 7→審査ガイドのとおり  図 6，図 7→審査ガイドのとおり  図 6，図 7→審査ガイドのとおり			

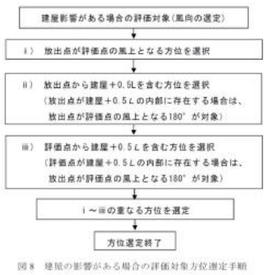
<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>
<table>
<tr><th>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</th><th>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</th></tr>
<tr><td> 

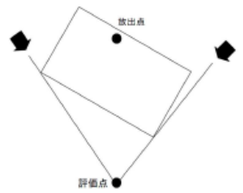
図８　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</td><td>図８ → 審査ガイドどおり</td></tr>
<tr><td> 

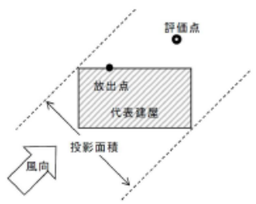
図９　評価対象方位の設定</td><td>図９ → 審査ガイドどおり</td></tr>
<tr><td> 

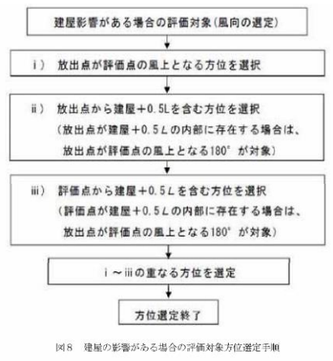
図 10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方</td><td>図 10 → 審査ガイドどおり</td></tr>
</table>
</td>
<td>
<table>
<tr><th>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</th><th>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</th></tr>
<tr><td> 

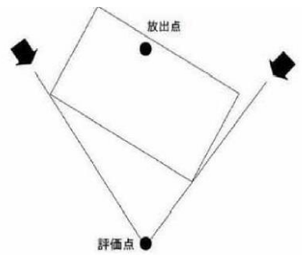
図８　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</td><td>図８ → 審査ガイドどおり</td></tr>
<tr><td> 

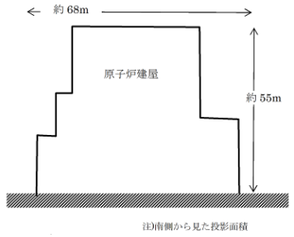
図９　評価対象方位の選定</td><td> 

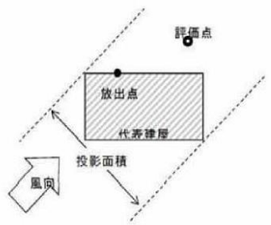
図 9, 図 10→審査ガイドのとおり</td></tr>
<tr><td> 

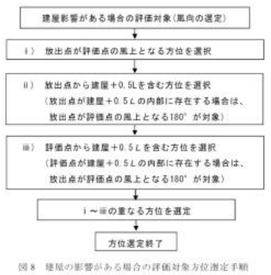
図10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方</td><td></td></tr>
</table>
</td>
<td>
<table>
<tr><th>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</th><th>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</th></tr>
<tr><td> 

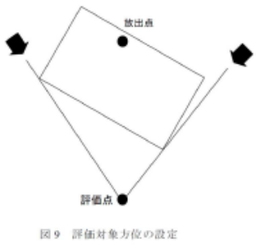
図８　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</td><td>図８ → 審査ガイドどおり</td></tr>
<tr><td> 

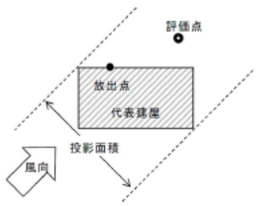
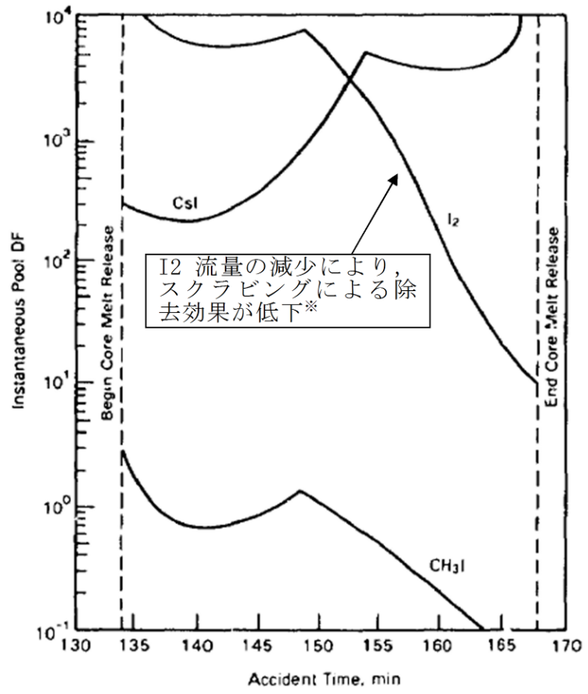
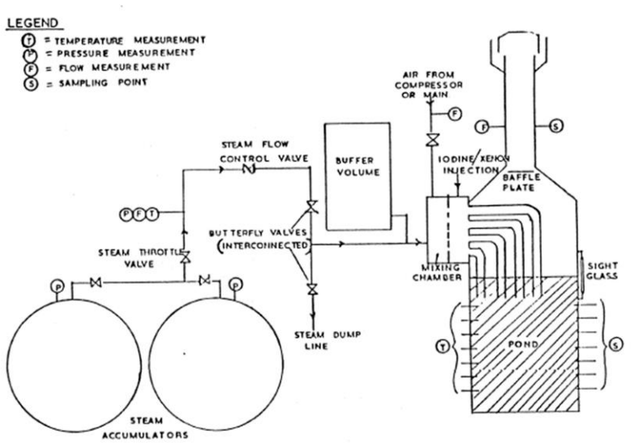
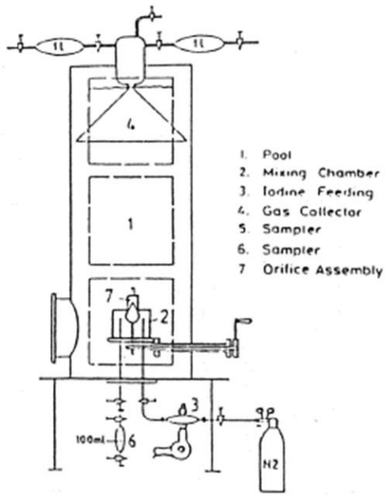
図９　評価対象方位の設定</td><td>図９ → 審査ガイドどおり</td></tr>
<tr><td> 

図 10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方</td><td>図 10 → 審査ガイドどおり</td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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　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）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（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（抜粋参照）に基づくものであり，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.		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉も同様の条件を用いて評価している。Standard Review Plan 6.5.5 に基づき Mark-Ⅰに対する DF5 を用いている。(表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（3/5）参照)

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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（Ｉ２），粒子状よう素（Ｃｓ Ｉ）及び有機よう素（ＣＨ３Ｉ）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.		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉も同様の条件を用いて評価している。Standard Review Plan 6.5.5 に基づき Mark-Ⅰに対する DF5 を用いている。(表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（3/5）参照)

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 Ｉ２ flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate(and incoming Ｉ２ 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		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉も同様の条件を用いて評価している。 Standard Review Plan 6.5.5 に基づき Mark-Ⅰに対する DF5 を用いている。(表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（3/5）参照)

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉も同様の条件を用いて評価している。Standard Review Plan 6.5.5 に基づき Mark-Ⅰに対する DF5 を用いている。(表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（3/5）参照)

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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

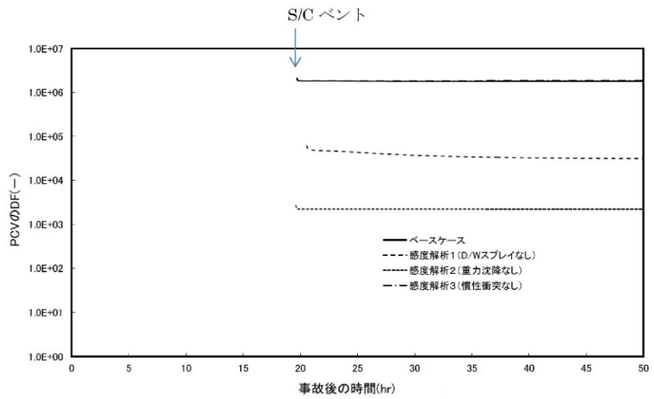
Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO_2 Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu_2O_3 CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I_2	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I_2	20 - 300 000

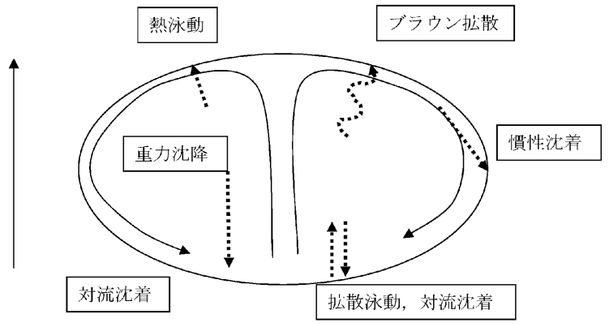
* Only one test performed.

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉も同様の条件を用いて評価している。Standard Review Plan 6.5.5 に基づき Mark-Ⅰに対する DF5 を用いている。(表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（3/5）参照)

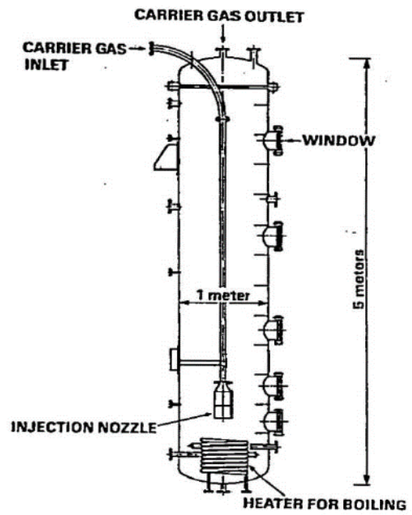
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	4　原子炉格納容器内での除去効果について ＭＡＡＰにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として，沈着，サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また，沈着については，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，核分裂生成物（以下「ＦＰ」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第５部　ＭＡＡＰ」（抜粋）参照） 「重大事故等対策の有効性評価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。		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉も除去効果をＭＡＡＰ内で考慮しており，解析コードで説明している通りである。また，沸騰によるスクラビングへの影響については，有効性評価の補足説明資料 13 で説明している。

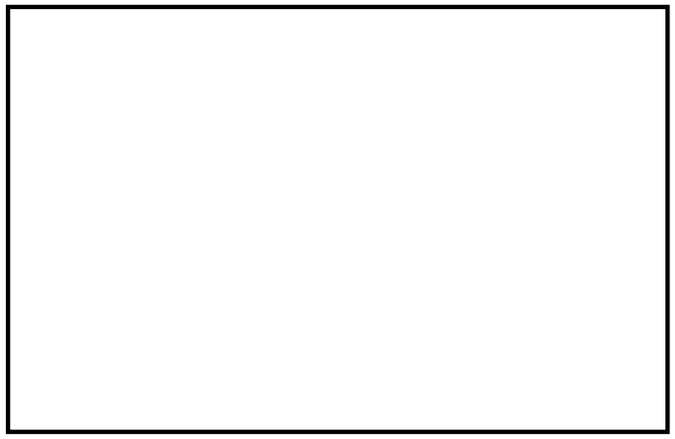
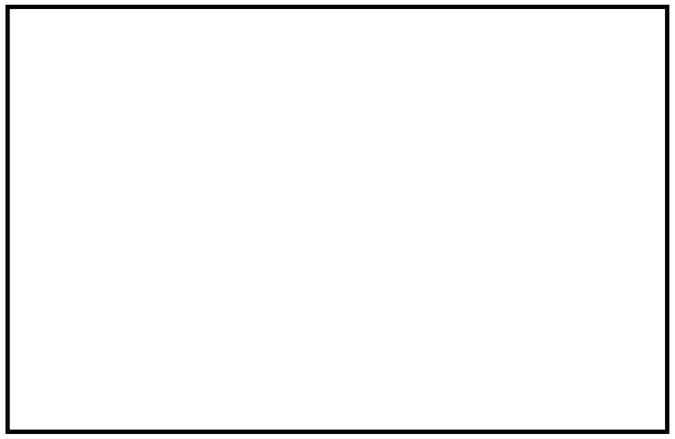
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体，エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のＦＰ輸送モデル概要を図 3.3-15 に示す。 エアロゾルの沈着の種類としては，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，ＦＰガス凝縮，ＦＰガス再蒸発を模擬している。なお，沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。 重力沈降は，Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から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。		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉も除去効果をＭＡＡＰ内で考慮しており，解析コードで説明している通りである。また，沸騰によるスクラビングへの影響については，有効性評価の補足説明資料 13 で説明している。

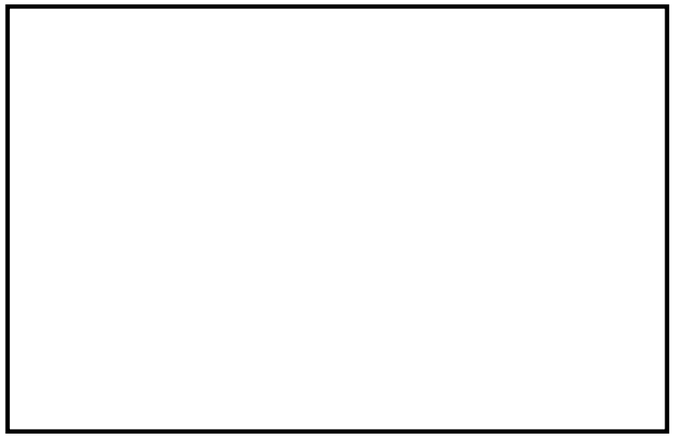
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	1.　沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため，感度解析を行った。解析結果を第 4－1 図に示す。なお，感度解析では，以下の式により原子炉格納容器内の除去効果（除染係数（以下「ＤＦ」という。））を算出している。 原子炉格納容器内ＤＦ＝原子炉格納容器内へのＣｓＩ放出割合／ベントラインから大気へのＣｓＩ放出割合  第 4－1 図　エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果 （感度解析結果） 第 4－1 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。		・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉も除去効果をＭＡＡＰ内で考慮している。東海第二は個別の除去効果に関する感度解析を実施。

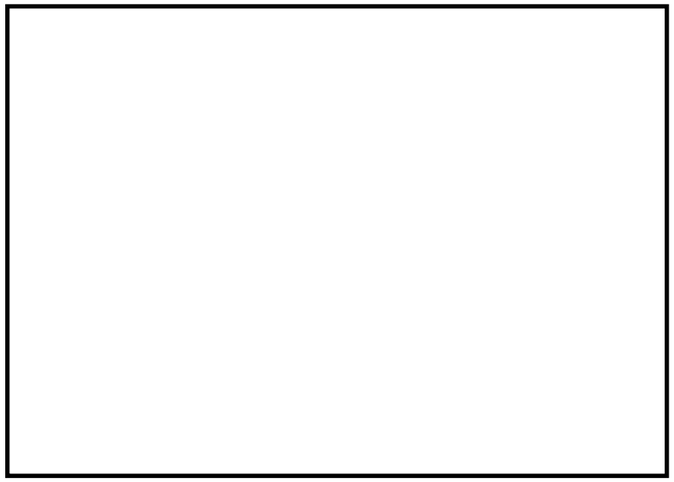
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	2.　サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 (1)　スクラビング効果について スクラビングは，エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合，気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは，プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。 (2)　ＭＡＡＰ解析上の扱いについて スクラビングによる除去効果について，ＭＡＡＰ解析ではスクラビング計算プログラム（ＳＵＰＲＡコード）により計算されたＤＦ値のデータテーブルに，プール水深，エアロゾルの粒子径，キャリアガス中の水蒸気割合，格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。 ＳＵＰＲＡコードでは，スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており，気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度），初期気泡生成時のＤＦ，気泡上昇時のＤＦを評価式により与えている。第４－2 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４－2 図　スクラビングによるエアロゾル捕集効果		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

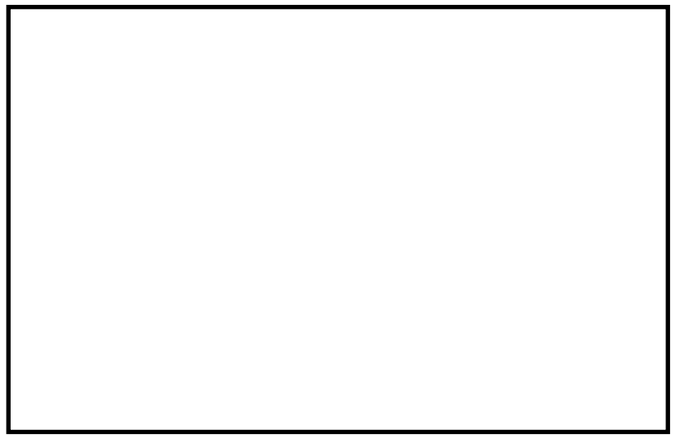
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(3)　ＳＵＰＲＡコードによる計算結果と実験結果の比較について ＳＵＰＲＡコードによる計算結果については，電力共同研究※１にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第 4－1 表及び第 4－3 図に示す。また，試験結果を第 4－4 図から第 4－10 図に示す。 試験結果より，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果と実験結果について，キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるＤＦ値の傾向は概ね一致していることを確認した。 また，粒径［　　］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［　　］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［　］g/cm^3），ＳＵＰＲＡコード：ＣｓＯＨ（密度［　　］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 4－7 図及び第 4－9 図では，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいＤＦ値を示すことが確認できる。 以上より，ＳＵＰＲＡコードにより計算されたＤＦ値を用いることは妥当と考える。 ※1　共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（ＰＨＡＳＥ２）最終報告書　平成５年３月 ※2　実験ではＬＡＴＥＸ粒子を用いているため，その粒径は［　　］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（［　］g／cm^3）の平方根を乗じることにより［　　］に換算する。		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

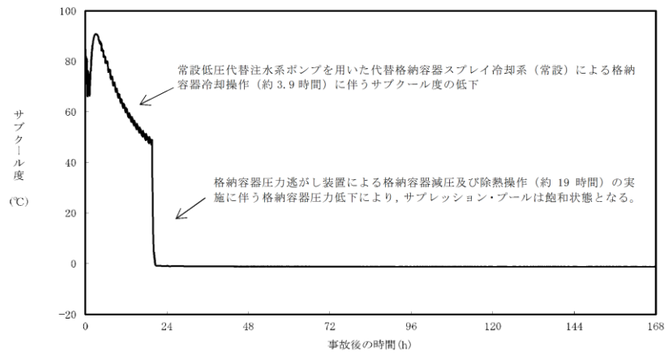
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 4－1 表　試験条件 	Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm) scrubbing depth (meters)	15 2.7	1～15 0～3.8
Hydraulic property	pool water temperature (℃) carrier gas temperature (℃) steam fraction (vol.%) carrier gas flow rate (L/min)	80 150 50 600	20～110 20～300 0～80 300～2000
Aerosol property	particle diameter (μm) material	0.21～1.1 LATEX	0.1～1.9 LATEX,CsI |  第 4－3 図　試験装置の概要		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

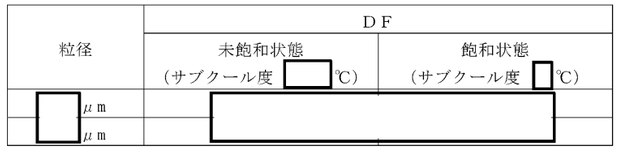
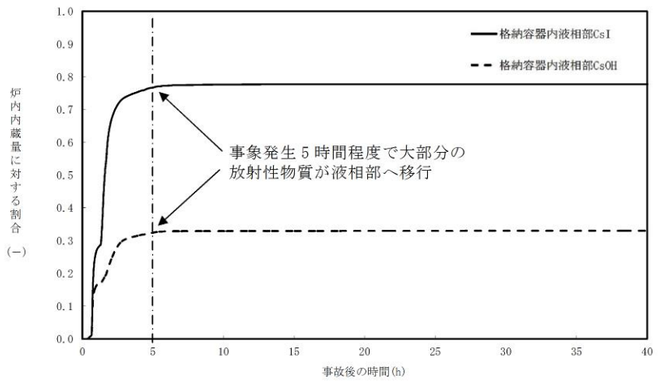
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 4－4 図　キャリアガス流量に対するＤＦの比較  第 4－5 図　プール水温に対するＤＦの比較		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は有効性評価補足説明資料「13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果」にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 4－6 図　水蒸気割合に対するＤＦの比較  第 4－7 図　水蒸気割合に対するＤＦの比較（密度補正）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

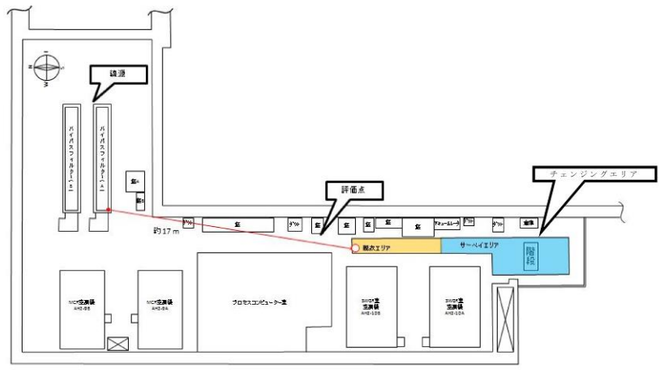
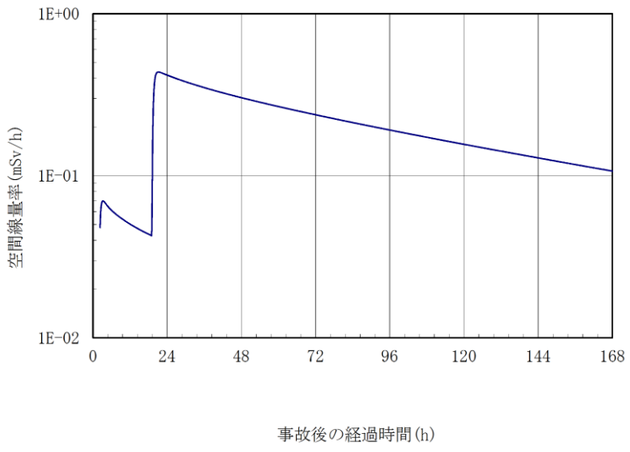
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 4－8 図　スクラビング水深に対するＤＦの比較  第 4－9 図　スクラビング水深に対するＤＦの比較（密度補正）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は有効性評価補足説明資料「13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果」にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 4－10 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 4－11 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 4－2 表及び第 4－3 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 4－3 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 4－12 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		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

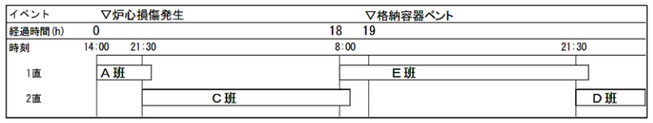
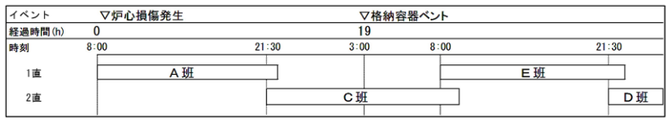
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	ッション・プールの沸騰に伴い液相部中のＣｓＩ，ＣｓＯＨの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし，その場合でも，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のＣｓ－137 放出量（事象発生７日間で約 18TBq）に包絡されると考えられる。 ※2　化合物の辞典　髙本 進・稲本直樹・中原勝儼・山﨑 昶［編集］ 1997 年 11 月 20 日  第 4－11 図　サプレッション・プールのサブクール度の推移 第 4－2 表　評価条件 項目 / 評価条件※ / 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（400kPa［gage］～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） サブクール度 / □℃ / 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 エアロゾルの粒径（半径） / □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 ※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	・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 4－3 表　評価結果   第 4－12 図　原子炉格納容器内液相部中の存在割合		・資料構成の相違 【東海第二】 島根 2 号炉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」にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	10　中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて 中央制御室換気系フィルタの近傍には，中央制御室チェンジングエリアがあるため，フィルタ内に付着した放射性物質からのガンマ線に起因する運転員の身体の汚染検査等に伴う被ばく線量を評価した。 １．考慮する線源 格納容器ベント実施に伴い放出される放射性物質のうち希ガス類はフィルタ装置に取り込まれず，中央制御室換気系の粒子用高効率フィルタ及びよう素チャコールフィルタ内には放射性物質が取り込まれる。 取り込まれる放射性物質のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量は第 10－1 表のとおりであり，希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。したがって，よう素チャコールフィルタに取り込まれたよう素が支配的な線源となる。 上記のことから，よう素チャコールフィルタ内のよう素に起因するガンマ線による影響を評価した。 なお，よう素チャコールフィルタに流入するよう素は，その全量がフィルタ内に取り込まれるものとし，よう素はフィルタ内に一様に分布するものとした。 第 10－1 表 炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量 大気放出量（Bq） 希ガス類：約 9.0×10^{18} よう素類：約 1.0×10^{16} ＣｓＯＨ類：約 3.8×10^{13} Ｓｂ類：約 4.5×10^{12} TeO_2類：約 3.7×10^{13} ＳｒＯ類：約 2.0×10^{13} ＢａＯ類：約 2.0×10^{13} MoO_2類：約 6.9×10^{12} CeO_2類：約 4.3×10^{12} La_2O_3類：約 1.2×10^{12}		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉の中央制御室換気系フィルタは，廃棄物処理建物２Ｆに設置されており，中央制御室チェンジングエリアに対し十分な距離や遮蔽が期待できるため，影響はない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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．　評価点 チェンジングエリアの中でよう素フィルタに最も近い点を評価点として選定した。線源と評価点との位置関係を第 10－1 図に示す。  第 10－1 図 線源，チェンジングエリア及び評価点の位置関係 ３．評価コード 評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ2Ｒコードを用いた。 ４．評価結果 評価点における空間線量率の推移を第 10－2 図に示す。チェンジングエリア内の線量率は最大で約 0.4mSv／h である。  第 10－2 図 チェンジングエリアの空間線量率の推移		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉の中央制御室換気系フィルタは，廃棄物処理建物２Ｆに設置されており，中央制御室チェンジングエリアに対し十分な距離や遮蔽が期待できるため，影響はない。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	13　運転員の勤務体系について 炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は，実態の勤務形態（5 直 2 交替）に基づき設定した。被ばく評価においては，事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に，勤務スケジュール上，最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。また，班当たりの線量が高くなる場合には，被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものとし評価を行った。 （1）中央制御室居住性評価で想定する勤務形態 被ばく評価の勤務形態については，事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響の大きくなることから，勤務スケジュール上，最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。 想定する勤務体系は第 13－1 表に示すとおりである。また，事故発生直後に滞在している班（A班）は，線量が高くなることから，被ばくの平準化のため，2 日目以降は，A班の代わりに日勤業務の班（E班）が滞在するものとし評価を行った。なお，入退域時の被ばく評価については，入退域（片道）に必要な時間を 15 分とし評価を行った。 第 13－1 表　想定する勤務体系 中央制御室の滞在時間 1 直：8:00～21:45 2 直：21:30～8:15 日勤業務：— 1 日目 / 2 日目 / 3 日目 / 4 日目 / 5 日目 / 6 日目 / 7 日目 A班：1 直 B班：1 直 / 1 直 / 2 直 / 2 直 C班：2 直 / 1 直 / 1 直 D班：2 直 / 2 直 / 1 直 E班：1 直 / 2 直 / 2 直		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は通常の勤務形態である４直２交代を仮定して評価を行っている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合 格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなることから，ベント実施直前に交替し，ベント実施時に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（Ｅ班がベント実施時に滞在する場合）を想定し，以下の勤務スケジュールで評価を行った。  ②事故発生直後に滞在時間が最長となる場合 事故発生直後（事象発生から 2 時間）は換気系が停止していることから被ばくの影響が大きくなることから，事故発生時に交替し，事故発生直後に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（Ａ班が事故発生直後に滞在する場合）を想定し，以下の勤務スケジュールで評価を行った。  (2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果 (1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 13－2 表及び第 13－3 表に，事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第 13－4 表及び第 13－5 表示す。この結果，最も被ばく線量が大きくなるのは，事故発生直後に滞在時間が最長となる場合のＡ班であり，実効線量は約 60mSv となった。	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は通常の勤務形態である４直２交代を仮定して評価を行っている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 13－2 表　格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の被ばく評価結果（マスクを考慮）

（mSv）

	１日目	２日目	３日目	４日目	５日目	６日目	７日目	合計
A 班	約 5.9×10^{1}							約 5.9×10^{1}
B 班			約 1.3×10^{1}	約 9.9×10^{0}		約 5.7×10^{0}	約 4.8×10^{0}	約 3.4×10^{1}
C 班	約 2.2×10^{1}				約 7.9×10^{0}	約 6.5×10^{0}		約 3.7×10^{1}
D 班		約 1.5×10^{1}	約 1.1×10^{1}				約 7.8×10^{0}	約 3.4×10^{1}
E 班		約 4.4×10^{1}		約 8.5×10^{0}	約 6.9×10^{0}			約 6.0×10^{1}

第 13－3 表　格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（Ｅ班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量（mSv）
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.5×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.4×10^{1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.3×10^{1}
	（内訳）　内部被ばく	約 2.2×10^{0}
	外部被ばく	約 1.0×10^{1}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.9×10^{0}
	小　　計　（①＋②＋③）	約 3.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 5.9×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.8×10^{-2}
	（内訳）　内部被ばく	約 4.6×10^{-3}
	外部被ばく	約 1.3×10^{-2}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{1}
	小　　計　（④＋⑤）	約 2.7×10^{1}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 6.00×10^{1}

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は通常の勤務形態である４直２交代を仮定して評価を行っている

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 13－4 表　事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の被ばく評価結果（マスクを考慮）

（mSv）

	１日目	２日目	３日目	４日目	５日目	６日目	７日目	合計
A 班	約 6.0×10^{1}							約 6.0×10^{1}
B 班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C 班	約 4.0×10^{1}				約 7.5×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D 班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E 班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

第 13－5 表　事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班
（A班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量（mSv）
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 9.6×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.6×10^{1}
	（内訳）　内部被ばく	約 4.0×10^{1}
	外部被ばく	約 5.3×10^{0}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.7×10^{0}
	小　　計　（①＋②＋③）	約 5.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 6.9×10^{-3}
	（内訳）　内部被ばく	約 1.3×10^{-3}
	外部被ばく	約 5.6×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 8.0×10^{0}
	小　　計　（④＋⑤）	約 8.3×10^{0}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 6.04×10^{1}

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は通常の勤務形態である４直２交代を仮定して評価を行っている

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所 ６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
59-12 非常用ガス処理系に流入する水素濃度について		59-12 非常用ガス処理系に流入する水素濃度について	・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
非常用ガス処理系に流入する水素濃度について １．　概要 重大事故等時に非常用ガス処理系（以下「SGTS」という）に流入する水素濃度を，保守的な条件での物質収支計算により評価する。 ２．　評価 水素濃度の評価方法を以下に示す。計算結果は保守側に処理した値を記載している。 なお、評価モデル（概念図）を図 59-12-1，評価に用いた条件を表 59-12-1 に示す。 ・原子炉格納容器（以下「PCV」という）から原子炉建屋へ漏えいする気体の条件として，PCV内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡した温度，圧力，水素量及び格納容器漏えい率を想定し、次式によりPCV から原子炉建屋への漏えい量W_{pcv}[m^3/s]を評価する。 $W_{pcv}=V_{pcv}\times\frac{\gamma}{100\times24\times3600}\times\frac{P_{pcv}}{T_{pcv}}\times\frac{T_{sgts}}{P_{sgts}}=13310\times\frac{1.5}{100\times24\times3600}\times\frac{721}{473.15}\times\frac{350.15}{101.325}$ $=0.0122\,[m^3/s]$ ・SGTS 起動前は，PCV から漏えいしたガスは全て原子炉建屋オペレーティングフロア内にとどまるものと仮定し，次式により原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度α_{h_rb}[%]を評価する。 $\alpha_{h_rb}=\alpha_{h_pcv}\times\frac{P_{pcv}\times V_{pcv}/T_{pcv}}{P_{rb}\times V_{rb}/T_{rb}}\times\frac{\gamma}{100\times24\times3600}\times T_1\times60$ $=33\times\frac{721\times13310/473.15}{101.325\times36100/350.15}\times\frac{1.5}{100\times24\times3600}\times30\times60$ $=0.03[\%]$		非常用ガス処理系に流入する水素濃度について １．　概要 重大事故等時に非常用ガス処理系（以下「SGT」という）に流入する水素濃度を，保守的な条件での物質収支計算により評価する。 ２．　評価 水素濃度の評価方法を以下に示す。計算結果は保守側に処理した値を記載している。 なお，評価モデル（概念図）を図 59－12－1，評価に用いた条件を表 59－12－1 に示す。 ・原子炉格納容器（以下「PCV」という）から原子炉建物へ漏えいする気体の条件として，PCV内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡した温度，圧力，水素量及び格納容器漏えい率を想定し，次式によりPCV から原子炉建物への漏えい量W_{pcv}[m^3/s]を評価する。 $W_{pcv}=\Theta_{2F}\times V_{pcv}\frac{\gamma}{100\cdot24}\frac{P_{pcv}}{T_{pcv}}\frac{T_{sgt}}{P_{sgt}}$ ・SGT 起動前は，PCV から漏えいしたガスは全て原子炉建物２階にとどまるものと仮定し，次式により原子炉建物２階の水素濃度α_{h_rb}[%]を評価する。 $\alpha_{h_2F}=\Theta_{2F}\times\alpha_{h_pcv}\frac{\frac{P_{pcv}V_{pcv}}{T_{pcv}}}{\frac{P_{2F}V_{2F}}{T_{2F}}}\frac{\gamma}{100\cdot24}\cdot X$	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・SGTS 起動後は，PCV から原子炉建屋に漏えいした気体は全て直接SGTS に流入するものとし，SGTS の吸込流量が合計で2000m³/h（定格流量）となるように原子炉建屋オペレーティングフロアからの流入量を設定する。PCV 内と原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度から，次式によりSGTS に流入する水素濃度 α_{h_sgts}[%]を評価する。 $\alpha_{h\_sgts}=\frac{W_{pcv}\times\alpha_{h\_pcv}+(W_{sgts}-W_{pcv})\times\alpha_{h\_rb}}{W_{sgts}}=\frac{0.0122\times33+(0.556-0.0122)\times0.03}{0.556}$ $=0.8[\%]$		・SGT 起動後は，PCV から原子炉建物に漏えいした気体は全て直接SGT に流入するものとし，SGT の吸込流量が合計で4,400m³/h（定格流量）となるように原子炉建物２階からの流入量を設定する。PCV 内と原子炉建物２階内の水素濃度から，次式によりSGT に流入する水素濃度 α_{h_sgt}[%]を評価する。 $\alpha_{h\_sgt}=\frac{W_{pcv}\cdot\alpha_{h\_PCV}+(W_{sgt}-W_{pcv})\cdot\alpha_{h\_2F}}{W_{sgt}}$	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設備仕様の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

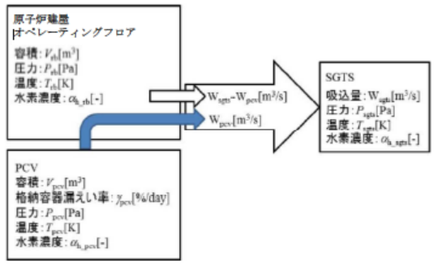


図 59-12-1　評価モデル

表 59-12-1　評価に用いた条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
PCV 容積	V_{pcv}	13310	m³	設計値
PCV 内圧力	P_{pcv}	721	kPa[abs]	PCV 限界圧力
PCV 内温度	T_{pcv}	473.15	K	PCV 限界温度
PCV 漏えい率	γ	1.5	%/day	上記の圧力・温度に基づく漏えい率に余裕をみた値
原子炉建屋オペレーティングフロア内体積	V_{rb}	36100	m³	低減率 0.85 として算出した容積
原子炉建屋オペレーティングフロア内圧力	P_{rb}	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建屋オペレーティングフロア内温度	T_{rb}	350.15	K	重大事故等時に想定している温度
PCV 内水素濃度	α_{h_pcv}	33	%	燃料有効部被覆管が全てジルコニウム－水反応した場合の水素量発生を想定(約 1600kg)
SGTS 吸込流量	W_{sgts}	0.556	m³/s	設計値（定格流量）
SGTS 内圧力	P_{sgts}	101.325	kPa[abs]	大気圧
SGTS 内温度	T_{sgts}	350.15	K	原子炉建屋オペレーティングフロア内空気を吸い込むため同温を想定
SGTS 起動時刻	T_1	30	min	想定起動時刻

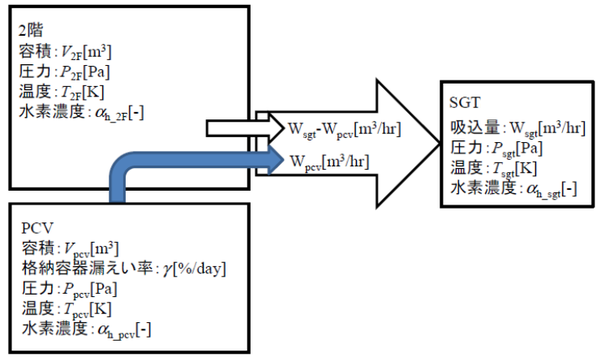


図 59－12－1　評価モデル

表 59－12－1　評価に用いた条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
逃がし安全弁搬出ハッチの周長割合	Θ_{2F}		－	－
PCV 容積	V_{pcv}	12,600	m³	設計値
PCV 内圧力	P_{pcv}	954.504	kPa[abs]	PCV 限界圧力
PCV 内温度	T_{pcv}	473.15	K	PCV 限界温度
PCV 漏えい率	γ	1.3	%/day	上記の圧力・温度に基づく漏えい率に余裕をみた値
原子炉建物２階体積	V_{rb}	3902.7	m³	低減率 0.85 として算出した容積
原子炉建物２階圧力	P_{rb}	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建物２階温度	T_{rb}	339.15	K	重大事故等時に想定している温度
PCV 内水素濃度	α_{h_pcv}	17	%	燃料有効部被覆管が全てジルコニウム－水反応した場合の水素量発生を想定(約 1000kg)
SGT 吸込流量	W_{sgt}	4400	m³/h	設計値（定格流量）
SGT 内圧力	P_{sgt}	101.325	kPa[abs]	大気圧
SGT 内温度	T_{sgt}	339.15	K	原子炉建物２階空気を吸い込むため同温を想定
SGT 起動時刻	X	1	h	想定起動時刻

・設備の相違
【柏崎 6/7】
設備仕様の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 SGTS 起動前はPCV からの漏えいにより原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度が上昇するが，SGTS 起動直前における原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度は0.03%程度となった。その値をもとにSGTS に流入する水素濃度を評価した結果，約0.8%となり，保守的な条件においても水素が燃焼する濃度である4%を十分に下回ることを確認した。		３．評価結果 SGT 起動前はPCV からの漏えいにより原子炉建物２階の水素濃度が上昇するが，SGT 起動直前における２階の水素濃度は0.02%程度となった。その値をもとにSGT に流入する水素濃度を評価した結果，約0.03%となり，保守的な条件においても水素が燃焼する濃度である4%を十分に下回ることを確認した。	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
４．解析条件の変化による影響の考察 (1) SGTS 起動時刻 SGTS 起動時刻の感度評価として，40分後に起動した場合を想定する。SGTS 起動時刻はSGTS起動前までに原子炉建屋オペレーティングフロア内に溜まる水素量に影響するが，40分に後ろ倒しした場合でも原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度は0.03%にしかならず，影響は微少である。		４．解析条件の変化による影響の考察 (1) SGT 起動時刻 SGT 起動時刻の感度評価として，70分後に起動した場合を想定する。SGT 起動時刻はSGT起動前までに原子炉建物２階に溜まる水素量に影響するが，70分に後ろ倒しした場合でも原子炉建物２階のSGT吸込口に流入する水素濃度は0.04%にしかならず，影響は微少である。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 有効性評価におけるSGT 起動時間の相違により，想定時間が異なる ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
(2)水素発生量 水素発生量の感度評価として，炉心内全ジルコニウム反応相当量の水素(約3,600kg)が発生した場合を想定すると，PCV 内の水素発生量はベースケースと比べて3,600kg/1,600kg=2.25倍となる。更に，PCV 内の亜鉛及びアルミニウムの反応による水素(約239kg)の発生を想定すると，PCV 内の水素発生量はベースケースと比べて3,839kg/1,600kg=2.4倍となる。その他の条件は同一と仮定し，SGTS 起動時点の原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度は小さいことを踏まえると，SGTS に流入する水素濃度はベースケースと比べて2.4倍となり，0.8×2.4=約1.9%となる。		(2)水素発生量 水素発生量の感度評価として，炉心内全ジルコニウム反応相当量の水素(約2,500kg)が発生した場合を想定すると，PCV 内の水素発生量はベースケースと比べて2,500kg/1,000kg=2.5倍となる。更に，PCV 内の亜鉛及びアルミニウムの反応による水素(約469kg)の発生を想定すると，PCV 内の水素発生量はベースケースと比べて2,969kg/1,000kg≒3倍となる。その他の条件は同一と仮定し，SGT 起動時点の原子炉建物２階の水素濃度は小さいことを踏まえると，SGT に流入する水素濃度はベースケースと比べて3倍となり，0.03×3=約0.09%となる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 燃料装荷量並びにPCV 内グレーチング及び保温材の量の相違により，水素発生量が異なる ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
(3)蒸気濃度 蒸気濃度の感度評価として，原子炉建屋オペレーティングフロア内の湿度が100%の状況を想定すると，原子炉建屋オペレーティングフロア内の温度が77℃，湿度100％の時の蒸気濃度は約41%となる。SGTS 内が完全ドライ条件となると仮定して計算すると，水素濃度はベースケースと比べて1/(1-0.41)=1.7倍となり，0.8×1.7=約1.4%となる。		(3)蒸気濃度 蒸気濃度の感度評価として，原子炉建物２階の湿度が100%の状況を想定すると，原子炉建物２階の温度が66℃，湿度100％の時の蒸気濃度は約26%となる。SGT 内が完全ドライ条件となると仮定して計算すると，水素濃度はベースケースと比べて1/(1-0.26)=1.36倍となり，0.03×1.36=約0.041%となる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 事故時条件の相違により，事故時想定環境が異なる ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(4)SGTS 吸込流量 SGTS 吸込流量の感度解析として，仮に流量が1 割低下した場合を想定した場合において， SGTS に流入する水素濃度はベースケースと比べて1/0.9=1.1倍となり，0.8×1.1=約0.9%となる。		(4)SGT 吸込流量 SGT 吸込流量の感度解析として，仮に流量が1 割低下した場合を想定した場合において， SGT に流入する水素濃度はベースケースと比べて1/0.9=1.1倍となり，0.03×1.1=約0.033%となる。	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】
(5)PCV 漏えい率 PCV 漏えい率の感度解析として，2倍（3.0%/day）となった場合を想定すると，SGTS に流入する水素濃度はベースケースと比べて2倍となり，0.8×2=約1.6%となる。		(5)PCV 漏えい率 PCV 漏えい率の感度解析として，2倍（2.6%/day）となった場合を想定すると，SGT に流入する水素濃度はベースケースと比べて2倍となり，0.03×2=約0.06%となる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 PCV 圧力，ガス組成等の相違により，算出される漏えい率が異なる
上記のとおり，解析条件の変化による影響を考慮しても，水素濃度が4%を下回ることを確認した。しかし，(2)～(5)の結果と組み合わせると，0.8%×2.4×1.7×1.1×2=約7.2%となり，水素濃度が4%を上回る。このようにPCV から顕著な水素が確認された場合は，SGTS を使用せずに静的触媒式水素再結合器により水素を処理するため，問題になることはない。 以 上		上記のとおり，解析条件の変化による影響を考慮しても，水素濃度が4%を下回ることを確認した。さらに，(2)～(5)の結果と組み合わせたとしても，0.03%×3×1.36×1.1×2=約0.27%となり，水素濃度が4%を下回るため，燃焼に至らないことを確認した。	・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
波線・・記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表〔59条 補足説明資料59-13　非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について〕

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
59-13 非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について		59-13 非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について	・記載方針の相違 【東海第二】

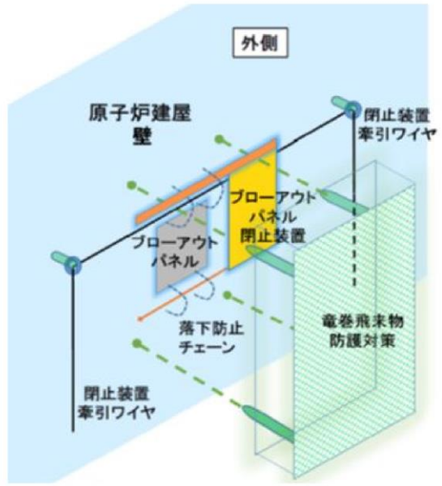
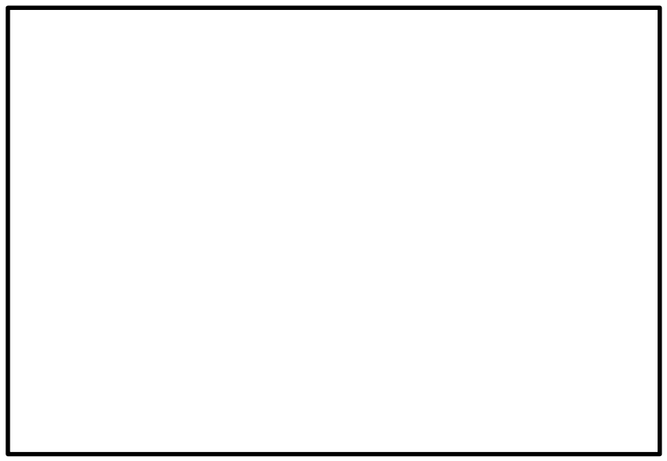
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について 非常用ガス処理系は，設置許可基準規則第59 条に対応するため，原子炉建屋の換気を行うことにより，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員の被ばくの低減を目的として使用するが，その際，原子炉格納容器から漏えいする水素を系統内に持ち込む可能性がある。 このため，「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」に準じ，非常用ガス処理系が「動的機器等に水素爆発を防止する機能をつけること」を満足していることを，下記のとおり評価した。 (1) 非常用ガス処理系運転時の水素爆発防止機能 非常用ガス処理系は，以下に記載する機能を有しており，水素排出設備を設置する場合の要求事項である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を満足していると考える。 ① 非常用ガス処理系は，乾燥装置，排風機，フィルタ装置，及びこれらをつなぐダクトで構成されている。本系統は水素が滞留しないよう排風機により強制的に水素を含む気体を屋外に排出する設計としている。 ② 非常用ガス処理系は，原子炉建屋内の水素を含む気体を排出し，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界未満とすることで，原子炉建屋及び非常用ガス処理系の水素爆発を防止する機能を有している。 ③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率を1.5%/dayとし，原子炉建屋内の静的触媒式水素再結合装置（PAR）に期待せず，非常用ガス処理系を起動する際の原子炉建屋内の水素濃度を評価した結果，水素濃度は0.03vol%程度であり，可燃限界未満である。 ④ 全交流動力電源喪失時にも，電源復旧後，中央制御室での遠隔操作により代替交流電源設備を起動させることにより，約30分で非常用ガス処理系を起動する手順を整備している。		非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について 非常用ガス処理系は，設置許可基準規則第59条に対応するため，原子炉建物の換気を行うことにより，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員の被ばくの低減を目的として使用するが，その際，原子炉格納容器から漏えいする水素を系統内に持ち込む可能性がある。 このため，「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」に準じ，非常用ガス処理系が「動的機器等に水素爆発を防止する機能をつけること」を満足していることを，下記のとおり評価した。 (1) 非常用ガス処理系運転時の水素爆発防止機能 非常用ガス処理系は，以下に記載する機能を有しており，水素排出設備を設置する場合の要求事項である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を満足していると考える。 ① 非常用ガス処理系は，排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置及びこれらをつなぐダクトで構成されている。本系統は水素が滞留しないよう排気ファンにより強制的に水素を含む気体を屋外に排出する設計としている。 ② 非常用ガス処理系は，原子炉建物内の水素を含む気体を排出し，原子炉建物内の水素濃度を可燃限界未満とすることで，原子炉建物及び非常用ガス処理系の水素爆発を防止する機能を有している。 ③ 原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率を1.3%/dayとし，原子炉建物内の静的触媒式水素処理装置（PAR）に期待せず，非常用ガス処理系を起動する際の原子炉建物内の水素濃度を評価した結果，水素濃度は0.02vol%程度であり，可燃限界未満である。 ④ 全交流動力電源喪失時にも，電源復旧後，中央制御室での遠隔操作により代替交流電源設備を起動させることにより，約60分で非常用ガス処理系を起動する手順を整備している。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 PCV 圧力，ガス組成等の相違により，算出される漏えい率が異なる ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 有効性評価における SGT 起動時間の相違

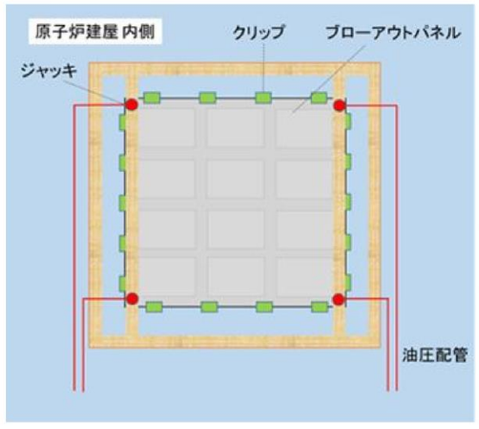
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
⑤ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率を1.5%/dayとし，原子炉建屋内の静的触媒式水素再結合装置（PAR）に期待しない場合において，事故後の平衡状態における原子炉建屋内及び非常用ガス処理系内の水素濃度を評価した結果，非常用ガス処理系内の水素濃度は最大で0.8vol%程度であり，可燃限界未満である。 ⑥ 非常用ガス処理系は，重大事故後の平衡状態において水素濃度が可燃限界未満であることから，水素爆発をすることなく起動・運転することが可能である。 これら①～⑥の状況から，非常用ガス処理系の運転時については，水素爆発を防止する機能を有していると評価できる。		⑤ 原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率を1.3%/dayとし，原子炉建物内の静的触媒式水素処理装置（PAR）に期待しない場合において，事故後の平衡状態における原子炉建物内及び非常用ガス処理系内の水素濃度を評価した結果，非常用ガス処理系内の水素濃度は最大で0.03vol%程度であり，可燃限界未満である。 ⑥ 非常用ガス処理系は，重大事故後の平衡状態において水素濃度が可燃限界未満であることから，水素爆発をすることなく起動・運転することが可能である。 これら①～⑥の状況から，非常用ガス処理系の運転時については，水素爆発を防止する機能を有していると評価できる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 PCV 圧力，ガス組成等の相違により，算出される漏えい率が異なる ・評価結果の相違 【柏崎 6/7】

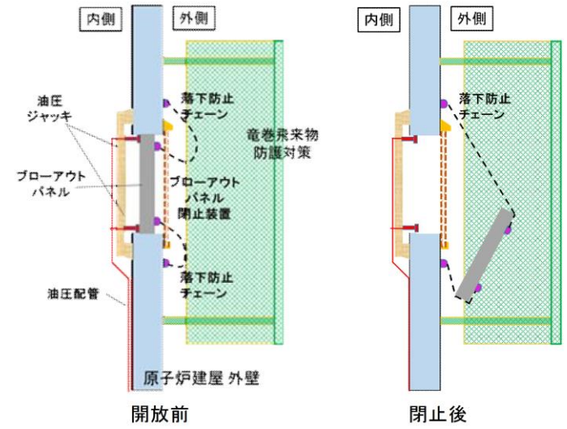
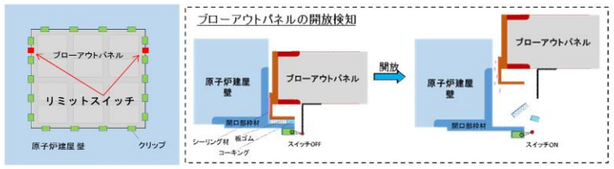
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) 非常用ガス処理系停止後の水素滞留の防止 非常用ガス処理系は，原子炉格納容器の破損により，原子炉建屋オペレーティングフロアへの水素漏えい量が増加し，可燃限界に達する恐れがある場合等に，停止操作を実施する。非常用ガス処理系を停止する際には，原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度が，可燃限界未満の状態において停止する。このため，系統の停止後、系統内に水素が残留した場合においても，系統の出入口に設置された隔離弁が閉鎖するため，水素が系統内に追加で供給されることはなく，水素濃度は流入時の濃度を上回ることはないと考えられる。 このため，系統内に残留した水素が可燃限界以上の濃度になることはなく，着火することはないと考える。 以上		(2) 非常用ガス処理系停止後の水素滞留の防止 非常用ガス処理系は，原子炉格納容器の破損により，原子炉建物への水素漏えい量が増加し，可燃限界に達する恐れがある場合等に，停止操作を実施する。非常用ガス処理系を停止する際には，原子炉建物内の水素濃度が，可燃限界未満の状態において停止する。このため，系統の停止後、系統内に水素が残留した場合においても，系統の出入口に設置された隔離弁が閉鎖するため，水素が系統内に追加で供給されることはなく，水素濃度は流入時の濃度を上回ることはないと考えられる。 このため，系統内に残留した水素が可燃限界以上の濃度になることはなく，着火することはないと考える。 以上	

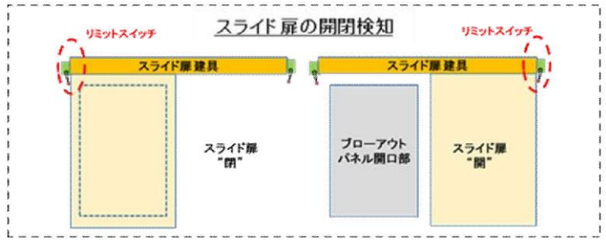
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		59-14　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置について	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉はブローアウトパネル閉止装置に関する設計方針を記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は補足説明資料 59－9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）3.7　ブローアウトパネルに係る設計方針に記載しておりここでは当該部分のみ再掲

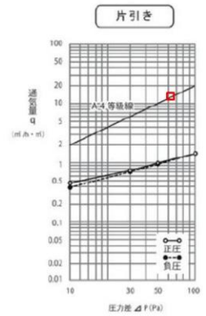
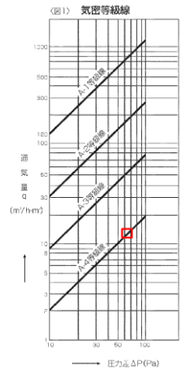
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	3.7　ブローアウトパネルに係る設計方針 (1)　ブローアウトパネル閉止装置 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状態で炉心損傷した場合，各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し，原子炉建屋の気密性が確保できる設計とする。 気密性の高いＪＩＳ等級（Ａ４等級）の建具を用いることで，閉止時には原子炉建屋の負圧を確保する。また，遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより，万一，電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお，閉止機能は，以下のとおりである。詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 ・遠隔閉止：電動扉方式（ＳＡ電源負荷） ・手動閉止：スライド扉にワイヤを取付け，これをウィンチで牽引することで閉止 ブローアウトパネル閉止装置の概要図を第3.7－1図に示す。 ※1　Ａ４等級：ＪＩＳ Ａ1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの	1.ブローアウトパネルに係る設計方針 (1)　ブローアウトパネル閉止装置 中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合，原子炉建物原子炉棟内に設置する各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し，原子炉建物の気密性が確保できる設計とする。 気密性の高いＪＩＳ等級（Ａ４等級）の気密性を有するダンパを用いることで，閉止時には原子炉建物原子炉棟の負圧を確保する。また，遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより，万一，電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお，閉止機能は，以下のとおりである。詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 ・遠隔閉止：電動駆動方式（ＳＡ電源負荷） ・手動閉止：駆動部に設置するハンドルを操作することで閉止 ブローアウトパネル閉止装置の概要図を図59－14－1に示す。 ※1　Ａ４等級：ＪＩＳ Ａ 1561 に規定される気密性等級線に合致	・操作判断基準の相違 【東海第二】 島根２号炉は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放に加え，次の条件が全て成立した場合に閉止する。 ○原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況において，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了していること ○非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な状況であること ○当直副長が炉心損傷を判断していること ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は原子炉建物原子炉棟内に閉止装置を設置する。 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の閉止装置はダンパタイプの閉止装置を設置（以下，④の相違） ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉の閉止装置はダンパタイプのため，東海第二の扉タイプと作動機構が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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3.7－1図　ブローアウトパネル閉止装置　概要図	する気密性能を有するもの  図 59－14－1　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル　概要図	・設備の相違 【東海第二】 ④の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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)　竜巻飛来物防護対策 ブローアウトパネル閉止装置の開閉機能及び原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないように，防護ネット（40㎜メッシュ）を設置する。防護ネットは，原子炉建屋外側ブローアウトパネル正面のみならず，上下左右にも設置し，極力，原子炉建屋外壁との間隙を防護する設計とする。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 (3)　ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建屋内側から，油圧ジャッキにより原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する装置を設置する。油圧配管は，屋内に敷設し，屋外に設置する油圧発生装置と接続する。また，開放機構を原子炉建屋内に設置し，ブローアウトパネル閉止装置及び竜巻飛来物防護対策の防護ネットとの干渉を回避する設計とする。なお，作動液も含め，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 油圧ジャッキ設置イメージを第3.7－2図に，ブローアウトパネル開閉前後イメージを第3.7－3図に示す。  第3.7－2図　油圧ジャッキ設置イメージ		・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉はブローアウトパネル閉止装置を原子炉建物原子炉棟内に設置するため，屋外に設置されている竜巻防護ネットへの干渉はない ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉はブローアウトパネル閉止装置を原子炉建物原子炉棟内に設置し，ブローアウトパネルの開閉状態に関わらず閉止動作が可能であるため，ブローアウトパネル閉止装置の関連設備として強制開放装置は設置しない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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3.7－3図　ブローアウトパネル開閉前後イメージ (4)　ブローアウトパネル開閉状態表示 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの各パネルにはリミットスイッチを設置し，開放したパネルを中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 ブローアウトパネル開閉状態表示の概要図を第3.7－4図に示す。  第3.7－4図　ブローアウトパネル開閉状態表示　概要図		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，ブローアウトパネルの開放状態が確認できる設計とすることについて後段の「３．オペフロＢＯＰ及びオペフロＢＯＰ閉止装置の要求機能に対する基本設計方針（適合方針）及び設計状況について」の表１にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(5)　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ブローアウトパネル閉止装置についてもリミットスイッチを設置し，スライド扉の開閉状態を中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の設計により決定する。 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を第3.7－5図に示す。  第3.7－5図　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示　概要図 【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について ブローアウトパネル閉止装置には，ＪＩＳ Ａ1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線Ａ４等級に合致する扉を設置することにより，原子炉建屋の気密性を確保する。なお，以下に示すように，Ａ４等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から，原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 ◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa［gage］ において，Ａ４等級ドア 1m^2 当たりの通気量は，12.6m^3／h ◆ブローアウトパネル 12 枚の開口面積合計は，186.51m^2 ◆ブローアウトパネル 12 枚が全て開放し，当該パネル全てを再閉止した後の 1h 当たりの通気量は，2,350.02m^3／h ◆ＳＧＴＳの排風機の容量は，3,570m^3／h であり，上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能） Ａ４等級扉イメージを第3.7－6図に，気密等級線図（Ａ４等級）を第3.7－7図に示す。	(2)　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 ブローアウトパネル閉止装置についてリミットスイッチを設置し，ダンパの開閉状態を中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の設計により決定する。 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を図59－14－2に示す。  図59－14－2　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示　概要図 【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について ブローアウトパネル閉止装置には，ＪＩＳ Ａ1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線Ａ４等級を満足するダンパを設置することにより，原子炉建物原子炉棟の気密性を確保する。なお，以下に示すように，Ａ４等級を満足するダンパの許容漏えい量と非常用ガス処理系の排気容量から，原子炉建物原子炉棟気密性が確保できることを以下に確認した。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。 ◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa［gage］において，Ａ４等級ドア 1m^2 当たりの通気量は，12.6m^3/h ◆ブローアウトパネル閉止装置の開口面積合計は，約 32m^2 ◆ブローアウトパネルが全て開放し，当該パネル全てを再閉止した後の 1h 当たりの通気量は，約 403.2m^3/h ◆ＳＧＴの排風機の容量は，4,400m^3/h であり，上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能） 気密等級線図（Ａ４等級）を図59－14－3に示す。	・設備の相違 【東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉はＡ４等級以上の気密性となる可能性があるため，適切な記載とする。④の相違 ・設備の相違 【東海第二】 BOP 閉止装置開口面積及び SGT 容量の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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3.7－6図　Ａ４等級扉イメージ  第3.7－7図　気密等級線図（Ａ４等級）	 図 59－14－3　気密等級線図（Ａ４等級）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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．ブローアウトパネル関連設備の要求機能について （１）ブローアウトパネル関連設備の要求機能について ブローアウトパネル関連設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下，「オペフロＢＯＰ」という。），主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（以下，「ＭＳトンネル室ＢＯＰ」という。），原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下，「オペフロＢＯＰ閉止装置」という。））について，要求事項を整理する。 （２）オペフロＢＯＰの要求事項 ａ．開放機能 オペフロＢＯＰは，主蒸気配管破断(以下，「ＭＳＬＢＡ」という。)を想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建物及び原子炉格納容器等を防護するため，放出蒸気を建物外に放出することを目的に設置されている。このため，オペフロＢＯＰには，建物の内外差圧により自動的に開放する機能が必要である。 設計基準対象施設であるオペフロＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより開放機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。また，設計竜巻により開放機能を損なわないようにする必要があるが，設計竜巻は，その発生頻度が非常に小さく，設計基準事故との重畳は，判断基準の目安となる 10^{-7}回/年を下回り十分小さいこと，プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しないことから，安全上支障のない期間に補修が可能な設計とすることで安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備であるオペフロＢＯＰは，格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（以下，「ＩＳＬＯＣＡ」という。)の発生を想定した場合の発生箇所を隔離するための操作等の活動ができるよう，所定の時間内に原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるため，確実に開放する必要がある。 ＩＳＬＯＣＡ発生時においては，原子炉格納容器外かつ原子炉建物原子炉棟内で低圧設計配管が破断することを想定しているため，原子炉建物原子炉棟内で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生し，原子炉建物原子炉棟内の圧力が急上昇	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 【東海第二】 島根２号炉はブローアウトパネル関連設備の要求機能について記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		することとなる。このため，外気との差圧(設計圧力 5.95kPa 以下)により，燃料取替階に設置したオペフロＢＯＰが自動的に開放し，原子炉建物原子炉棟内を減圧する設計とする。 　また，ＩＳＬＯＣＡ発生時においては，基本的に中央制御室で隔離弁を閉操作するが，万が一，中央制御室から操作できない場合には，現場で隔離弁を操作することとしている。なお，開放したオペフロＢＯＰの開口面(全面)を経由して外気と熱交換が行われることにより原子炉建物原子炉棟内でも人力でＩＳＬＯＣＡ発生箇所を隔離するための隔離弁が操作可能となる。重大事故等対処設備であるオペフロＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより開放機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。 ｂ．二次格納施設のバウンダリ機能 　オペフロＢＯＰは，上記（１）の開放機能を満足させるため，原子炉建物原子炉棟外壁に設置しており，原子炉建物原子炉棟の壁の一部であることから，二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。 　このため，設計基準対象施設であるオペフロＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより二次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが，その一方で，地震動により開放しないように設計する場合，本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この２つの要求機能を考慮した結果，二次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては，オペフロＢＯＰの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編（ＪＥＡＧ4601・補－1984)によれば，基準地震動Ｓ２（Ｓｓ相当）と運転状態Ⅳ(設計基準事故)の組合せは不要であるが，基準地震動Ｓ１（Ｓｄ相当）と運転状態Ⅳ(設計基準事故)の荷重の組合せは必要とされているため，オペフロＢＯＰは二次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため，長期にわたり事象が継続した場合も考慮し，弾性設計用地震動Ｓｄで開放しない設計とする。設計竜巻については，その最大気圧低下量がオペフロＢＯＰ開放の設計差圧より大きく，設計竜巻の気圧差により開放の可能性を否定できないが，設計竜巻の発生頻度は非常に小さく，設計基準事故との	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		重畳は，判断基準の目安となる 10－７回/年を下回り十分小さいこと，プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しない。このため，万が一，地震や竜巻により開放し，安全上支障のない期間に復旧できず，二次格納施設としてのバウンダリ機能が維持できない場合には，安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行，停止中は炉心変更又は原子炉建物原子炉棟内で照射された燃料に係る作業の停止）することを保安規定に定める。 （３）ＭＳトンネル室ＢＯＰの要求事項 ａ．開放機能 ＭＳトンネル室ＢＯＰは，ＭＳＬＢＡを想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建物及び原子炉格納容器等を防護するため，放出蒸気を建物外に放出することを目的に設置している。このため，主蒸気系トンネル室（以下，「ＭＳトンネル室」という。）内外の差圧（設計圧力 9.81kPa 以下）により自動的に開放する機能が必要である。 設計基準対象施設であるＭＳトンネル室ＢＯＰは，待機状態（閉状態）にて，基準地震動Ｓｓにより開放機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性（建物躯体の健全性）を確保する設計とする。 ｂ．二次格納施設のバウンダリ機能 ＭＳトンネル室ＢＯＰは，上記(1)の開放機能を満足させるため，原子炉建物原子炉棟のＭＳトンネル室に設置しており，原子炉建物原子炉棟の壁の一部となるＭＳトンネル室ＢＯＰについては，二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。 このため，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるＭＳトンネル室ＢＯＰは，待機状態（閉状態）にて，基準地震動Ｓｓにより二次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが，その一方で，地震動により開放しないように設計する場合，本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この２つの要求機能を考慮した結果，二次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては，ＭＳトンネル室ＢＯＰの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編（ＪＥＡＧ4601・補－1984）によれば，基準地震動Ｓ２（Ｓｓ相当）と運転状態Ⅳ（設計基準事故）の組合せは不要であるが，基準地震動Ｓ１（Ｓｄ相当）と運転状態Ⅳ（設計基準事故）の荷重の組合せは必要とされているため，ＭＳトンネル室ＢＯＰは二次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため，長期にわたり事象が継続した場合も考慮し，弾性設計用地震動Ｓｄで開放しない設計とする。 （４）オペフロＢＯＰ閉止装置の要求事項 ａ．閉止機能 設置許可基準規則第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）の解釈では，「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。」が要求されている。 島根原子力発電所２号炉のオペフロＢＯＰは，構造上，開放した場合には，容易に再閉止操作を行うことが困難であるため，設置許可基準規則第 59 条要求に適合させるためにオペフロＢＯＰ閉止装置を設置する。 このため，重大事故等対処設備であるオペフロＢＯＰ閉止装置は，待機状態（開状態）にて，基準地震動Ｓｓにより閉止機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性を確保することが必要である。 なお，オペフロＢＯＰ閉止装置は現場において人力による操作が可能な設計とする。 ｂ．二次格納施設のバウンダリ機能 オペフロＢＯＰ閉止装置は，オペフロＢＯＰに代わって原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから，二次格納施設のバウンダリとしての機能（原子炉建物原子炉棟の気密性能確保）が必要である。 オペフロＢＯＰは弾性設計用地震動Ｓｄを超える地震動で開放すること，設置許可基準規則第 59 条では，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ，オペフロＢＯＰ閉止装置は地震動に対する頑健性を有するように基準地震動Ｓｓでも機能を維持する設計とす	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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。 一方，オペフロＢＯＰ閉止装置の閉機能維持が必要な状況とは，基準地震動Ｓｓにより開放し，更に重大事故に至った場合である。設置許可基準規則第 59 条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)では，７日間で 100mSv を超えないことが要求されており，７日間で想定する地震動は，設置許可基準規則第 39 条(地震による損傷の防止)で整理するＳＡ発生後の最大荷重の組合せの考え方を踏まえると，オペフロＢＯＰ閉止装置が閉状態で組合せるべき地震動は弾性設計用地震動Ｓｄであるが，長期の閉止機能維持を考慮して基準地震動Ｓｓとする。 （５）ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性検討 ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性の検討結果を表 59-14-1 に，ブローアウトパネル関連設備の開閉状態を表 59-14-2 に，ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理を表 59-14-3 に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 59-14-1　ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性検討

開放箇所	開放要因		開放可能性	閉止の必要性検討※	閉止の要否
オペフロ ＢＯＰ	自然現象	地震	有 （Ｓｄを超える地震動で開放）	Ｓｓ相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は3.3×10^{-7}／炉年であり，地震によるオペフロＢＯＰの開放が考えられることから閉止する設計とする。	要
		竜巻	有 （設計竜巻の差圧以下で開放）	外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度（約10^{-4}／年）及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（7.8×10^{-7}）が極めて低いことから，開放しても原子炉制御室の居住性を確保するためにオペフロＢＯＰの閉止が必要となる可能性は極めて低い。	否
		上記以外	無	津波及び地滑り・土石流に対し，影響を受けない場所に設置している。 風（台風）については，荷重として作用するものの開放には至らない。 積雪，火山の影響に対し，荷重を受けにくい構造である。 凍結，降水，落雷，生物学的事象，森林火災は，荷重として作用する事象ではない。	否
	運転時の異常な過渡事象		無	建物内圧力が上昇しない	否
	設計基準事故	主蒸気管破断	有 （設計で考慮）	主蒸気管破断については，レベル１ＰＳＡ学会標準に基づき，発生頻度，プラントの影響等の観点から，リスク評価上の重要性は低いと考え，炉心損傷へ至る可能性のある評価対象から除外する。	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否
	重大事故等	ＩＳＬＯＣＡ	有 （設計で考慮）	ＩＳＬＯＣＡの炉心損傷頻度（3.3×10^{-9}／炉年）は十分低いことから，原子炉制御室の居住性を確保するためにオペフロＢＯＰの閉止が必要となる可能性は極めて低い。	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否
ＭＳトンネル室 ＢＯＰ	自然現象	地震	無	Ｓｓ機能維持であるため開放しない	否
		上記以外	無	建物内に設置されているため影響は受けない	否
	運転時の異常な過渡事象		無	建物内圧力が上昇しない	否
	設計基準事故	主蒸気管破断	有 （設計で考慮）	主蒸気管破断については，レベル１ＰＳＡ学会標準に基づき，発生頻度，プラントの影響等の観点から，リスク評価上の重要性は低いと考え，炉心損傷へ至る可能性のある評価対象から除外する。	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否
	重大事故等	ＩＳＬＯＣＡ	無	ＩＳＬＯＣＡ時の流路にならない	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否

※閉止必要性検討にあたっては，「原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編（ＪＥＡＧ4601・補－1984）」のスクリーニング基準である10^{-7}／炉年を参考にした。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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 59-14-2　ブローアウトパネル関連設備の開閉状態

オペフロＢＯＰ	閉	開	開	開
ＭＳトンネル室ＢＯＰ	閉	閉	開	閉
オペフロＢＯＰ閉止装置	開	開	開	閉
自然現象	通常運転時及び右記以外の自然現象	地震，竜巻	－	－
運転時の異常な過渡事象	運転時の異常な過渡事象	－	－	－
設計基準事故	右記以外の設計基準事故	－	主蒸気管破断	－
重大事故等時	右記以外の重大事故等時	格納容器バイパス	－	59 条※1

※１：設置許可基準規則第 59 条に係る中央制御室の運転員の被ばく評価において，オペフロＢＯＰが開放している状態で炉心の著しい損傷が発生した場合にはオペフロＢＯＰ閉止装置により閉止することを踏まえ，この状態を設置許可基準規則第 59 条における状態として想定した。

表 59-14-3　ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理

ブローアウトパネル関連設備	要求機能	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
		地震	竜巻（差圧）	竜巻（飛来物）	地震	竜巻（差圧）	竜巻（飛来物）
オペフロＢＯＰ	開放機能（ＭＳＬＢＡ）（９条）	○（Ｓｓ）	○ プラント停止にて対応	○ 竜巻防護ネットで防護	－	－	－
	開放機能（ＩＳＬＯＣＡ）（46 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	－	－
	バウンダリ機能（建屋気密性）（26 条，32 条）	○（Ｓｄ）	○ プラント停止にて対応	○ 竜巻防護ネットで防護	－	－	－
ＭＳトンネル室ＢＯＰ	開放機能（ＭＳＬＢＡ）（９条）	○（Ｓｓ）	－	－	－	－	－
	バウンダリ機能（建屋気密性）（26 条，32 条，59 条）	○（Ｓｄ）	－	－	○＊1（Ｓｄ）	－	－
オペフロＢＯＰ閉止装置（ＳＡ緩和設備）	閉止機能（59 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	○（影響なし）	－＊2
	バウンダリ機能（閉止後）（59 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	－＊3	－＊3
	バウンダリ機能（閉止時）（59 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	－＊3	－＊3

凡例：　○：考慮要，－：考慮不要

注記

＊１：Ｓｓでも閉維持が可能な設計とする

＊２：オペフロＢＯＰ閉止装置は，ＳＡ緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要

＊３：ＳＡ後の閉止状態での設計竜巻は，事象の重ね合わせの頻度から組合せ不要

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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．オペフロＢＯＰ及びオペフロＢＯＰ閉止装置の要求機能に対する基本設計方針（適合方針）及び設計状況について （１）オペフロＢＯＰ オペフロＢＯＰの基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項を以下の表 59-14-4 に示す。 表 59-14-4 オペフロＢＯＰの基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉はブローアウトパネル関連設備の要求機能に対する基本設計方針（適合方針）及び設計状況について記載

要求機能	基本設計方針（適合方針）	設計状況及び詳細設計における確認事項
開放機能	・建物の内外差圧（6.9 kPa 以下）で，自動的かつ確実に開放可能な設計とする。	・詳細設計において，開放時の抵抗力（止め板の耐力）が開放設定圧力 6.9kPa より小さいことを確認する。 ・詳細設計において，開放試験により確認する。
	・主蒸気管破断時に原子炉建物や原子炉格納容器等を防護できること，及びＩＳＬＯＣＡ発生時に所定の時間内に原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下することが可能な開口面積を有する設計とする。	・主蒸気管破断を想定した場合の建物内圧力解析を実施し，建物内圧力が原子炉格納容器の最高使用外圧を下回ることから十分な開口面積を有すること確認している。 ・オペフロＢＯＰ閉止装置を設置した場合でも，重大事故等時の有効性評価（ＩＳＬＯＣＡ）において，ＩＳＬＯＣＡ発生時の建物内の圧力及び温度の評価を実施しており，所定の時間で原子炉建物原子炉棟内での操作等の活動ができる圧力及び温度に低下させ，ＩＳＬＯＣＡ発生箇所を隔離できることを確認していることから十分な開口面積を有することを確認している。
	・開放したことが確認できるよう，中央制御室にて，開閉状態が確認可能な設計とする。	・オペフロＢＯＰに対し監視設備を設置することで，パネルの開閉状態を検知可能な設計とする。なお，監視設備は常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	・待機状態（閉状態）において，基準地震動 Ss により開放機能を損なわないよう，基準地震動 Ss に対する耐震健全性（建物躯体の健全性）を確保する設計とする。	・原子炉建物躯体については基準地震動 Ss に対して原子炉建物全体の耐震性を確認することにより開放機能を損なわない設計とする。
二次格納施設のバウンダリ機能	・弾性設計用地震動 Sd で開放しない設計。	・詳細設計において，開放試験により確認する。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	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）オペフロＢＯＰ閉止装置

オペフロＢＯＰ閉止装置の基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項を以下の表 59-14-5 に示す。

表 59-14-5 オペフロＢＯＰ閉止装置の基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項

要求機能	基本設計方針 （適合方針）	設計状況及び詳細設計における確認事項
閉止機能	・閉止状態において，非常用ガス処理系運転時に原子炉建物原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な設計とする。	・気密性の高い JIS 等級（A4 等級※1）に合致するをダンパ設置することにより，閉止状態において，非常用ガス処理系運転時に原子炉建物原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な見込みである。 （※１：A4 等級：JIS A4706 に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの。） ・A4 等級の扉の許容漏えい量と非常用ガス処理系の排気容量から，原子炉建物原子炉棟の気密性が確保できることを計算により確認している。（閉止装置の開口面積と A4 等級規定の通気量より１時間当たりの閉止装置全体の通気量を算出し，非常用ガス処理系の排気容量と比較。） ・詳細設計において，加振試験後の気密試験※2による気密性能の確認を行う。 （※２：JIS A 1516「建具の気密性試験方法」に準じた試験方法とすることで計画中）
	・中央制御室にて，開閉状態が確認可能な設計とする。	・ダンパの回転軸に対しリミットスイッチを取り付けることで，閉止装置の開閉状態を検知可能な設計とする。なお，リミットスイッチは常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	・中央制御室からの遠隔操作により閉止可能な設計とする。	・ダンパ駆動用モータについて，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な電動駆動方式とすることで，中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作可能な設計とする。操作は運転員１名により５分以内で実施可能な設計とする。
	・現場において人力により閉止可能な設計とする。	・現場において，ダンパ駆動用ハンドルを操作することにより，人力によるダンパの閉止操作を実施可能な設計とする。 ・人力による操作は，時間的制限はないが，操作は閉止装置１個あたり運転員２名により約１時間で閉止可能な設計とする。
	・基準地震動 Ss に対して閉止機能が維持可能な設計とする。	・基準地震動Ｓｓに対して閉止機能を維持できる設計とする。 ・詳細設計において，加振試験により確認する。
建物気密の維持機能	・オペフロＢＯＰ閉止装置の閉止後の閉止状態において，非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保し閉止状態を維持できること。	・閉止状態を保持可能な設計とする。 ・基準地震動Ｓｓに対して閉止状態を保持し，気密性を維持できる設計とする。 ・詳細設計において，加振試験により確認する。
	・基準地震動 Ss により機能が損なわれるおそれのないこと。	

なお，詳細設計における確認事項については，工事計画認可申請の審査時に説明する。

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<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></td>
<td>４．オペフロＢＯＰ閉止装置を閉止する事象について

設置許可基準規則第59条の規則及び解釈に規定される想定事象及び設備を下記に示す。
【想定事象】
①心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）（規則第１項）
【設備】
②子炉格納容器から漏えいした放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は非常用ガス処理系等を設置すること（解釈第２項ｄ））
③央制御室の居住性を確保するために原子炉棟に設置されたＢＯＰを閉止する必要がある場合は容易かつ確実に閉止操作ができること（解釈第２項ｅ））
炉心の著しい損傷が発生した場合においても，運転員が中央制御室にとどまるための条件として「原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く」ことが規定されているが，オペフロＢＯＰ閉止装置は本条件に関わらず閉止する判断基準とすることから，想定事象を包絡する条件で二次格納施設バウンダリは形成されることとなる。ＢＯＰ閉止装置の閉止判断基準について，設置許可基準規則第59条及びその解釈との関係性を整理し，それら判断基準の設定の考え方を表59-14-6に示す。

表59-14-6 オペフロＢＯＰ閉止装置の閉止判断基準の設定の考え方
<table>
<tr><th>閉止判断基準
（以下の条件がすべて成立した場合に閉止）</th><th>設定の考え方
（設置許可基準規則第 59 条及びその解釈との関係）</th></tr>
<tr><td>炉心損傷を当直副長が判断した場合</td><td>規則第１項より，炉心損傷時に中央制御室の運転員の被ばく低減を目的とし，条件として設定する。</td></tr>
<tr><td>非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合</td><td>解釈第２項ｄ）より，格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減することを目的として非常用ガス処理系が必要であることから，条件として設定する。</td></tr>
<tr><td>オペフロＢＯＰが開放している場合</td><td>解釈第２項ｅ）より，二次格納施設バウンダリを確保する必要があることから，条件として設定する。</td></tr>
<tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合</td><td>規則第 59 条に直接的な要求はないが，二次格納施設バウンダリを形成することに伴い，原子炉圧力容器内で保有する冷却材のエネルギーがオペフロＢＯＰ閉止装置等の設備へ悪影響を及ぼさないようにする必要があることから，条件として設定する。</td></tr>
</table>
</td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉はブローアウトパネル閉止装置の閉止判断基準設定の考え方について記載</td>
</tr>
</table>