

泊発電所 3号機
中央制御室について
補足説明資料

平成25年10月22日
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は核物質防護情報に属しますので公開できません。

目 次

1.	設置許可基準規則 ^{※1} 及び技術基準規則 ^{※2} との適合性について	1
2.	中央制御室に配備する放射線管理用資機材について	7
3.	中央制御室に配備する放射線管理用資機材の補充について	11
4.	中央制御室のチェンジングエリアの概要について	14
5.	重大事故時の居住性評価における主要評価条件について	19
6.	設計基準事故時の居住性評価における主要評価条件について	45
7.	重大事故時の居住性評価における事故シーケンス選定の考え方について	66
8.	重大事故時の居住性評価における炉心選定の考え方について	69
9.	重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について	71
10.	重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器内のよう素の化学形態の設定について	82
11.	重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器等への核分裂生成物の沈着効果について	84
12.	重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について	91
13.	重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器漏えい率の設定について	99
14.	重大事故時の居住性評価におけるフィルタ除去効率の設定について	103
15.	フィルタ除去効率の試験結果について	107
16.	重大事故時の居住性評価における大気中への放出放射エネルギーの推移グラフについて	108
17.	気象条件の代表性の検討について	114
18.	当直の交替による滞在時間と入退域回数について	117
19.	地表面への沈着評価について	121
20.	中央制御室空気流入率試験結果について	125
21.	重大事故時の居住性評価におけるマスクの防護係数について	130
22.	中央制御室外気隔離時の酸素及び二酸化炭素濃度について	134
23.	審査ガイド ^{※3} との適合性について（重大事故時の中央制御室居住性評価）	136
24.	内規 ^{※4} との適合性について（設計基準事故時の中央制御室居住性評価）	154

※1：「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」

※2：「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」

※3：「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」

※4：「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. 設置許可基準規則及び技術基準規則との適合性について

中央制御室に係る新規要求事項のうち、今回説明箇所の基準適合性については次のとおり。

設置許可基準規則第二十六条

新規制基準の項目	適合状況
<p>第二十六条（原子炉制御室等） 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>（新規要求事項） 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする事。</p> <p>【解釈】 2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</p> <p>（追加要求事項） 3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の</p>	<p>発電用原子炉施設の外の状況を把握するため、原子炉建屋屋上に津波等の自然現象を昼夜にわたり把握できる監視カメラを設置している。</p> <p>さらに地震、津波等の情報を入手できるよう、テレビ、ラジオ等を設置している。</p> <p>一次冷却系統に係る原子炉施設の異常が発生した場合には、中央制御室は放射線の遮蔽に十分な厚さのコンクリートで囲まれており、また中央制御室の換気空調設備は気体状の放射性物質及び火災により発生する燃焼ガスが発生した場合に、外気取入ダンパを閉止し換気設備の隔離を行なうことにより、中央制御室にとどまり必要な操作を行うことができるように設計している。</p> <p>中央制御室までの通路等については、原子炉補助建屋等の十分な強度が確保された建屋に敷設されており、また火災により発生する燃焼ガスについては原子炉補助建屋の換気</p>

新規制基準の項目	適合状況
<p>適切に防護するための設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>	<p>空調設備により一定以上のものについては除去可能であるとともに、想定される事故において出入りを考慮しても緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るものとなっている。</p>

技術基準規則第三十八条

新規制基準の項目	適合状況
<p>第三十八条（原子炉制御室等）</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>（新規要求事項）</p> <p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</p>	<p>発電用原子炉施設の外の状況を把握するため、原子炉建屋屋上に津波等の自然現象を昼夜にわたり把握できる監視カメラを設置している。</p> <p>さらに地震、津波等の情報を入手できるよう、テレビ、ラジオ等を設置している。</p>

新規制基準の項目	適合状況
<p>(追加要求事項)</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に入出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p>	<p>一次冷却系統に係る原子炉施設の異常が発生した場合には、中央制御室は放射線の遮蔽に十分な厚さのコンクリートで囲まれており、また中央制御室の換気空調設備は気体状の放射性物質及び火災により発生する燃焼ガスが発生した場合に、外気取入ダンパを閉止し換気設備の隔離を行なうことにより、中央制御室にとどまり必要な操作を行うことができるように設計している。</p> <p>中央制御室までの通路等については、原子炉原子炉補助建屋等の十分な強度が確保された建屋に敷設されており、また火災により発生する燃焼ガスについては原子炉補助建屋の換気空調設備により一定以上のものについては除去可能であるとともに、想定される事故において出入りを考慮しても緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るものとなっている。</p> <p>中央制御室には、必要な放射線管理用資機材を配備するとともに、サーベイメータの使用やマスクの着用等の必要な教育を実施する。</p>

新規制基準の項目	適合状況
<p>(新規要求事項)</p> <p>12 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「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）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</p> <p>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p> <p>(新規要求事項)</p> <p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>14 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制</p>	<p>運転員は5直2.5交替で交代することから、「被ばく評価手法（内規）」に基づき評価した結果、30日で原子炉冷却材喪失においては約18mSv、蒸気発生器伝熱管破損においては約6.0mSvとなり、100mSvを超えない。</p> <p>また、チャコールフィルターを通らない空気の中央制御室への流入量については、「被ばく評価手法（内規）」により想定した空気量を下回っていることを確認している。</p> <p>中央制御室には、可搬型の酸素濃度計を配備しており、中央制御室への空気の取り込みを一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあるこ</p>

新規制基準の項目	適合状況
<p>御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>とを正確に把握できる。なお、酸素濃度計は定期的に点検を実施する。</p>

設置許可基準規則第五十九条（技術基準規則第七十四条も同義）

新規制基準の項目	適合状況
<p>（新規要求事項）</p> <p>第五十九条（原子炉制御室）</p> <p>第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第59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。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な空調及び照明等について、代替交流電源からの給電が可能である。</p> <p>有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員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、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）」</p>

新規制基準の項目	適合状況
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>のうち格納容器過圧破損において想定している「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失」を想定した。</p> <p>運転員は発電課長(当直)の指示により、事故後7時間までの間マスクを着用することとし、着用する場合と、着用しない場合の評価を実施している。また、中央制御室には全面マスクを配備している。</p> <p>運転員は5直2.5交替で交代する。</p> <p>「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」に基づき評価した結果、マスク着用で約28mSv/週、マスク着用していない場合で約71mSv/週であり、100mSv/週を超えない。</p> <p>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画として、中央制御室出入口部にチェンジングエリアを設ける。</p>

2. 中央制御室に配備する放射線管理用資機材について

中央制御室には、事故時に使用する防護具類及び除染資材、汚染検査等を実施するための放射線計測器並びにチェンジングエリア設営用の資機材を保管する。

防護具類、除染資材及びポケット線量計の予定保管数については、中央制御室に滞在する要員数を考慮して決定する必要があることから、まず、中央制御室に滞在する要員数（以下、「想定要員数」という。）を整理する。

その整理結果等を基に、防護具類、除染資材、放射線計測器及びチェンジングエリア設営用資機材の予定保管数を整理する。

(1) 中央制御室の想定要員数の整理

事故時に中央制御室の想定要員数は、緊急時対策所の要員数として整理した初動対応要員（発電課長（当直）からの指示等に基づき、必要な初動対応を実施）との整合、有効性評価で整理したサポート要員、また、事故発生タイミングが当直引継時間中であつた場合を考慮した3号機交替当直要員を踏まえ表-1のとおり32名とする。

表-1 中央制御室の想定要員数

	要員種別	人数
初動対応要員 (23名)	運転班員(3号機当直員)	6名
	災害対策要員(電源、給水等)(社員)	3名
	災害対策要員(消防)(協力会社)	8名
	災害対策要員(電源、給水等)(協力会社)	4名
	災害対策要員(瓦礫撤去、給油ホース接続)(協力会社)	2名
サポート要員 (3名)	—	3名
交替要員 (6名)	運転員(3号機交替当直要員)	6名
想定要員数 合計		32名

(2) 防護具類及び除染資材の予定保管数

防護具類及び除染資材の予定保管数については、中央制御室の想定要員数および事故発生後7時間の中央制御室内でのマスクの着用を考慮し表-2のとおりとする。

また、発電所構内には予定保管数を大きく上回る在庫を保管しているため、予定保管数の防護具等が足りなくなる事態が発生した場合でも追加補充することが可能である。

表-2 主な防護具類及び除染資材の予定保管数

	品名	単位	中央制御室 予定保管数	考え方	構内保管 数量 ^{*1}
防護具類	タイベック	着	50	32名×1.5倍	約12,000
	紙帽子	個			約8,300
	汚染区域用靴下	足			約15,000
	綿手袋	双			約60,000
	オーバースューズ（靴カバー）	足			約5,900
	全面マスク	個	100	32名×2（中央制御室内での着用分）×1.5	約2,400
	チャコールフィルタ	個	200	32名×2（中央制御室内での着用分）×1.5倍×2個	約600
	ゴム手袋	双	100	32名×1.5倍×2重	約88,000
	ウェットティッシュ	個	64	32名×2個	約300
	簡易テント 簡易シャワー	個 個	1	—	

※1：発電所構内に保管または配備している数量（平成25年10月現在、緊急時対策所配備数を除く）

(3) 放射線計測器の予定保管数

放射線計測器の予定保管数については、使用目的、使用する要員数及び予備台数から表-3のとおりとする。

a. ポケット線量計

(a) 使用目的

事故発生後の想定要員に対する外部被ばく線量を測定するために使用する。

(b) 予定保管数

ポケット線量計は1人1台携帯するため、中央制御室の想定要員数から表-3のとおり50台配備する。

b. GM汚染サーベイメータ

(a) 使用目的

中央制御室外で活動した要員の身体等に、放射性物質が付着していないことの確認及び中央制御室内の表面汚染密度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

GM汚染サーベイメータの具体的な使用方法は、中央制御室出入口に設置する「チェンジングエリア」内の「スクリーニングエリア」において、中央制御室に入室する要員の身体測定を放管班員1～2名で、中央制御室内における定期的（1回/日以上）な表面汚染密度の測定を放管班員1名で行うことを想定している。

このため、最大使用人数（2名）から2台配備が必要となるが、故障等により使用ができない状態も考慮し、予備機も含め表-3のとおり3台配備する。

【参考】

●GM汚染サーベイメータ

- ・測定範囲：0～ 1×10^5 c p m
- ・電 源：乾電池（単2型電池）4本 [連続100時間以上]



c. 電離箱サーベイメータ

(a) 使用目的

中央制御室内の線量当量率を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認するために使用する。

(b) 予定保管数

電離箱サーベイメータの具体的な使用方法は、中央制御室内における定期的（1回／日以上）な線量当量率の測定を放管班員1名で行うことを想定している。

原子力災害活動に従事する要員の線量管理を行う上で放射線測定は必須であることから、故障等により使用ができない状態も考慮し予備機も含め表-3のとおり2台配備する。

【参考】

●電離箱サーベイメータ

- ・測定範囲：1～300 mSv/h
- ・電 源：乾電池（単3型電池）4本 [連続80時間以上]



表-3 放射線計測器の予定保管数

品名	単位	中央制御室 予定保管数	考え方	構内保管 数量※1
ポケット線量計	台	50	32名×1.5倍	1,854
GM汚染サーベイメータ	台	3	中央制御室内のモニタリングおよび中央制御室入室者の汚染検査に使用	93
電離箱サーベイメータ	台	2	中央制御室内のモニタリングに使用	40

※1：発電所構内に保管または配備している数量（平成25年10月現在、緊急時対策所配備数を除く）

(4) チェンジングエリア設営用資機材

チェンジングエリア設営用資機材については、設営に必要な資機材量に十分な余裕を持ち、かつ、設営後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシートの張替え等も想定し、予定保管数を表-4のとおりとする。

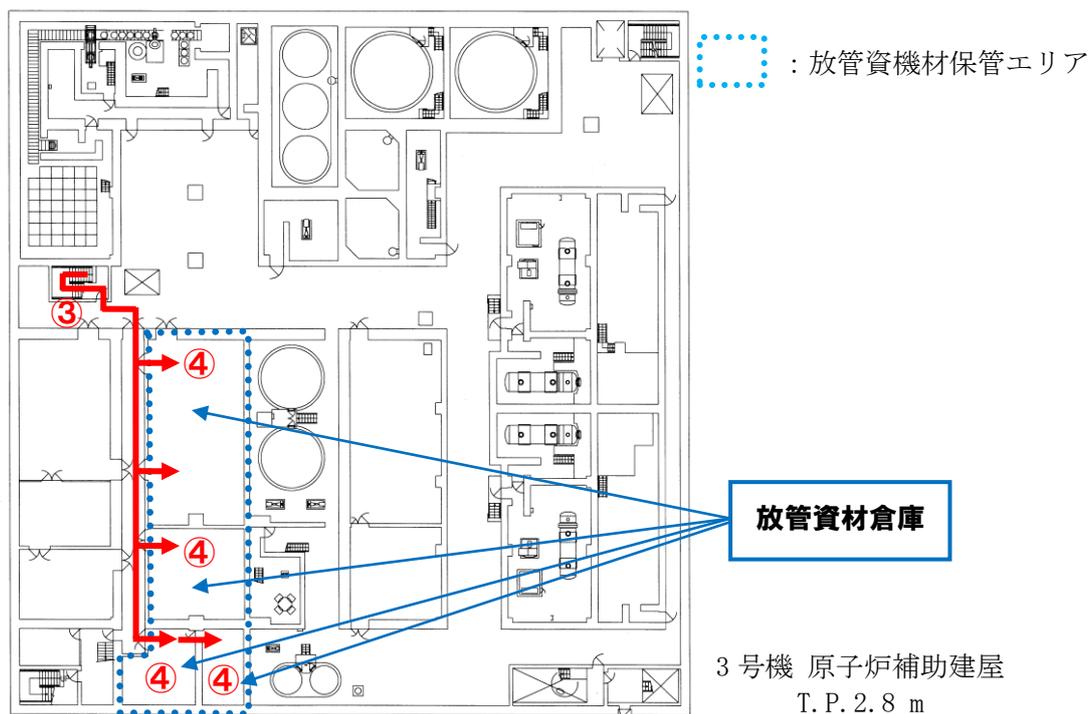
表-4 チェンジングエリア設営用資機材の予定保管数

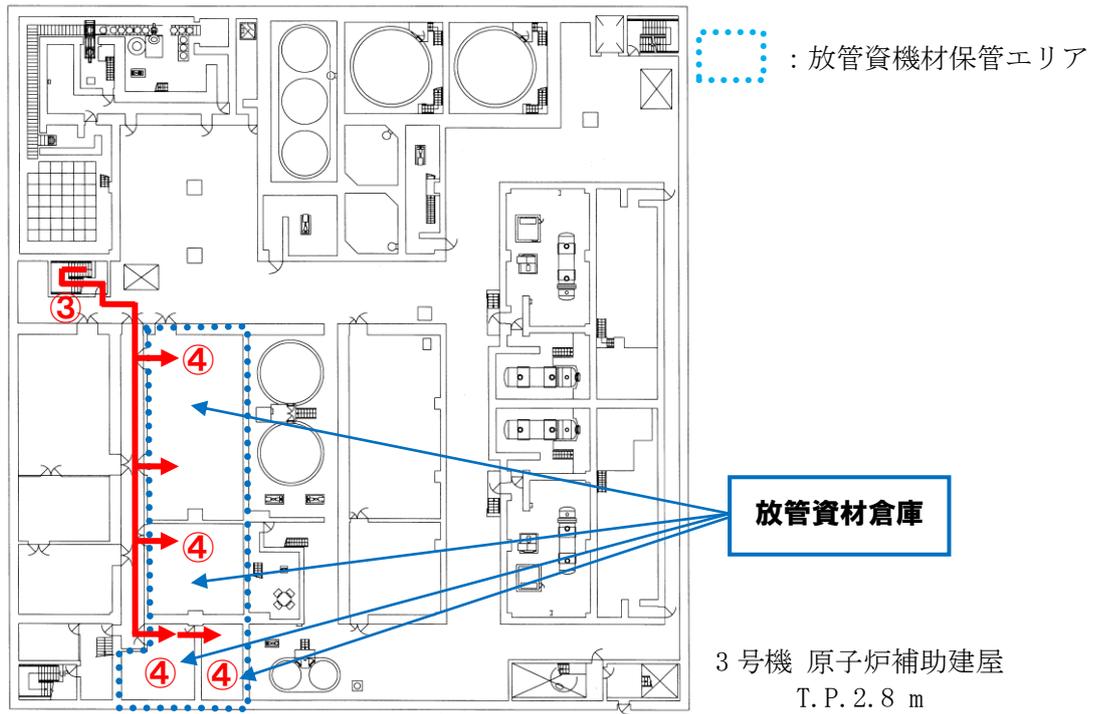
品名	単位	中央制御室 予定保管数	考え方
難燃養生シート (透明・ピンク・白)	本	9	各色3本
板バリア (600・750・900 mm)	枚	9	各サイズ3枚
作業用テープ(緑)	巻	5	—
難燃養生テープ(ピンク)	巻	20	—
透明ロール袋(大)	本	10	—
粘着マット	枚	10	—
キムタオル	箱	1	24束/箱
線量管理用テーブル	台	1	必要数

3. 中央制御室に配備する放射線管理用資機材の補充について

2項で整理している中央制御室予定保管数分の放射線管理用資機材（中央制御室に初期配備している放射線管理用資機材）が不足するような事態となる場合は、管理区域内の定検放管資材庫および放管資材倉庫に養生保管している放射線管理用資機材を中央制御室に適宜運搬することにより補充する。

中央制御室から管理区域内の各倉庫間の補充経路および主な放射線管理用資機材保有数量（平成25年10月現在）については、次のとおりとなる。





各倉庫の主な放射線管理用資機材保有数量（平成 25 年 10 月現在）

【定検放管資材庫：3号機 原子炉補助建屋 T.P. 24.8 m】

資機材名称	単位	数量	備考
タイベック	着	約 650	
紙帽子	個	約 1,000	
汚染区域用靴下	足	約 1,000	
綿手袋	双	約 1,000	
全面マスク	個	約 100	
オーバーシューズ（靴カバー）	足	約 200	
チャコールフィルタ	個	約 200	
ゴム手袋	双	約 22,000	

【放管資材倉庫：3号機 原子炉補助建屋 T.P. 2.8 m】

資機材名称	単位	数量	備考
タイベック	着	約 5,000	
汚染区域用靴下	足	約 7,000	
全面マスク	個	約 600	
オーバーシューズ（靴カバー）	足	約 4,000	
チャコールフィルタ	個	約 100	
ゴム手袋	双	約 10,000	

4. 中央制御室のチェンジングエリアの概要について

(1) チェンジングエリアの設営

重大事故等が発生した場合、あるいは放管班長が中央制御室の居住性を向上させる必要があると判断した場合は、放管班員2名であらかじめ中央制御室に配備する資機材を用いて放射性物質の持ち込みを防止するため、図-1のとおりチェンジングエリアを設営する。

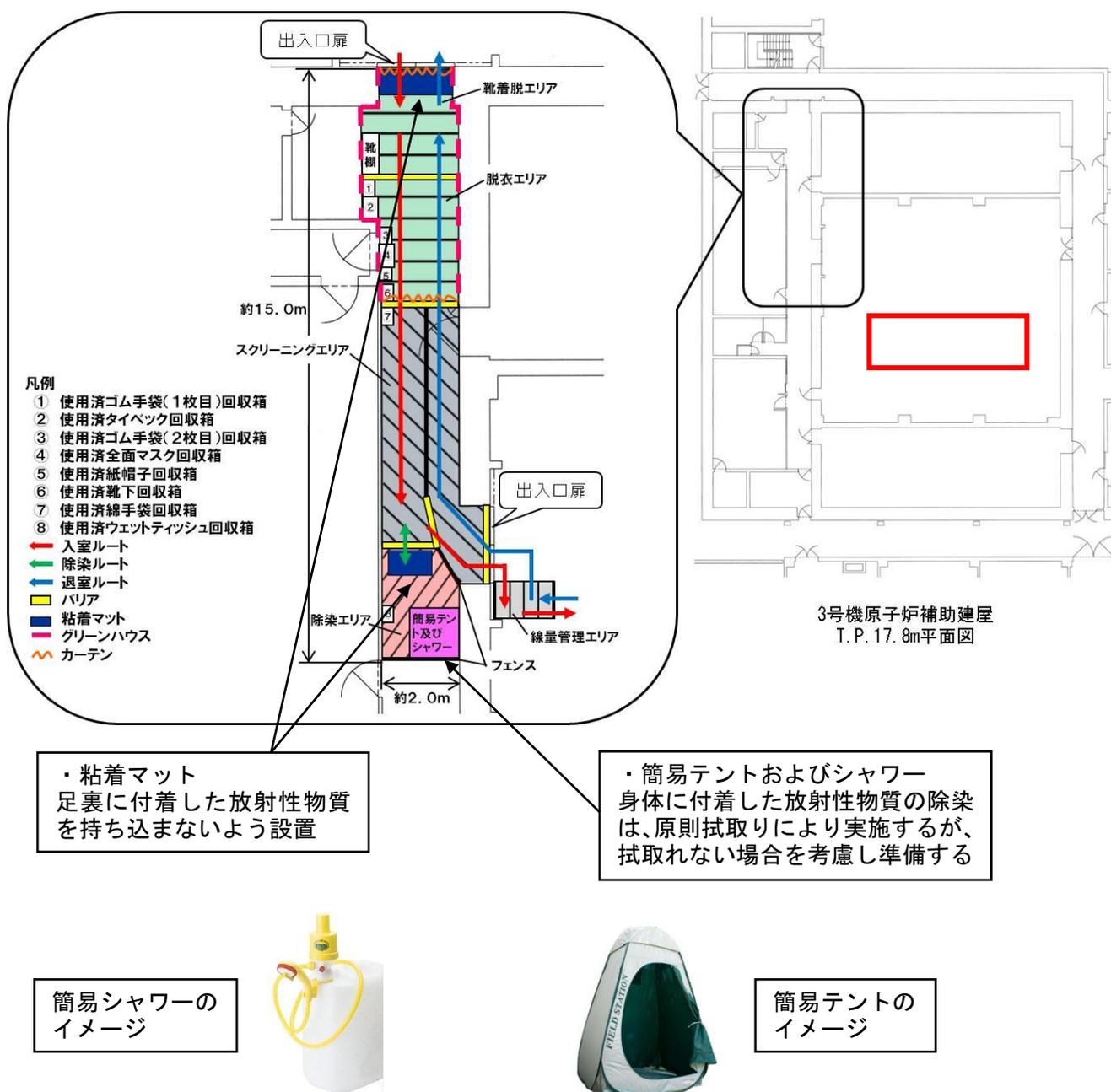


図-1 中央制御室チェンジングエリア設定イメージ図

(2) 中央制御室の出入管理

チェンジングエリアは、中央制御室外で活動した要員が中央制御室内に入室する、または中央制御室内から中央制御室外へ退室する場合に使用する。

中央制御室外は放射性物質により汚染しているおそれがあることから、中央制御室外で活動する要員は防護具類を着用し活動することになる。

中央制御室外での活動中に要員が着用している防護具類に放射性物質が付着する可能性があるためチェンジングエリアを設置するが、チェンジングエリアのレイアウトは要員の防護具類の脱衣行為に合わせて図-2のとおり3分割した次のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 靴着脱エリア

中央制御室外で使用した靴を脱ぐ、または中央制御室外へ出る場合に靴を履くエリア

② 脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア

③ スクリーニングエリア

防護具類を脱衣した要員の身体サーベイを行い、汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動するエリア

また、「スクリーニングエリア」で要員の身体に放射性物質による汚染が確認された場合の除染を行うエリアとして「除染エリア」を設ける。

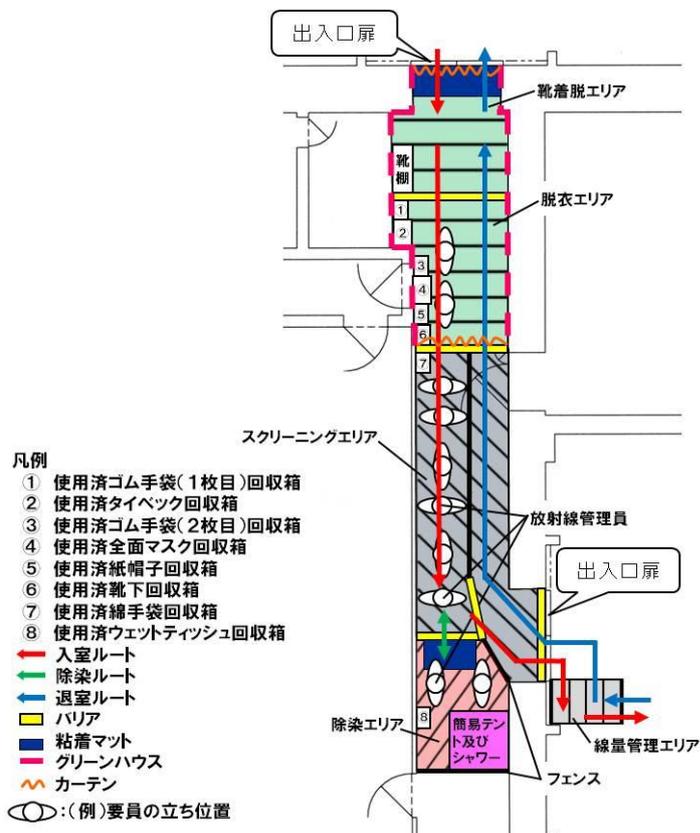


図-2 チェンジングエリア内の要員動線イメージ図

(3) 中央制御室内の汚染管理

(2) 項のとおり、中央制御室内に放射性物質による汚染を持ち込まないようにチェンジングエリアを設けているが、スクリーニングエリア内で要員の汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した「除染エリア」で要員の除染を行う。

要員の除染については、濡れウェスによる拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染部位への水洗による除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。なお、簡易シャワーを用いた除染による廃水は、ウェスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

(4) 中央制御室の作業環境測定と対策

放管班員は、中央制御室内の表面汚染密度、線量当量率および空气中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入等がないことを確認する。

また、必要に応じて防護具類の着用や除染等の対策を講じる。

(5) 防護具類の管理

要員は、中央制御室から退室する場合に中央制御室内にて防護具類を着用するが、着用方法の間違いは内部被ばくをするおそれがあることから、内部被ばく防止のため、放管班員が適宜要員の防護具類の着用状況について監視し、指導、助言をする。

(6) 放射性廃棄物の管理

中央制御室外で活動した要員が着用した防護具類は、チェンジングエリア内で廃棄する。これらの放射性廃棄物については、チェンジングエリア内に留め置くと環境線量当量率の上昇または放射性物質による汚染の拡大へつながる要因となることから、適宜中央制御室外へ持ち出しチェンジングエリア内の汚染拡大防止を図る。

(7) チェンジングエリアの設置要員について

チェンジングエリアについては、放管班員（放管班長および放管副班長を除く）の計8名のうち2名が3号機中央制御室に出向き設置・運用することで対応する。

放管班全員の具体的な業務分担は、次表のとおりである。

なお、発電所では放管班が24名で構成されているため、下表以外の放管班14名は宮丘地区に参集・待機し、必要により交替や応援を行う。

放管班の業務分担

	人数	業務分担
放管班長	1名	放射線管理および環境モニタリングのに関する放管班員への指示
放管副班長	1名	放管班長の補佐
放管班（A）	2名	緊急時モニタリング
放管班（B）	2名	緊急時モニタリング
放管班（C）	2名	3号機中央制御室チェンジングエリア設置、放射線管理
放管班（D）	2名	3号機緊急時対策所チェンジングエリア設置、放射線管理

(8) チェンジングエリアの設営時間の考え方について

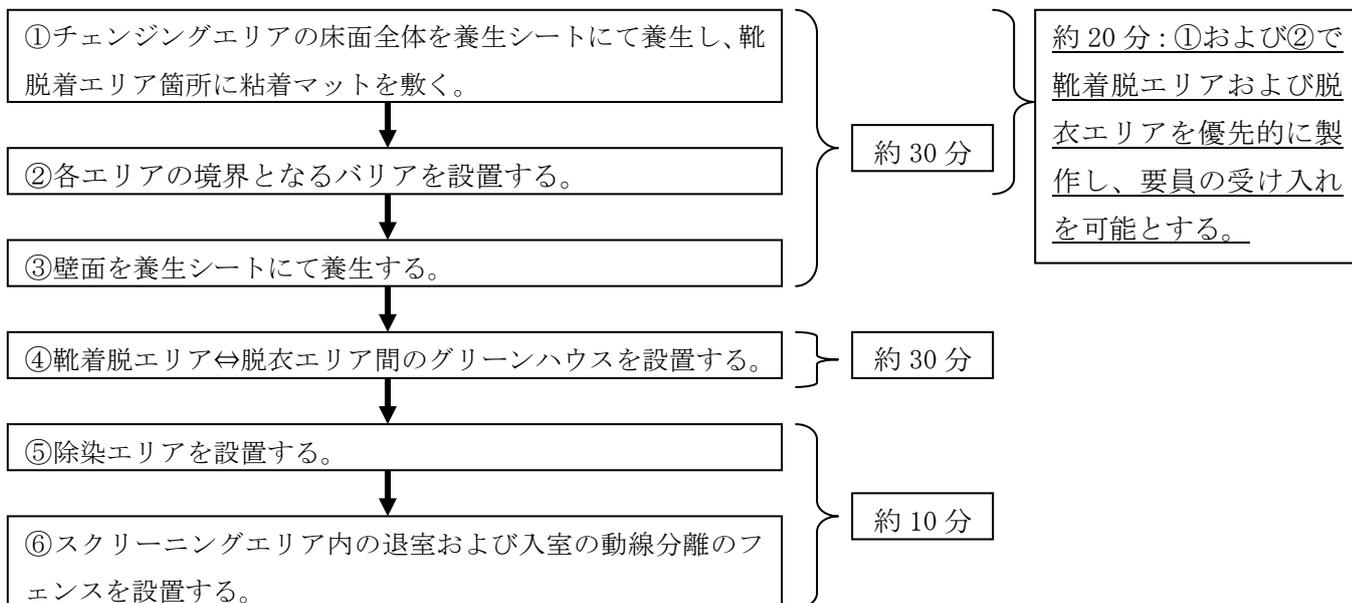
重大事故等が発生した場合、あるいは放管班長が中央制御室の居住性を向上させる必要があると判断した場合には速やかにチェンジングエリアを設営し、中央制御室に放射性物質が持ち込まれないようにする必要がある。

中央制御室外で活動する要員は現場対応のため中央制御室から退室し、活動終了後に中央制御室に入室することになり、入室する際にはチェンジングエリアが設営済みであることが望ましいが、現場対応の状況によっては中央制御室から退室後、チェンジングエリア設営中に中央制御室へ戻ってくる可能性もある。

チェンジングエリアの各エリアで最も放射性物質による汚染が生じるおそれがあるのは靴着脱エリアおよび脱衣エリアであることから、次のフローのように当該エリアを優先的に製作し要員の受け入れを可能とすることで、チェンジングエリアの設営中の中央制御室への入室者からの放射性物質の持ち込みを防止し、その他のエリアについても迅速に製作する。

なお、チェンジングエリアの設営が速やかにできるよう放管班員に定期的な教育・訓練を行い設営時間の短縮および技術力の向上を図ることとしている。

中央制御室のチェンジングエリア設営基本フロー



(9) チェンジングエリアへの放射性物質の流入防止

中央制御室のエリアには複数の扉が設置されているが、中央制御室内への放射性物質の流入を防止するため、中央制御室の境界にある扉は全て気密扉であるとともに、図-3のとおり出入口となる扉は1箇所のみとし、その他の扉については施錠管理により開放ができない運用とすることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する運用としている。

出入口となる扉1箇所には、要員が装着している防護具類の脱衣エリアおよび脱衣後の現場作業要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認するためのスクリーニングエリアを設置し、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。



- 凡例
- : 中央制御室換気設備範囲 (バウンダリ範囲)
 - : 気密扉
 - : 気密扉および扉施錠箇所
 - : チェンジングエリア

図-3 中央制御室出入口扉施錠箇所

5. 重大事故時の居住性評価における主要評価条件について

第1表 大気中への放出量評価条件（重大事故時）（1/5）

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
評価事象	大破断 LOCA +ECCS 失敗 +CV スプレー失敗	炉心損傷が早く、また CV 内の圧力が高く維持される事象であることから、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象として選定。（補足説明資料 7 参照）	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.（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ナシ）のソースターム解析結果を基に設定する。
全交流動力電源喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定。	
最終ヒートシンク喪失	考慮する	評価が厳しくなるように設定。	
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。	

第 1 表 大気中への放出量評価条件（重大事故時）（2/5）

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX 燃料)	評価対象炉心は、被ばく評価において厳しい MOX 燃料装荷炉心を設定。（補足説明資料 8 参照） 原子炉運転時間、サイクル数は、核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定。	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a.（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）のソースターム解析結果を基に設定する。
サイクル数 (バッチ数)	4(ウラン燃料) 3(MOX 燃料) 装荷比率は 3/4：ウラン燃料 1/4： MOX 燃料		
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量	希ガス類：100 % ヨウ素類：75 % Cs 類：75 % Te 類：30.5 % Ba 類：12 % Ru 類：0.5 % Ce 類：0.55 % La 類：0.52 %	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する。NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。（補足説明資料 9 参照）	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。
よう素の形態	粒子状よう素：5 % 元素状よう素：91 % 有機よう素：4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して、pH 調整ができず、pH>7 となると限らないため、pH によらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G.1.195 のよう素割合に基づき設定。（補足説明資料 10 参照）	4.3(1)a. 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。

第1表 大気中への放出量評価条件（重大事故時）（3/5）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時間	0 秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果の NUREG-1465 記載の値を設定。	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。
原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果	沈着速度 9.0×10^{-4} (1/秒)	CSE A6 実験に基づき設定。（補足説明資料 11 参照）	4.3(3)d. 実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。（補足説明資料 11 参照）	4.3(3)d. 実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
代替格納容器スプレイ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	4.3(3)a. 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。
代替格納容器スプレイによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。（補足説明資料 12 参照）	記載なし。

第1表 大気中への放出量評価条件（重大事故時）（4/5）

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象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に余裕をみた値を設定。 （補足説明資料 13 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の漏えい割合	アニュラス部 : 97 % アニュラス部以外 : 3 %	内規を準用し設定。	記載なし。
アニュラス部体積	7860 m ³	設計値として設定。	記載なし。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時	ファン1台の起動を想定。	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、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。

第1表 大気中への放出量評価条件（重大事故時）（5/5）

評価条件	使用値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
アニュラス 負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値（起動遅れ時間 事象発生後 60分 + 起動後負圧達成時間 設計値（12分）に余裕をみた値 18分の合計）。起動遅れ時間 事象発生後 60分は、空冷式非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス排気弁遠隔操作装置によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、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。
アニュラス空気浄化設備 よう素フィルタによる 除去効率	0～78分：0% 78分～：95%	審査ガイドに示されたとおり使用条件での設計値を基に設定。（補足説明資料 14,15 参照）	4.3(3)b. アニュラス空気浄化設備フィルタ効率 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。
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる 除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	審査ガイドに示されたとおり使用条件での設計値を基に設定。（補足説明資料 14,15 参照）	
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおりの評価期間を設定。	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。

第2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）（重大事故時）

評価項目		評価結果 ※1
希ガス	Gross 値	約 5.4×10^{16} Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値	約 8.7×10^{15} Bq
よう素	Gross 値	約 2.5×10^{14} Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10^{13} Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10^{13} Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.1×10^{13} Bq

※1 主な核種の放出放射エネルギーの推移グラフは補足説明資料 16 に示すとおりである。

第3表 大気拡散条件（重大事故時）（1 / 4）

評価条件	使用値	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。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月) (地上風を代表する観測点 (地上約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(地上約10m)の気象データを使用。 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象資料を使用。(補足説明資料17参照)	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	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、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。
放出源 及び 放出源高さ	排気筒 73.1 m(地上高さ) 地上 0 m	審査ガイドに示されたとおり設定。	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。

第3表 大気拡散条件（重大事故時）（2/4）

評価条件	使用値	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方法に基づき設定。	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。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。	4.2(2)a. 原子炉制御室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	原子炉格納容器	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。

第3表 大気拡散条件（重大事故時）（3／4）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定。 (付図1, 2参照)</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従って適切な評価点を設定。(付図1, 3参照)</p>	<p>【中央制御室】 4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 記載なし。</p>
着目方位	第4表参照	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定。	4.2(2)b. 原子炉制御室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。



付図1 評価点全体図

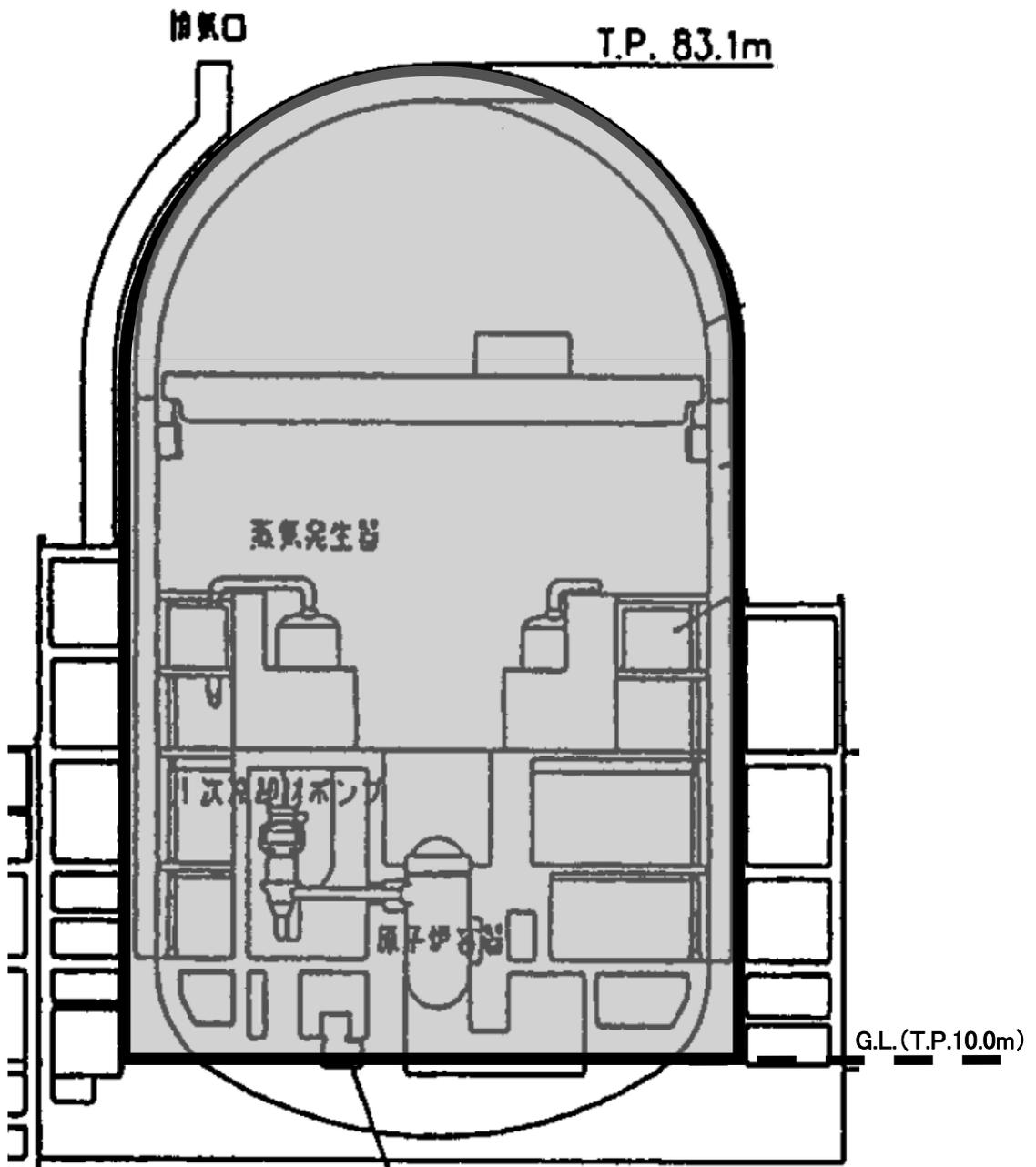


付図2 中央制御室中心及び入口評価点

付図3 出入管理建屋入口評価点

第3表 大気拡散条件（重大事故時）（4 / 4）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700m ²)	審査ガイドに示されたとおり設定。 保守的に最小面積をすべての方位に 適用。(付図4参照)	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	内規を準用し設定。	記載なし。



付図4 原子炉格納容器の投影面積

第4表 相対濃度及び相対線量（重大事故時）

評価対象	評価点	評価距離 (m) ^{※1}	着目方位	評価方位 ^{※2} (着目方位)	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
中央制御室 滞在時	中央制御室中心	60m	5	W, WNW, NW, NNW, N	地上放出：約 5.6×10^{-4} 排気筒放出：約 2.8×10^{-4}	地上放出：約 2.4×10^{-18} 排気筒放出：約 4.6×10^{-19}
入退域時	出入管理建屋 入口	110m	3	WNW, NW, NNW	地上放出：約 3.8×10^{-4} 排気筒放出：約 1.9×10^{-4}	地上放出：約 1.8×10^{-18} 排気筒放出：約 3.3×10^{-19}
	中央制御室入口	50m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	地上放出：約 5.7×10^{-4} 排気筒放出：約 2.8×10^{-4}	地上放出：約 2.3×10^{-18} 排気筒放出：約 4.7×10^{-19}

※1 放出源から評価点までの水平距離

※2 評価方位（着目方位）の決定方法は付図5参照。



付図5-1 着目方位の決定方法（評価点：中央制御室中心）



付図5－2 着目方位の決定方法（評価点：中央制御室入口）



付図5－3 着目方位の決定方法（評価点：出入管理建屋入口）

第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（重大事故時）（1/2）

評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様			
	原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉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。
事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定。		
計算モデル	外部遮蔽厚さ	ドーム部：0.3 m (最薄部) 円筒部：1.0 m マイナス側許容差については、 -5mmを考慮する。	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	壁：0.8 m 天井：0.8 m マイナス側許容差については、 -5mmを考慮する。	審査ガイドに示されたとおり設定。	

第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（重大事故時）（2/2）

	評価条件	使用値	選定理由	審査ガイドでの記載
計算モデル	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver.90m)	QAD 及び SCATTERING は共に 3次元形状の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。従って、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 及び SCATTERING 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建屋内の積算線源強度（重大事故時）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度(MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.6×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.9×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	2.6×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.0×10^{12}

第7表 線量換算係数及び呼吸率の条件（重大事故時）

項 目	使 用 値	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	ICRP Publication 71 に基づく。	記載なし。
呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく。	記載なし。

第 8 表 運転員交替考慮条件（重大事故時）

項 目		使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間		49 時間 00 分	・運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる運転員の滞在時間として設定。	記載なし。
入退城	回 数	10 回	<ul style="list-style-type: none"> ・運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる運転員の入退城回数として設定。 ・入退城の評価にあたって、周辺監視区域境界から中央制御室入口までを評価対象としている。 ・周辺監視区域境界から出入管理建屋までの車での移動を考慮して、出入管理建屋入口に 10 分間滞在するものとし評価する。 ・出入管理建屋入口から中央制御室入口までの徒歩での移動を考慮して、中央制御室入口に 5 分間滞在するものとし評価する。 	記載なし。
	滞在時間	入退城 1 回あたり、入退城の経路に沿って、 <ul style="list-style-type: none"> ・出入管理建屋入口に 10 分間 ・中央制御室入口に 5 分間 とどまるものとする。		

※ 運転員（当直）の交替による滞在時間と入退城回数の考え方は、補足説明資料 18 参照。

第9表 地表への沈着速度の条件（重大事故時）

項 目	使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	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）の4倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2*1 より設定。（補足説明資料 19 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：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

第 10 表 中央制御室換気設備条件（重大事故時）（1/3）

項 目	使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
事故時における 外気取り込み	評価において 考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提 としているため、中央制御室内には放射性 物質が外気から直接流入することのみを 考慮。	4.2(2)e. 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。 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）
中央制御室 バウンダリ体積 （容積）	$4.0 \times 10^3 \text{ m}^3$	空調機器の体積を含む中央制御室バウン ダリ体積として設定。	4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる 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バウンダリ体 積（容積）を用いて計算する。
外部ガンマ線による 全身に対する線量評価時の 自由体積	$3.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	事故時運転員が立ち入る可能性がある中 央制御室と同フロアのエリア体積を設定。	
空気流入量	$2.0 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{時}$ （0.5 回/時）	空気流入率測定試験結果（0.14 回/h）を基 に余裕を見込んだ値として設定。（補足説 明資料 20 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値を 設定する。

第 10 表 中央制御室換気設備条件（重大事故時）（2/3）

項 目	使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気設備 フィルタによる 除去効率遅れ時間	300 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値。 起動遅れ時間 事象発生後 300 分は、空冷式非常用発電機による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作等での中央制御室非常用循環設備の復旧までに要する時間を想定。	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。
中央制御室換気設備 非常用循環ファン流量	$5.1 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{時}$ （ただし、300 分後起動）	審査ガイドに示されたとおり作動開始時間については、選定した事故シーケンスに基づき、時間遅れを考慮。流量は設計値を基に設定。	4.2(2)e. 原子炉制御室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。

第 10 表 中央制御室換気設備条件（重大事故時）（3/3）

項 目	使 用 値	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気設備 よう素フィルタによる 除去効率	0～300 分： 0 % 300 分～7 日： 95 %	審査ガイドに示されたとおり使用条件 での設計値を基に設定。（補足説明資料 14,15 参照）	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。
中央制御室換気設備 微粒子フィルタによる 除去効率	0～300 分： 0 % 300 分～7 日： 99 %	審査ガイドに示されたとおり使用条件 での設計値を基に設定。（補足説明資料 14,15 参照）	
マスクによる防護係数	50 評価期間中マスク着用	漏れを考慮しても期待できる値として 設定。（補足説明資料 21 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。 ただし、マスクの除染係数 についての記載はなし。

6. 設計基準事故時の居住性評価における主要評価条件について

第1表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞（1/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失	内規に示されたとおり設定。	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	炉心熱出力（2,652MWt）の102%	定格値に定常誤差（+2%）を考慮した値を設定。	4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	最高40,000時間	内規に示されたとおり設定。	同上
サイクル数 (バッチ数)	4	内規に示されたとおり設定。	同上

第1表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞（2/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	希ガス：100 % よう素：50 %	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90 % 有機よう素：10 %	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50 %	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見ないとする。
原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100 秒	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒とすることは妥当と認められるということは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という。）に示されており、その考え方を準用する。

第1表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞（3/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
原子炉格納容器からの漏えい率	0～1日：0.15%/日 1～30日：0.075%/日	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部：97% アニュラス部以外：3%	内規に示されたとおり設定。	解説4.3 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当である。
アニュラス部体積	7860 m ³	設計値として設定。	記載なし。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時	ファン1台の起動を想定して設定。	記載なし。
アニュラス負圧達成時間	10分	内規に示されたとおり設定。 「非常用炉心冷却設備作動」信号によりアニュラス空気浄化設備が起動。	4.2.1(2) アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
アニュラスよう素フィルタによる除去効率	0～10分：0% 10分～30日：90% ただし、30分まではファン容量の100%放出、30分以降はファン容量の35.5%放出	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。

第1表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞（4/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
ECCS 再循環開始時刻	事故後 20 分	—	記載なし。
再循環系から安全補機室への漏えい率	$8 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{時}$	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し 2 倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。
再循環水体積	$1.4 \times 10^3 \text{ m}^3$	設計値として設定。	記載なし。
再循環水中の放射能量	炉心内よう素蓄積量の 50 %	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) 再循環水中には、事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50 % が溶解するものとし、ECCS の再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5 %、補助建屋内でのよう素の沈着率は 50 % と仮定する。
再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の移行率	5 %	内規に示されたとおり設定。	同 上
安全補機室でのよう素の沈着率	50 %	内規に示されたとおり設定。	同 上
アニュラス空気浄化設備フィルタによる安全補機室の除去効率	90 %	内規に示されたとおり設定。	4.2.1(2) ECCS の再循環系が設置される補助建屋内換気系による素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする。
事故の評価期間	30 日	内規に示されたとおり設定。	解説 3.2 評価期間は、事故発生後 30 日間とする。

第2表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜蒸気発生器伝熱管破損＞（1/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
評価事象	蒸気発生器伝熱管破損 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断	内規に示されたとおり設定。	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。 4.2.2(2) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断し、二次冷却系を介して一次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象とする。
外部電源	喪失する	内規に示されたとおり設定。 大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合のほうがより厳しい評価となる。	4.2.2(2) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。

第2表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜蒸気発生器伝熱管破損＞（2/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
炉心熱出力	炉心熱出力（2,652MWt）の 102 %	定格値に定常誤差（+2 %）を考慮した値を設定。	4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	内規に示されたとおり設定。	同上
サイクル数 (バッチ数)	4	内規に示されたとおり設定。	同上

第2表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜蒸気発生器伝熱管破損＞（3/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
通常運転中に 1次冷却材中に存在する 希ガス・よう素の量	燃料被覆管欠陥率1%とした場合の1次 冷却材中の希ガス・よう素の濃度	内規に示されたとおり設 定。	4.2.2(4) 事象発生前の1次冷却材中の放射性物 質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠 陥率を用いて計算された値とする。
追加放出に寄与する 核分裂生成量	追加放出に寄与する放射エネルギーの 炉心内蓄積量に対する割合 希ガス：0.02 % よう素：0.01 % 追加放出は事故後すぐに 1次冷却系に放出されるとする。	内規に示されたとおり設 定。	4.2.2(4) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒の ギャップから、希ガス及びよう素が、事故 発生直後1次冷却系に追加放出される。
破損SG隔離までの 時間	54分	隔離時間の設定に関する 記載はないが、解析上考 慮されている隔離時間を 設定。	記載なし。
隔離までの 1次冷却材流出量	95 t	解析結果に余裕を見込ん だ値として設定。	記載なし。
2次冷却系に流出する よう素の形態	有機よう素：1 % 無機よう素：99 %	内規に示されたとおり設 定。	4.2.2(4) 2次冷却系に流出してきたよう素のう ち、有機よう素は1%とし、残りの99%は 無機よう素とする。
大気中へ放出される 希ガス量	2次冷却系に流出してきた 希ガス全量	内規に示されたとおり設 定。	4.2.2(4) 2次冷却系に流出した希ガスは、全量 が大気中に放出される。

第2表 大気中への放出量評価条件（設計基準事故時）＜蒸気発生器伝熱管破損＞（4/4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
無機よう素の 気液分配係数	100	内規に示されたとおり設定。	4.2.2(4) 無機よう素は、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出される。
破損側蒸気発生器隔離までの 蒸気の大気放出量	35 t	解析結果に余裕を見込んだ値として設定。	記載なし。
弁の漏えい率	10 m ³ /日 弁からの漏えいは30日間続くものとする。 期間中の放射性崩壊は考慮する。	内規に示されたとおり設定。	4.2.2(4) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で30日間続くものとする。
事故の評価期間	30日	内規に示されたとおり設定。	同上

第3表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（30日積算）（設計基準事故時）

評価項目		評価結果
原子炉冷却材喪失	希ガス （ガンマ線エネルギー0.5MeV換算）	約 8.1×10^{15} Bq
	よう素 （I-131等価量（成人実効線量係数換算））	約 9.2×10^{13} Bq
蒸気発生器伝熱管破損	希ガス （ガンマ線エネルギー0.5MeV換算）	約 3.4×10^{15} Bq
	よう素 （I-131等価量（成人実効線量係数換算））	約 3.7×10^{12} Bq
	よう素（隔離後） （I-131等価量（成人実効線量係数換算））	約 1.7×10^{11} Bq

第4表 大気拡散条件（設計基準事故時）（1 / 4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
大気拡散評価 モデル	ガウスプルームモデル	内規に示されたとおり設定。	5.1.1(1) 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月) (地上風を代表する観測点 (地上約10m)の気象データ)	内規に示されたとおり設定。 (補足説明資料17参照)	5.1.1(1) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、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拡散式に用いる。 5.1.1(2) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。
実効放出 継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：13時間 よう素：9時間 【蒸気発生器伝熱管破損】 希ガス：1時間 よう素：1時間	内規に示されたとおり設定。	解説5.13 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一つの方法である。

第4表 大気拡散条件（設計基準事故時）（2 / 4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
放出源 及び 放出源高さ	<p>【原子炉冷却材喪失】 排気筒 73.1 m（地上高さ）</p> <p>【蒸気発生器伝熱管破損】 地上 0 m</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 内規に示されたとおり設定。</p> <p>【蒸気発生器伝熱管破損】 内規に記載はないが、地上放出で設定。</p>	<p>【原子炉冷却材喪失】 4.2.1(2) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとする。</p> <p>【蒸気発生器伝熱管破損】 記載なし。</p>
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	内規に示されたとおり設定。	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、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。
建屋の影響	考慮する	内規に示されたとおり設定。	5.1.2(1) 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。

第4表 大気拡散条件（設計基準事故時）（3 / 4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載													
<p>巻き込みを生じる 代表建屋</p>	<p>原子炉格納容器</p>	<p>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、内規に示された選定例に基づいて選定。</p>	<p>5.1.2(3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1518 427 2085 632"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)														
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋														
<p>放射性物質濃度の 評価点</p>	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 出入管理建屋入口 中央制御室入口</p>	<p>【中央制御室内】 内規に示されたとおり設定。 【入退域時】 内規に示された方法に基づき設定。</p>	<p>【中央制御室】 5.1.2(3) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室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同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、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 7.5.1(5) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>													

第4表 大気拡散条件（設計基準事故時）（4 / 4）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
着目方位	<p>【原子炉冷却材喪失】 第5表参照</p> <p>【蒸気発生器伝熱管破損】 第6表参照</p>	<p>内規に示された方法に基づき設定。</p>	<p>5.1.2(3) 中央制御室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5.4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。</p>
建屋投影面積	<p>原子炉格納容器の垂直な投影面積 (2,700m²)</p>	<p>内規に示されたとおり設定。 保守的に最小面積をすべての方位に適用。</p>	<p>5.1.2(3) 図5.9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。</p>
形状係数	<p>1/2</p>	<p>内規に示されたとおり設定。</p>	<p>5.1.1(2) 形状係数c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。</p>

第5表 原子炉冷却材喪失時における相対濃度及び相対線量（設計基準事故時）

評価対象	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
中央制御室 滞在時	中央制御室中心	60m	5	W, WNW, NW, NNW, N	約 1.5×10^{-4} (希ガス) 約 1.6×10^{-4} (よう素)	約 1.1×10^{-17}
入退域時	出入管理建屋入口	110m	3	WNW, NW, NNW	約 1.1×10^{-4}	約 4.2×10^{-18}
	中央制御室入口	50m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 1.7×10^{-4}	約 1.3×10^{-17}

※ 放出源から評価点までの水平距離

第6表 蒸気発生器伝熱管破損時における相対濃度及び相対線量（設計基準事故時）

評価対象	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
中央制御室 滞在時	中央制御室中心	60m	5	W, WNW, NW, NNW, N	約 5.6×10^{-4} (希ガス) 約 5.6×10^{-4} (よう素)	約 2.0×10^{-17}
入退域時	出入管理建屋入口	110m	3	WNW, NW, NNW	約 3.8×10^{-4}	—
	中央制御室入口	50m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	約 5.7×10^{-4}	—

※ 放出源から評価点までの水平距離

第7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（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞（1/2）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様			
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物	希ガス（Xe類）：100 % ハロゲン（I類）：50 % その他：1 %	内規に示されたとおり設定。	6.1(3) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。
原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に 放出された核分裂生成物が 均一に分布	内規に示されたとおり設定。	6.1(3) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
アニュラス内 線源強度分布	考慮しない	内規に示されたとおり設定。	7.1.1(2)/7.1.2(2) アニュラス部が原子炉格納容器外部遮へいの内側にある場合には、アニュラス部内の線源を原子炉格納容器内に存在するとして計算してもよい。
事故の評価期間	30日	内規に示されたとおり設定。	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第7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（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞（2/2）

評価条件	使用値	選定理由	内規での記載	
計算モデル	外部遮蔽厚さ	ドーム部：0.3 m (最薄部) 円筒部：1.0 m マイナス側許容差については、-5mmを考慮する	内規に示されたとおり設定。	7.1.1(2)/7.1.2(2) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。
	中央制御室遮蔽厚さ	壁：0.8 m 天井：0.8 m マイナス側許容差については、-5mmを考慮する	内規に示されたとおり設定。	
	空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1 Sv/Gy	内規に示されたとおり設定。	6.2(2)/6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/ Gyとする。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	SCATTERING コード	内規に示されたとおり設定。	6.2(4) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせて用いる。 6.3(3) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

第8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
 建屋内の積算線源強度（設計基準事故時）＜原子炉冷却材喪失＞

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	6.8×10^{23}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	7.1×10^{23}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.4×10^{23}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	1.8×10^{23}
2.5	$1.8 < E$	1.2×10^{23}

第9表 線量換算係数及び呼吸率の条件（設計基準事故時）

項 目	使 用 値	選 定 理 由	内規での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 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	ICRP Publication 71に基づく。	記載なし
呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /時	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。	記載なし。

第 10 表 運転員交替考慮条件（設計基準事故時）

項 目		使 用 値	選 定 理 由	内規での記載
中央制御室 滞在期間		196 時間 00 分	<ul style="list-style-type: none"> ・内規に示されたとおり設定。 ・運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる運転員の滞在時間として設定。 	<p>7.1.1(2) 中央制御室内の滞在時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在時間の割合で配分する。</p> <p>7.4.1(1) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p>
入退域	回 数	40 回	<ul style="list-style-type: none"> ・内規に示されたとおり設定。 ・運転員の勤務形態として 5 直 2.5 交替とし、評価期間中、最大となる運転員の入退域回数として設定。 	<p>7.4.1(1) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p>
	滞在時間	入退域 1 回あたり、入退域の経路に沿って、 <ul style="list-style-type: none"> ・出入管理建屋入口に 10 分間 ・中央制御室入口に 5 分間 とどまるものとする。		

※ 運転員（当直）の交替による滞在時間と入退域回数の考え方は、補足説明資料 18 参照。

第 11 表 中央制御室換気設備条件（設計基準事故時）（1/2）

項 目	原子炉冷却材 喪失	蒸気発生器 伝熱管破損	選 定 理 由	内規での記載
	使 用 値			
事故時における 外気取り込み	評価において考慮せず		内規に示されたとおり 中央制御室内に直接流 入することのみを考慮。	7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の 経路で放射性物質が外気から取り込まれるこ とを想定する。
中央制御室非常用循環設備 処理空間容積	4.0×10 ³ m ³		内規に示されたとおり 設計値を基に設定。	7.3.2(7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能 濃度に基づき、空調システムの設計に従っ て中央制御室内の放射能濃度を求める。
外部γ線による全身に対する線量 評価時の自由体積	3.8×10 ³ m ³		内規に示されたとおり 設計値を基に設定。	7.3.4(3) ガンマ線による被ばくの計算では、中央 制御室と異なる階層部分のエンベロープにつ いて、階層間の天井等による遮へいがあるの で、中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室非常用循環設備 フィルタ流量	[通常時] 0 m ³ /時 [事故時] 5.1×10 ³ m ³ /時		内規に示されたとおり 設計値を基に設定。	7.3.2(7) a) 中央制御室内への取り込み空気放射能 濃度に基づき、空調システムの設計に従っ て中央制御室内の放射能濃度を求める。
中央制御室非常用循環設備 よう素フィルタ除去効率	90 %		内規に示されたとおり 設定。	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設 計値又は管理値を用いる。
空気流入量	中央制御室内に直接流入 2.0×10 ³ m ³ /時 (0.5 回/時)		内規に示されたとおり 設定。	7.3. (1) b) 中央制御室の空気流入率については、 「原子力発電所の中央制御室の空気流入率 測定試験手法」に従うこと。

第 11 表 中央制御室換気設備条件（設計基準事故時）（2/2）

項 目	原子炉冷却材 喪失	蒸気発生器 伝熱管破損	選 定 理 由	内規での記載
	使 用 値			
事故時運転モードへの 切替時間	1 分	10 分	<p>内規に示されたとおり設定。</p> <p>「非常用炉心冷却設備作動」信号により中央制御室が自動隔離する。</p> <p>外気隔離ダンパの故障も仮定して切替時間を設定。</p> <p>切替時間の違いは、非常用炉心冷却設備作動信号発信時間の違いによるものである。</p>	<p>7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。</p>

7. 重大事故時の居住性評価における事故シーケンス選定の考え方について

評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、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（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「格納容器過圧破損」において想定している「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」としている。

中央制御室の被ばく線量は、放出された放射性物質からの線量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シーケンスが中央制御室被ばくの観点から厳しくなるシーケンスである。

「ECCS 注水機能喪失」や「全交流動力電源喪失」等の炉心損傷防止シーケンスでは、炉心が損傷しないことから大規模な放射性物質の放出はない。一方、炉心が損傷する事象では、大規模な放射性物質の放出が伴うため、被ばく評価上厳しくなる。

炉心が損傷する事象としては、格納容器破損防止対策の有効性に係る格納容器破損モードとして選定される事象であり、泊 3 号機の場合、「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」、「全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象」及び「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能が喪失する事象」である。

選定された事象の中で被ばく評価の観点で厳しくなるのは、炉心損傷に至るまでの時間が短いシーケンス、格納容器スプレイが失敗するシーケンス及び原子炉格納容器の圧力が高く推移するシーケンスである。

炉心損傷に至るまでの時間が短いシーケンスでは、アニュラス空気浄化設備の起動によりアニュラス空気浄化設備のフィルタを介して放射性物質の放出が大幅に低減する効果が期待できない時間がある。

格納容器スプレイが失敗するシーケンスでは、流量が少ない代替スプレイを用いることから、原子炉格納容器内に放出されたよう素やセシウム等の放射性物質を除去する効果が小さくなる。

原子炉格納容器圧力が高く推移するシーケンスのほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなることから、放射性物質の放出量は多くなる。

炉心が損傷する事象として選定した 3 事象について、具体的な被ばく評価上の条件相違点を整理し、被ばく評価への影響を第 1 表にまとめる。

第1表 各シーケンスの比較

シーケンス	大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象	全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象	大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能が喪失する事象	中央制御室被ばくへの影響
炉心溶融開始	約 19 分	約 3 時間	約 24 分	
①格納容器スプレイ	失敗 (代替注水による格納容器スプレイ成功)	失敗 (代替注水による格納容器スプレイ成功)	成功	格納容器スプレイが成功することにより、スプレイ水による除去効果が大きくなるので、格納容器からの放出量は低減される。 したがって、失敗の方が厳しい結果となる。
②アニュラス空気浄化設備の作動	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス空気浄化設備作動後に放出が開始。すべての時間でフィルタ効果を期待できる。	アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始。フィルタ効果を期待できない時間がある。	アニュラス負圧達成後はフィルタで捕集としているため、アニュラス空気浄化設備作動前に放出が開始される方が厳しい結果となる。
③原子炉格納容器の圧力	事象発生初期から、高い圧力で推移する。	炉心溶融開始時間が遅いため、原子炉格納容器の圧力上昇は緩やかである。	格納容器スプレイが成功するため、原子炉格納容器の圧力は他の 2 事象に比較して、低く推移する。	原子炉格納容器圧力が高く推移するほうが、原子炉格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、厳しい結果となる。

第 1 表にまとめたとおり、3 事象のうち、炉心損傷に至るまでの時間が短いシーケンス、かつ、格納容器スプレイが失敗するシーケンス、かつ、原子炉格納容器圧力が高く推移するシーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」が、中央制御室の被ばく評価上最も厳しい結果となる。

したがって、本評価においては、「大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象」にて評価を行う。

8. 重大事故時の居住性評価における炉心選定の考え方について

居住性評価における被ばくについては、一般的に内部被ばくによる寄与が大きい。そのため、重大事故時の居住性評価においては、内部被ばくに着目して炉心を選定している。

ウラン燃料炉心^(注1)及びMOX燃料装荷炉心^(注2)における炉心内蓄積量及び放出放射エネルギーを第1表及び第2表に示す。MOX燃料装荷炉心では、ウラン燃料炉心に比べ、内部被ばく評価に用いられるI-131等価換算値が大きい。従って、重大事故時の居住性評価においては、MOX燃料装荷炉心を選定している。

なお、第2表に示すとおり、大気中へ放出された放射性物質による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられる γ 線エネルギー0.5MeV換算値がほぼ変わらない結果となっている。また、第3表に示すとおり、建屋からのガンマ線による外部被ばくについても、外部被ばく評価に用いられる原子炉格納容器内の7日間積算線源強度がほぼ変わらない結果となっている。

第1表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の炉心内蓄積量
(泊3号機)

MOX 燃料装荷炉心	γ 線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	4.2E+20
	I-131等価換算 (Bq)	6.6E+20
ウラン燃料炉心	γ 線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	4.4E+20
	I-131等価換算 (Bq)	2.1E+20
MOX/ウラン比	γ 線エネルギー0.5MeV換算 (-)	97%
	I-131等価換算 (-)	315%

第2表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の放出放射能量
(泊3号機)

		アニュラス 部外	アニュラス 経由	合計
MOX 燃料装荷炉心	γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)	4.8E+14	9.1E+15	9.5E+15
	I-131 等価換算 (Bq)	6.6E+13	8.3E+13	1.5E+14
ウラン燃料炉心	γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)	4.8E+14	9.0E+15	9.5E+15
	I-131 等価換算 (Bq)	4.7E+13	7.5E+13	1.2E+14
MOX/ウラン比	γ線エネルギー 0.5MeV 換算 (-)	100.1%	100.4%	100.4%
	I-131 等価換算 (-)	139%	111%	122%

第3表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の原子炉格納容器内の
7日間積算線源強度
(泊3号機)

MOX燃料装荷炉心 (MeV)	ウラン燃料炉心 (MeV)	MOX/ウラン比
4.18×10^{24}	4.20×10^{24}	99.4%

(注1) 燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tまでのウラン燃料を100%装荷した炉心。

(注2) 炉心の3/4に燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tまでのウラン燃料、1/4に燃料集合体最高燃焼度45,000MWd/tまでのMOX燃料を装荷した炉心。

9. 重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

中央制御室（重大事故）居住性評価において、原子炉容器からの放射性物質の放出割合については、NUREG-1465^(注1)の炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に設定している。

第1表 事故発生直後の泊3号機炉心内蓄積量

核種	炉心内蓄積量
希ガス類	約 3.0×10^{19} Bq
よう素類	約 3.1×10^{19} Bq
セシウム類	約 1.2×10^{19} Bq
テルル類	約 1.9×10^{19} Bq
バリウム類	約 1.8×10^{19} Bq
ルテニウム類	約 3.7×10^{19} Bq
セリウム類	約 6.5×10^{19} Bq
ランタン類	約 6.6×10^{19} Bq

(炉心内蓄積量は ORIGEN2 を用いて算出)

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について、以下のような事象進展各フェーズに対する放出割合を設定している。

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という。）は炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている大 LOCA+ECCS 注入失敗+スプレイ失敗を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。第2表に、NUREG-1465 に示される事象進展の各フェーズに対する炉心から原子炉格納容器内に放出される各核種グループの放出期間及び放出割合を示す。

第2表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
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.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel
 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel
 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

第3表に、泊3号機にてMAAPにより解析した、炉心溶融開始時間及び原子炉容器破損時間とNUREG-1465でのとの比較を示す。

第3表 泊3号機 MAAPによる解析結果とNUREG-1465の比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約19分	約19分～約1.5時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

本評価で用いたモデルでの原子炉格納容器からの放出割合とMAAP解析での原子炉格納容器からの放出割合を第4表に示す。

第4表より、原子炉格納容器からの放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。

第4表 原子炉格納容器からの放出割合の比較

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
Xe 類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
I 類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}

次に入退域時の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に対して、本評価で用いたモデルでの評価が保守的であることを確認する。

MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。

一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。

第5表に結果を示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

これらのことから、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できることを確認した。

第5表 原子炉格納容器内の線源強度における
本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}

米国において、更新ソースタームを高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月)⁽¹⁾にまとめられ公開されている。ERI/NRC 02-202 (2002 年 11 月)は、米国にて NUREG-1465 のソースタームの高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用性に関し、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われた結果をまとめ、公開されているものである。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料の第 7 表及び第 8 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。

各フェーズの継続時間及び、被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465 の数値とおおむね同程度とされている。その他の核種グループについては、NUREG-1465 の

数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定められている。

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書 (SAND2011-0128⁽²⁾) が出されている。

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、第 9 表及び第 10 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 6 表にそれらのデータを整理した。

第 6 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [*]	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料) [*]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊 3 号機の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55GWd/t、MOX 燃料で 45GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度 59GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊 3 号機の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61GWd/t、MOX 燃料で 53GWd/t であり、R. G. 1. 183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度 62GWd/t の範囲内にある。このため、泊 3 号機に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないこと、を考慮し、今回の評価においては、審査ガイドにも記載されている NUREG-1465 の数値を用いることが適切であると考えられる。

第7表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ^{note 4} (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group ⁵)	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

^a Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第8表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment⁴

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第9表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁴)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

第10表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻³ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻³ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

(注 1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002

(注 2) D. A. Powers, M. T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011

(別紙)

核種グループの内訳について

環境に放出される放射性物質に対する核種グループの内訳及び原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室入退域時の直接及びスカイシャイン線量に対する核種グループの内訳をそれぞれ別表 1 及び別表 2 に示す。高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、別表 1 及び別表 2 に示すとおり、中央制御室居住性評価における寄与割合は小さく、居住性評価に大きな影響を及ぼすものではない。

中央制御室内の被ばく評価結果における環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算の値を別表 1 (1/2) に、 γ 線エネルギー 0.5MeV 換算の値を別表 1 (2/2) に示す。

I-131 等価量換算はハロゲン (I 類) が約 55%、Cs 類が約 12%、その他が約 33%となっており、 γ 線エネルギー 0.5MeV 換算は希ガス (Xe 類) が約 91%、ハロゲン (I 類) が約 7%、Cs 類が約 2%、その他が約 1%となっている。

別表 1 (1/2) 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射エネルギー ^(注1、2) (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 0.0×10^0	0
I 類	約 8.2×10^{13}	55
Cs 類	約 1.7×10^{13}	12
Te 類	約 3.8×10^{12}	3
Ba 類	約 6.1×10^{12}	4
Ru 類	約 5.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 2.2×10^{13}	15
La 類	約 1.7×10^{13}	12
合計	約 1.5×10^{14}	100

(注 1) 7日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3桁目を四捨五入し 2桁に丸めた値

別表 1 (2/2) 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)

核種グループ	放出放射エネルギー ^(注1、2) (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 8.7×10^{15}	91
I 類	約 6.7×10^{14}	7
Cs 類	約 1.7×10^{14}	2
Te 類	約 3.1×10^{13}	<1
Ba 類	約 1.7×10^{13}	<1
Ru 類	約 9.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 1.1×10^{12}	<1
La 類	約 2.9×10^{12}	<1
合計	約 9.5×10^{15}	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

中央制御室入退域時の被ばく評価結果における原子炉建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャインガンマ線について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳を別表 2 に示す。希ガス (Xe 類) が約 5%、ハロゲン (I 類) が約 85%、Cs 類が約 5%、その他が約 5%となっている。

別表2 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1、2) (mSv)	内訳 (%)
Xe 類	約 4.1×10^1	5
I 類	約 7.3×10^2	85
Cs 類	約 4.7×10^1	5
Te 類	約 1.1×10^1	1
Ba 類	約 1.3×10^1	2
Ru 類	約 5.1×10^{-1}	<1
Ce 類	約 2.0×10^{-1}	<1
La 類	約 1.6×10^1	2
合計	約 8.6×10^2	100

(注1) 中央制御室入口地点における7日間積算線量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

10. 重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器内のよう素の化学形態の設定について

本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

今回の評価において、よう素類の性状については「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」にて、適切に考慮するように記述されている。

よう素の化学形態に対する存在割合について、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 に記載はあるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は 5 %を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15 %) を超えない (95 %が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要である。従って、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH<7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 ” Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第1表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732、Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732、Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

11. 重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器等への核分裂生成物の沈着効果について

(1) 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果

原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着については、(財)原子力発電技術機構(以下「NUPEC」とする。)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)(以下「NUPEC報告書」とする。)において、CSE A6実験に基づく値が示されている。

数値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元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)
 λ_d : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。

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

なお、NUPEC報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments”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 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」としており、これらの数値を上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s)が算出されている。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレーが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、

「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点(放出開始から11.8時間)となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数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ることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状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。よって、ここでは

代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。

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元素状ヨウ素の時間変化を次に示す。この中で元素状ヨウ素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊 3 号機の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report”

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

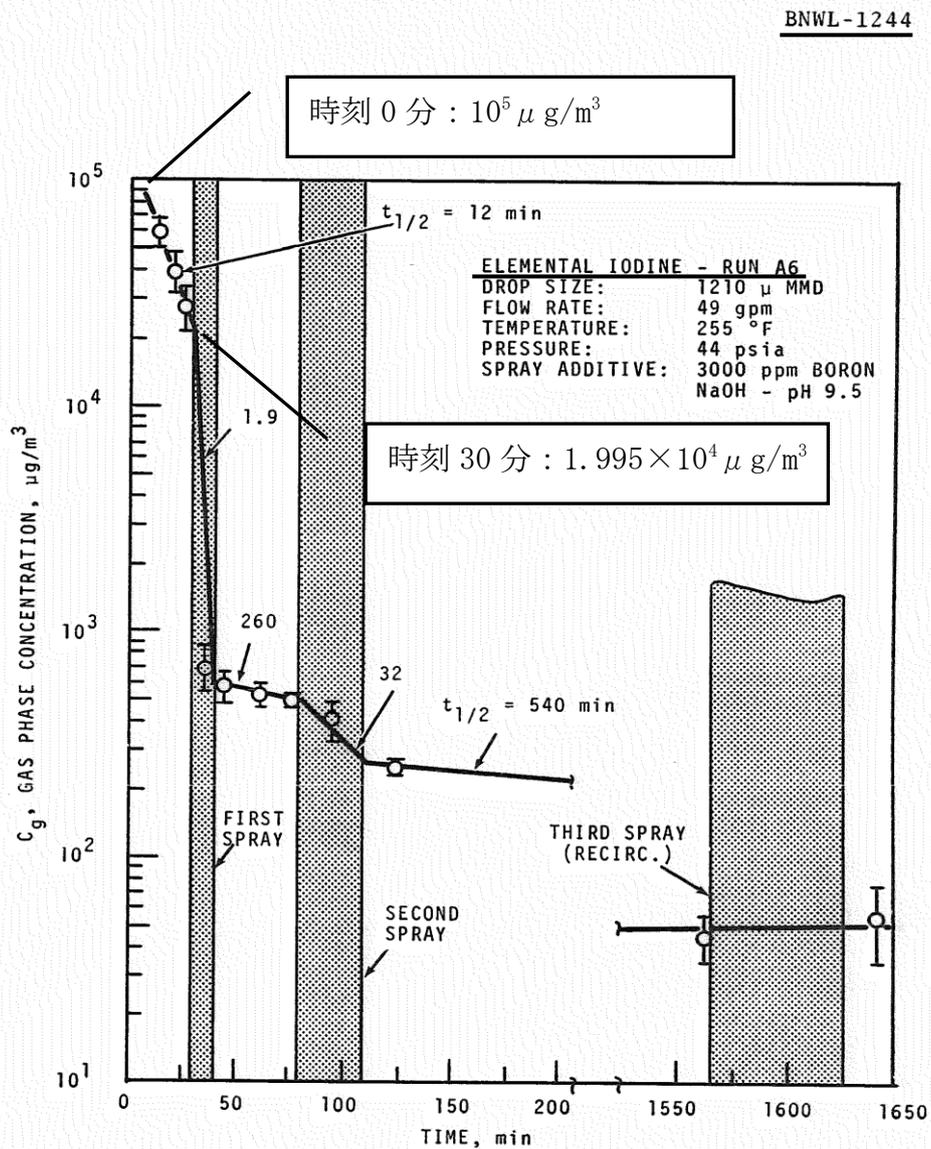


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

(2) 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの重力沈降による自然沈着についても、NUPEC 報告書において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊 3 号機の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g}$$

- λ_d : 自然沈着率 (1/s)
 V_d : 重力沈降速度 (m/s) (9.68×10^{-5} m/s)
 A_f : 原子炉格納容器床面積 (m^2)
(泊 3 号機 1,250 m^2)
 V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m^3)
(泊 3 号機 65,500 m^3)

ここで、 V_d の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

- r_p : エアロゾル半径 (m)
 ρ_p : エアロゾル密度 (kg/m^3)
 ρ_g : 気体の密度 (kg/m^3)
 g : 重力加速度 (m/s^2)
 μ_g : 気体の粘度 ($Pa \cdot s$)

各パラメータの値を第 1 表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

$$\begin{aligned} \text{よって、} \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} (1/\text{s}) \\ &= 6.649 \times 10^{-3} (1/\text{時}) \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} (1/\text{時}) \text{となる。} \end{aligned}$$

(参考)

NUPEC「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)」 抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) $9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$: 自然沈着率 (λ_d)
 CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log(1.995 \times 10^4 / 10^5) = 9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$$
- ・CsI(エアロゾル) $1.9 \times 10^{-6} (1/\text{s})$: 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m}/\text{s})$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/\text{s})$$
- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

(添付)

CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と泊 3 号機の比較について第 2 表にまとめる。CSE 実験の条件と泊 3 号機の解析結果は同等であり、CSE 結果の沈着速度を適用することは可能と考えられる。また、NUPEC の報告書においては、スプレー水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレー水による CV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 2 表 CSE 実験条件と泊 3 号機解析結果の比較

	CSE 実験の Run No.			泊 3 号機 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	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335*2
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138*3
スプレー	間欠的に有り*1	なし	なし	あり (元素状よう素に 対しては自然沈着 のみ考慮)
よう素濃度	約 10 ⁵ μg/m ³	同左	同左	沈着を考慮しない 初期濃度は 約 10 ⁵ μg/m ³

- (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 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第 1 回目のスプレーが降る前の格納容器内
よう素濃度の値を用いている。

* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレーあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後に沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

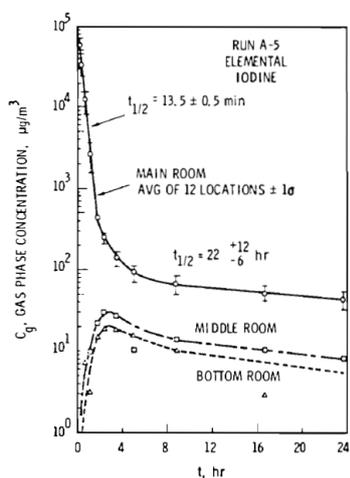


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

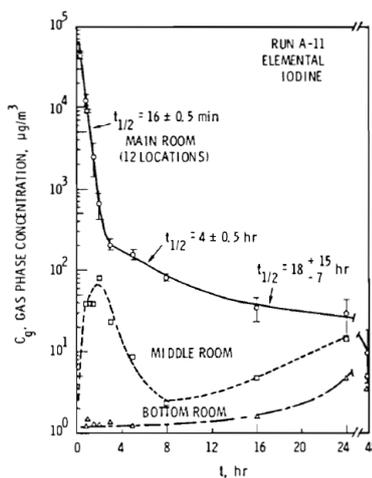


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第3表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12 分	13.5 分	16 分
カットオフ後 (ノミナル値)	540 分 (9 時間) * 4	22 時間	18 時間
カットオフ後 (誤差込)	—— (記載なし)	34 時間	33 時間

* 4 : スプレーが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第 4 表に、結果を第 5 表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度は CV 外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第 4 表 感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期 (初期)	12 分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40 時間 (A-5 実験結果の 34 時間(誤差込み)に余裕を見た値)

第 5 表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
元素状の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

12. 重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮については、審査ガイドに明確な記述はないものの、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとする。設定の考え方について以下に整理した。

(1) SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

λ_S	:	スプレイ除去速度
h	:	スプレイ液滴落下高さ (泊3号機 19.7 m)
V_S	:	スプレイ領域の体積 (泊3号機 65,500 m ³ の 7 %)
F	:	スプレイ流量
E	:	捕集効率
D	:	スプレイ液滴直径

また、米国 R.G1.195 でも、エアロゾルのスプレイ効果として下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから本評価にも用いている

2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹ (Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.

(2) スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

a. NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定する。

さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。

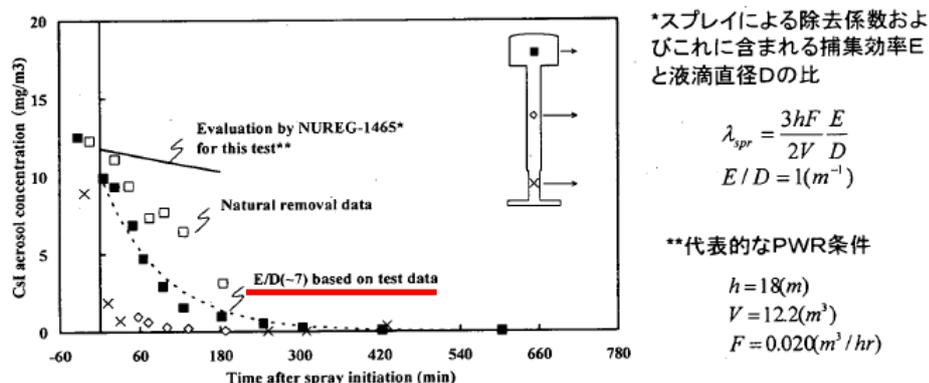


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

b. 泊3号機への適用

泊3号機の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 としている。

NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。

PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊3号機では、重大事故時の温度や圧力について若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。

よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5 mm を上回らないことを確認する必要がある。

スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊3号機の場合、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成する

ためには、スプレーポンプ流量 $100 \text{ m}^3/\text{h}$ が必要である。今回の評価で用いた泊 3 号機の代替格納容器スプレー流量は $140 \text{ m}^3/\text{h}$ ($> 100 \text{ m}^3/\text{h}$) であり、スプレー粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、 $E/D=7$ を適用することは妥当である。

(3) エアロゾル除去速度の算出

(1) で示した SRP6. 5. 2 のエアロゾルに対するスプレー領域でのスプレー効果の式を用い、(2) で示したスプレー効率 (E/D)、泊 3 号機でのスプレー液滴落下高さ、スプレー領域の体積及びスプレー流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

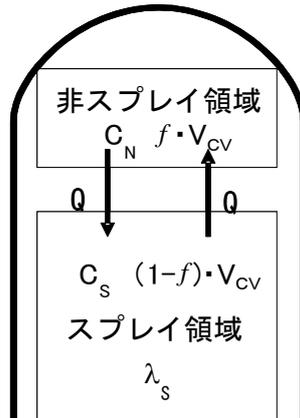
ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレーするための動的機器を代替格納容器スプレーポンプとする。この場合、代替格納容器スプレーは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい¹。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレー水がかからない領域（非スプレー領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。

非スプレー領域においては、スプレーによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレー領域内空気がスプレー領域に移行することで、間接的に除去される。

米国 Regulatory Guide 1. 183 では、スプレーによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレー領域を考慮すること、スプレー領域と非スプレー領域の混合割合は非スプレー領域が 1 時間に 2 回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレー領域を考慮し、混合割合は非スプレー領域が 1 時間に 2 回循環することとする（添付-2 参照）。

評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積 V に対する非スプレー領域の体積割合を f とし、非スプレー領域においてはスプレーによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度を C_i とし、非スプレー領域とスプレー領域の間には、流量 Q の空気循環があり、スプレー領域へ移行したエアロゾルはスプレーにより除去されると考える。

¹一般的には格納容器におけるスプレーリングより上の部分を主に指すが、流量の小さい代替スプレーの場合には、一番下のリングからしかスプレーが降らない、流量が小さいためスプレーの散布角が小さい、といったことにより通常の場合よりもスプレー領域が小さくなると予想される。



このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_s \cdot C_S) \end{array} \right.$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)

N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

f : 非スプレイ領域体積割合 (-)
(泊発電所 3 号機 93 %)

T : CV 内空気混合時間 (h)

$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)

V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)
(泊発電所 3 号機 65,500 m³)

Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)
(泊発電所 3 号機 122,000 m³)

λ_s : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)

V_s : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域)

ただし、 λ_s はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示されている「 V_s 」は、スプレイ領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$ として考える。

上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。

なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数(DF)がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6. 5. 2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6. 5. 2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として表 1 のように設定した。

また、表 1 をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを図 1 に示す。

表 1 エアロゾル除去速度

カットオフ DF	エアロゾル除去速度
DF < 50	0.36 (1/時)
DF ≥ 50	0.043 (1/時)

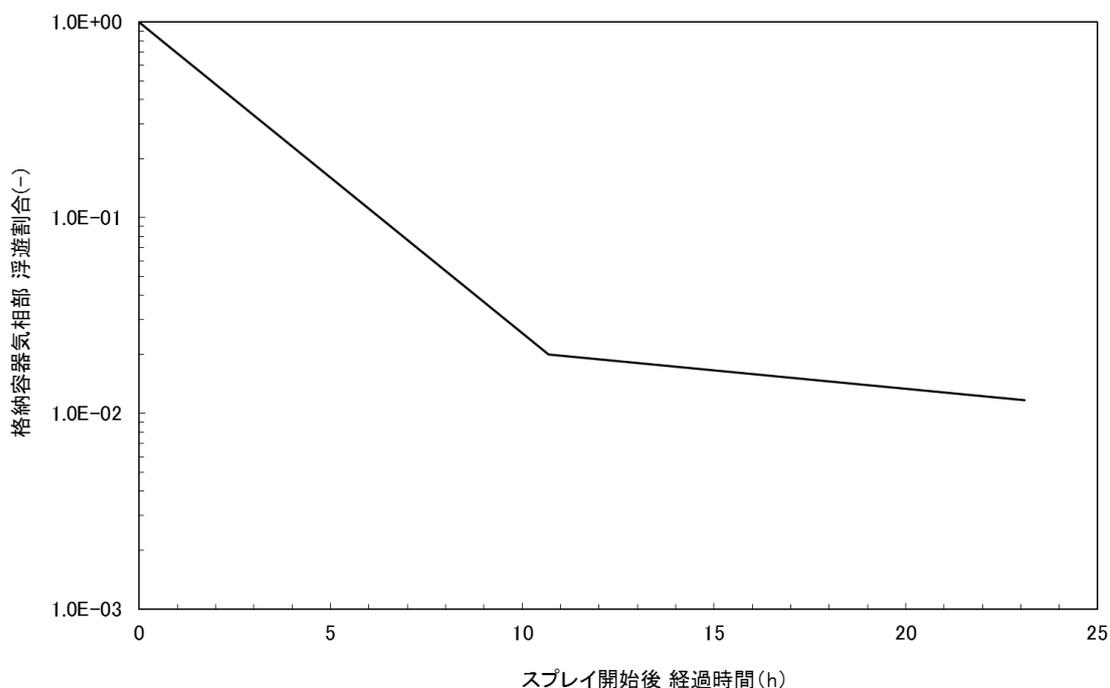


図 1 スプレイ除去効果のモデル

(添付-1)

CSE データ (“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	g	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone.

^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₃BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレー効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_5 Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレー粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレー効率が向上していることがわかる。

スプレー領域と非スプレー領域の取り扱いについて

エアロゾルの除去効果については、別紙に示される条件で実施された NUPEC 試験を基にスプレー効率と液滴径の比として $E/D=7$ を用いている。

NUPEC 試験では、下記のとおり CV 自由体積及び代替スプレー流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、 $E/D=7$ の中に CV 内の流動の効果も加味されたものとなっている。

同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万 KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（最下段からのスプレーヘッダのみ；120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレーノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレーノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレー時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレー流量に関しては、AM時のスプレー流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。

そのため、 $E/D=7$ を評価に用い、更に、非スプレー領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。

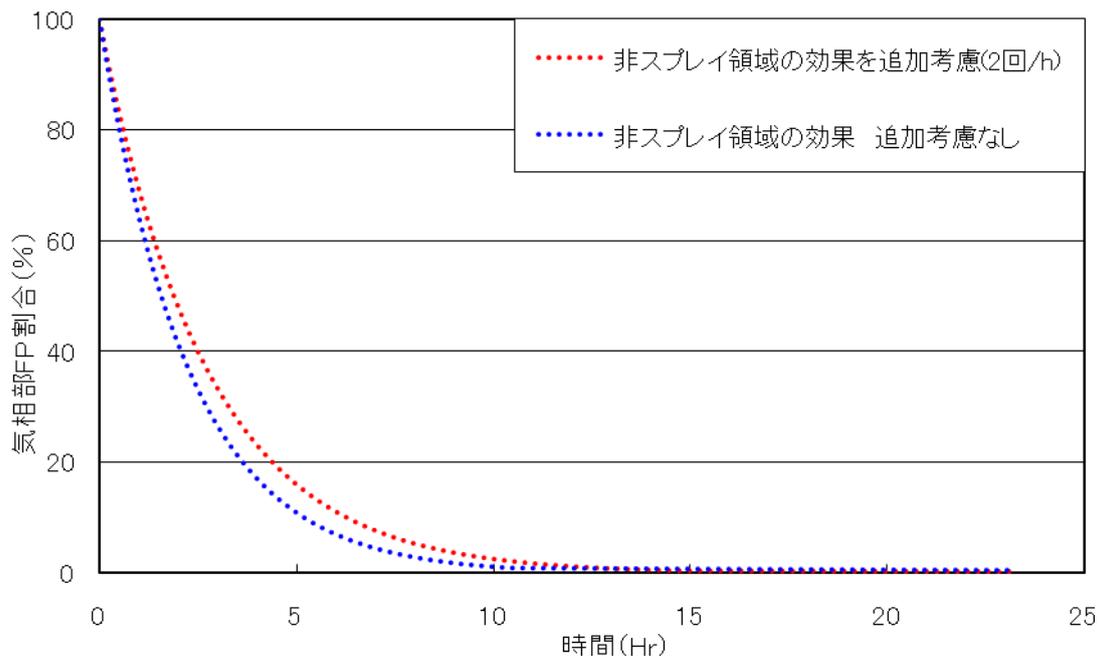


図 スプレー除去効果の比較

(別紙) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

	実機プラント	本試験	注記
対象シナリオ	AHF	同左	
対象プラント	PWR4ループ炉	同左	
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877
CV高さ	20m	同左	
スプレインノズル個数	120	1	
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min	
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	
ノズル出口径	10mm	1.2mm	
スプレイ液滴径	1500ミクロン (ノズル径)	1470ミクロン (ノズル径)	
散布形態	約10hr 連続	同左	
スプレイ水温	303K	同左	
スプレイ水質	中性	同左	
CV初期全圧	0.52MPa	同左	
水蒸気分圧	0.39MPa	同左	
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用
CV初期温度	415K	同左	
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた
エアロソル種類	CsI	同左	
CsI濃度	0.01g/m ³	同左	
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0
試験中のCsI供給	無し	同左	
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル (定格出力の0.7%)、試験は一定で供給
蒸気の状態	飽和蒸気	同左	
蒸気供給高さ	CV下部	同左	

13. 重大事故時の居住性評価における原子炉格納容器漏えい率の設定について

中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレー注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

- L : 漏えい率
- L_d : 設計漏えい率
- ΔP : 原子炉格納容器内外差圧
- ρ : 原子炉格納容器内密度
- d : 添え字“ d ”は漏えい試験時の状態を表す
- t : 添え字“ t ”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

P : 原子炉格納容器内圧力

P_{leak} : 漏えい口出口での圧力

ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度

μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数

k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比

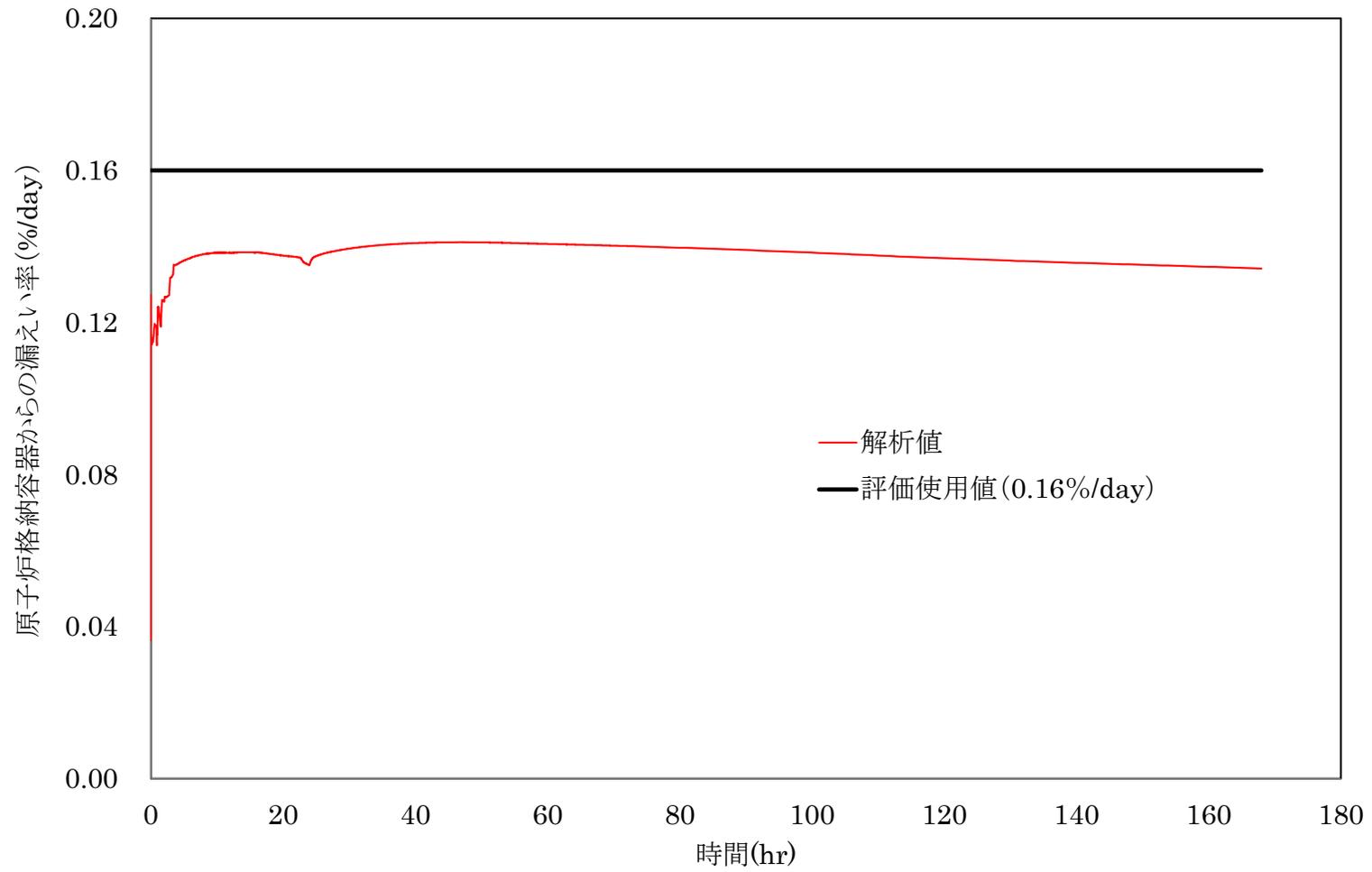
P_{atm} : 大気圧

$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

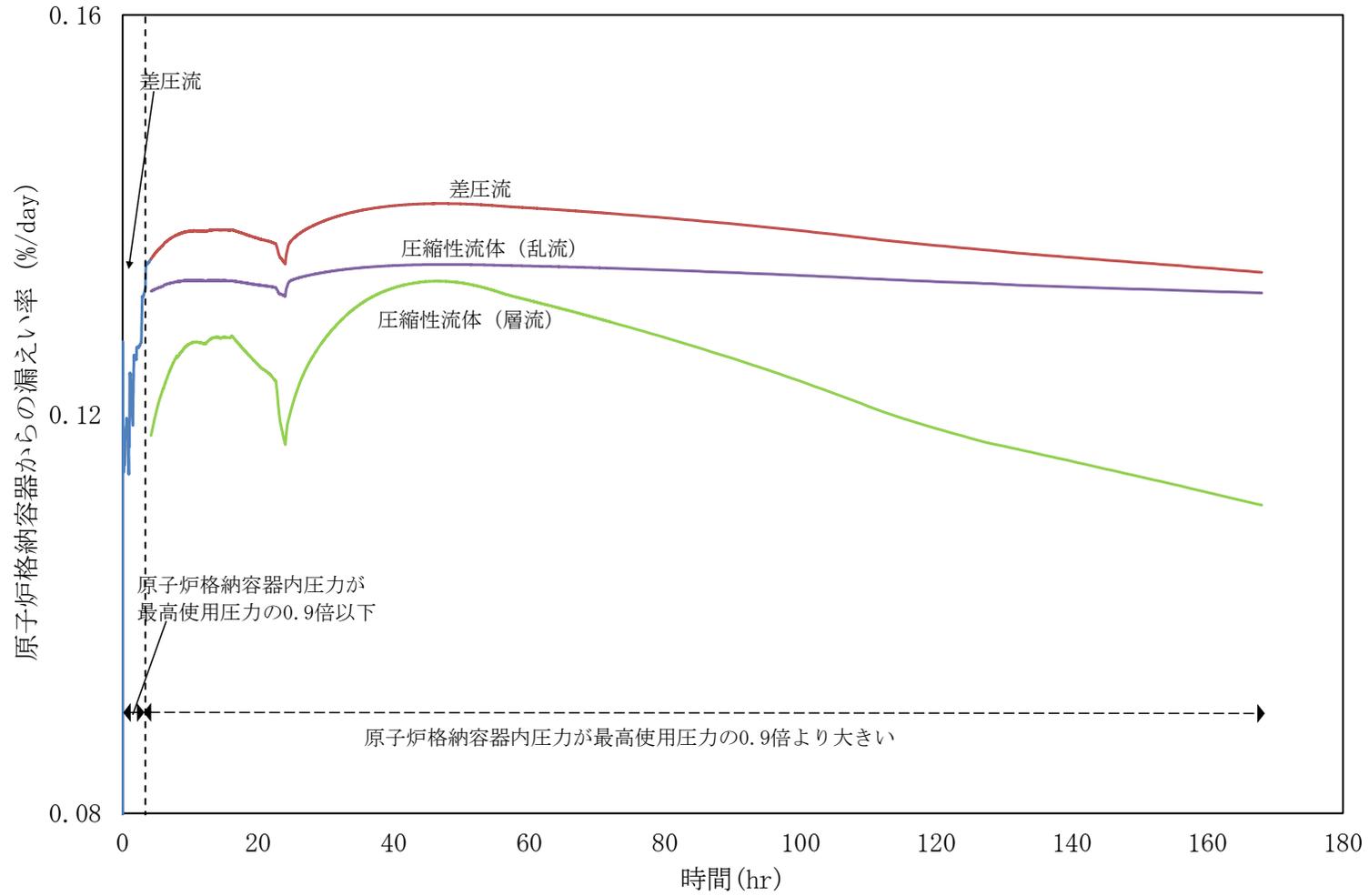
$$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$$

原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.335 MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.142 %/day）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中 0.16 %/day 一定に設定している。



第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を 0.08%/day~0.16%/day に拡大している

第 2 図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)

14. 重大事故時の居住性評価におけるフィルタ除去効率の設定について

(1) 微粒子フィルタについて

アニュラス空気浄化設備及び中央制御室換気設備の微粒子フィルタによる粒子状よう素を含むエアロゾルの除去効率の評価条件として 99 %を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97 %以上であることを確認している。納入後は、アニュラス空気浄化設備及び中央制御室換気設備については、1 ヶ月に 1 回の定期運転時に微粒子フィルタの差圧を測定管理している。また、定期的なパトロールにより、フィルタユニットの外観目視点検を実施している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

a. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

(a) 温度及び湿度条件について

中央制御室居住性評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内が最も高温になる過温破損防止シーケンスである「全交流電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象」においても、アニュラス内温度は最高で 120℃程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号機アニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。

したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

(b) 保持容量について

泊発電所 3 号機のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 1.4kg/台である。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg ^{*1}
保持容量	約 1.4 kg

b. 中央制御室換気空調設備の微粒子フィルタ

(a) 温度及び湿度条件について

泊 3 号機の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはなく、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

(b) 保持容量について

泊 3 号機の中央制御室換気空調設備の微粒子フィルタの保持容量は、約 1.4 kg/台である。中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価で選定した評価事象において原子炉格納容器から放出され、中央制御室内に流入するエアロゾル量は、約 30 mg である。

したがって、中央制御室換気空調設備の微粒子フィルタには、原子炉格納容器から放出される全てのエアロゾル量でも十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 %は確保できる。

微粒子フィルタ	中央制御室換気空調設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 30 mg ^{*1}
保持容量	約 1.4 kg

(2) よう素フィルタについて

アニュラス空気浄化設備及び中央制御室換気設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。アニュラス空気浄化設備及び中央制御室換気設備のよう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

a. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

(a) 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もある

ことから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。

(b) 吸着容量について

泊3号機のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約1.7kg/台である。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約20gである。

したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。

よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約20 g ^{*1}
吸着容量	約1.7 kg

b. 中央制御室換気空調設備のよう素フィルタ

(a) 温度及び湿度条件について

先のとおり、泊3号機の中央制御室は、原子炉格納容器から離れた位置にあるために、温度や湿度が通常時に比べて大きく変わることはない、フィルタの性能が低下するような環境にはならない。したがって、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。

(b) 保持容量について

泊3号機の中央制御室換気空調設備のよう素フィルタの吸着容量は、約1.7kg/台である。中央制御室（重大事故）居住性に係る被ばく評価で選定した評価事象において原子炉格納容器から放出され、中央制御室内に流入するよう素量は、約25mg程度である。

したがって、中央制御室換気空調設備のよう素フィルタには、原子炉格納容器から放出される全てのよう素量でも十分に捕集できる容量があり、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。

よう素フィルタ	中央制御室換気空調設備
フィルタに捕集されるよう素量	約25 mg ^{*1}
吸着容量	約1.7 kg

※1

約 3.2TON の炉心内核分裂生成物（安定同位体含む）の一部が、被ばく評価の条件に基づき、アニュラス空気浄化設備及び中央制御室換気空調設備のフィルタユニットに到達する量として求めた値である。炉心内核分裂生成物の核種ごとの内訳を下表に示す。

炉心内核分裂生成物の核種ごとの内訳

核種	炉心内核分裂生成物質量 (kg)
よう素	2.0E+01
Cs	3.0E+02
Te	5.0E+01
Ba	2.1E+02
Ru	6.9E+02
Ce	9.4E+02
La	1.0E+03
合計	3.2E+03
出典	ORIGEN2 解析値 (55G 1/4MOX 炉心)

15. フィルタ除去効率の試験結果について

(1) 中央制御室非常用循環フィルタユニットにおける除去効率について

泊 3 号機の中央制御室非常用循環フィルタユニットにおける各除去効率の使用前検査記録値を下表に示す。

泊 3 号機 中央制御室非常用循環フィルタユニットの除去効率

種 類		—	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.974% ^{※1}	99.99% (放射性よう素) 99.56% (放射性よう化メチル)
	総合除去効率	%	99.99% ^{※1}	99.97% (放射性よう素) 99.54% (放射性よう化メチル)

※1：微粒子フィルタの除去効率は、単体は JIS 規格適合性確認を目的として 0.15 μ m の試験用粒子を、また総合はフィルタユニット全体の除去性能確認を目的として 0.7 μ m の試験用粒子を用いて検査を行っているため、総合除去効率のほうが高い値となっている。

(2) アンユラス空気浄化フィルタユニットにおける除去効率について

泊 3 号機のアンユラス空気浄化フィルタユニットにおける各除去効率の使用前検査記録値を下表に示す。

泊 3 号機 中央制御室非常用循環フィルタユニットの除去効率

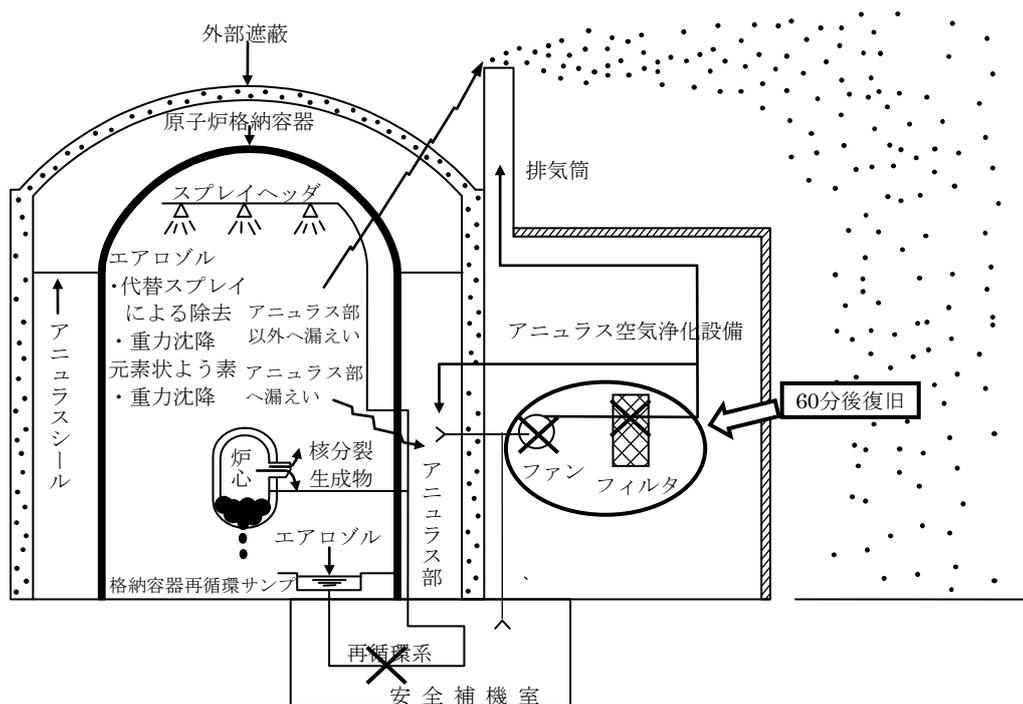
種 類		—	微粒子フィルタ	よう素フィルタ
3 A	単体除去効率	%	99.974% ^{※1}	99.99% (放射性よう素) 99.56% (放射性よう化メチル)
	総合除去効率	%	99.99% ^{※1}	99.97% (放射性よう素) 99.54% (放射性よう化メチル)
3 B	単体除去効率	%	99.974% ^{※1}	99.99% (放射性よう素) 99.56% (放射性よう化メチル)
	総合除去効率	%	99.99% ^{※1}	99.97% (放射性よう素) 99.54% (放射性よう化メチル)

※1：微粒子フィルタの除去効率は、単体は JIS 規格適合性確認を目的として 0.15 μ m の試験用粒子を、また総合はフィルタユニット全体の除去性能確認を目的として 0.7 μ m の試験用粒子を用いて検査を行っているため、総合除去効率のほうが高い値となっている。

16. 重大事故時の居住性評価における大気中への放出放射エネルギーの推移グラフについて

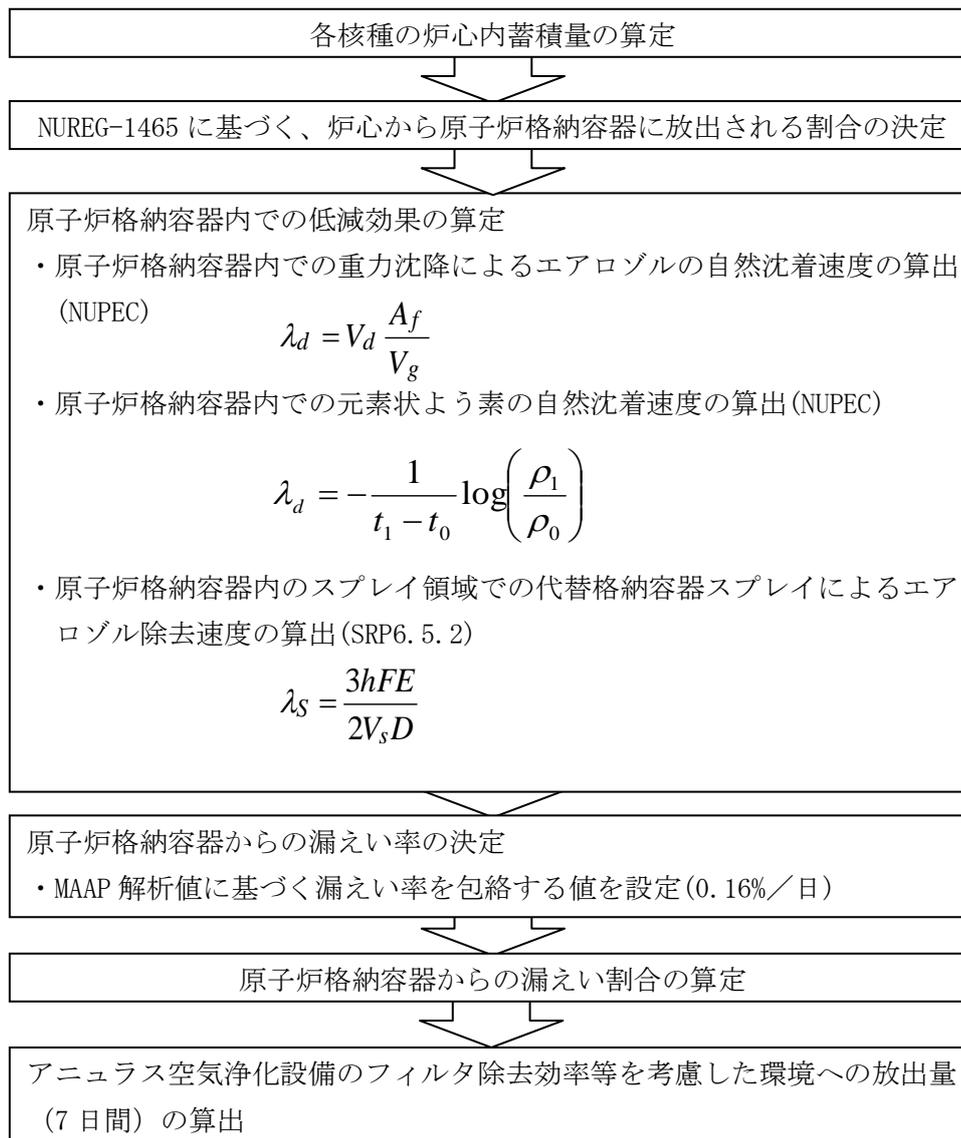
(1) 大気中への放出放射エネルギー評価の概略について

評価イメージを第1図に、大気中への放出量算定の概略を第2図に、解析のクロノロジを第3図に示す。



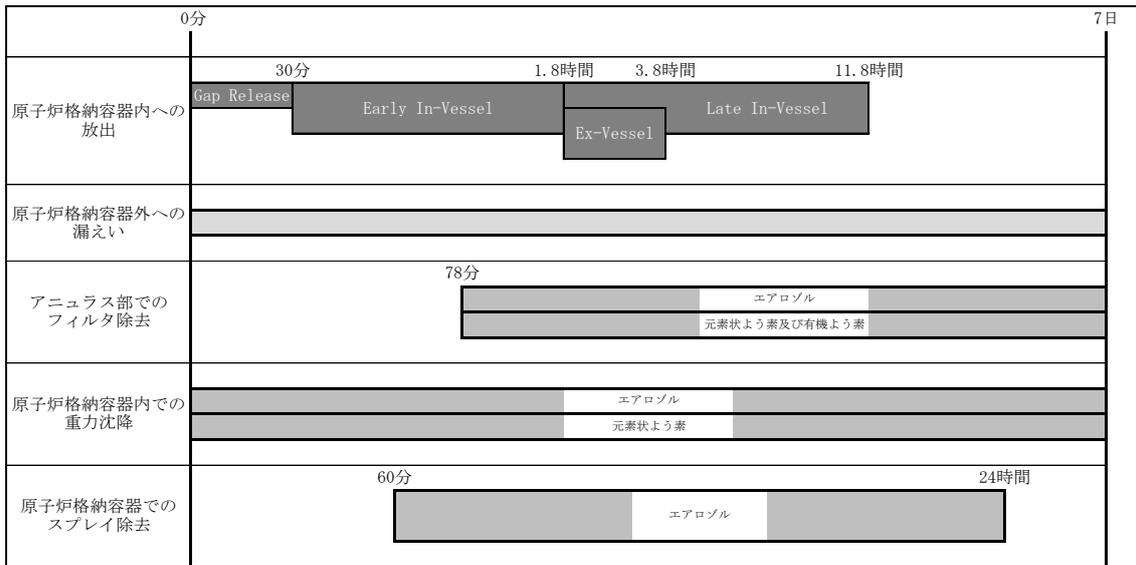
第1図 評価イメージ

第2図に示す過程にしたがって、大気中への放出放射エネルギーを算出する。炉心に蓄積した核分裂生成物は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の格納容器内圧の変化をもとに設定された格納容器からの漏えい率にしたがって漏えいし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、各核種の放出放射エネルギーの総量を算出する。



第2図 大気中への放出放射エネルギー算定の概略フロー

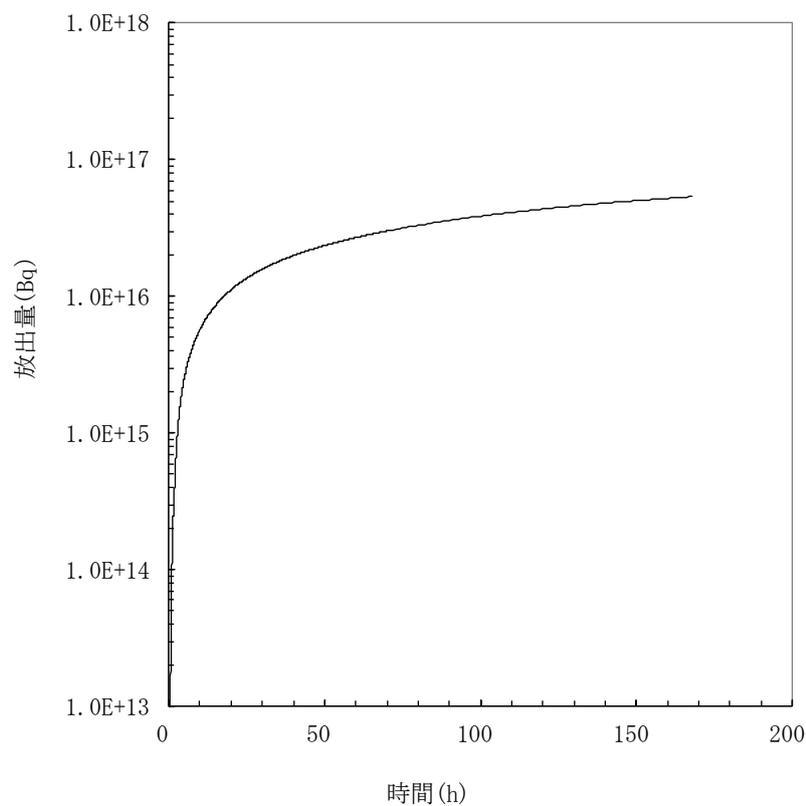
第3図は、放出放射エネルギー評価のクロノロジを示し、図に記載の時間は、その効果を考慮する時間である。



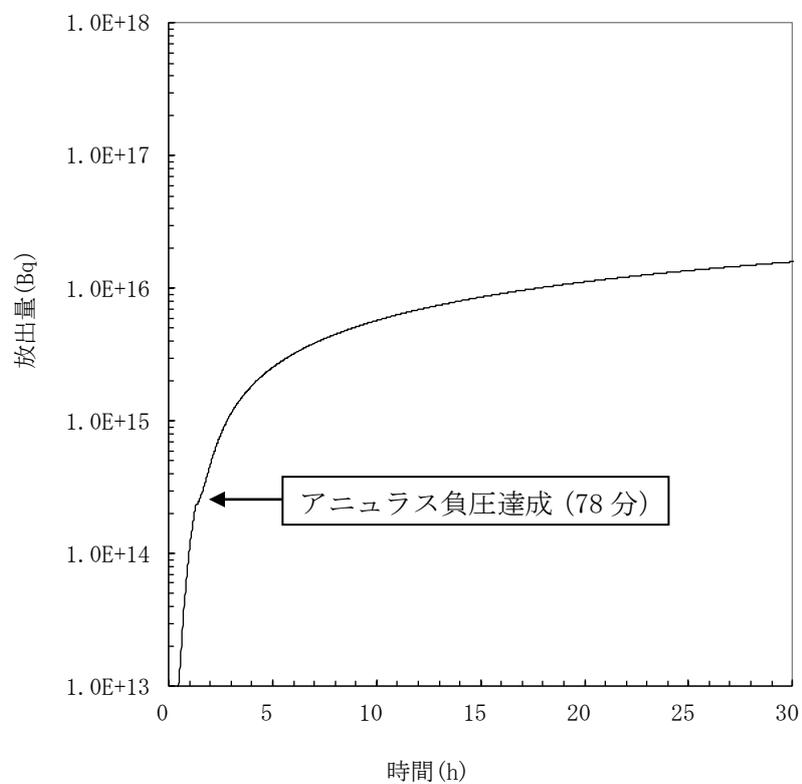
第3図 放出放射エネルギー評価のクロノロジ

(2) 大気中への放出放射エネルギーの推移

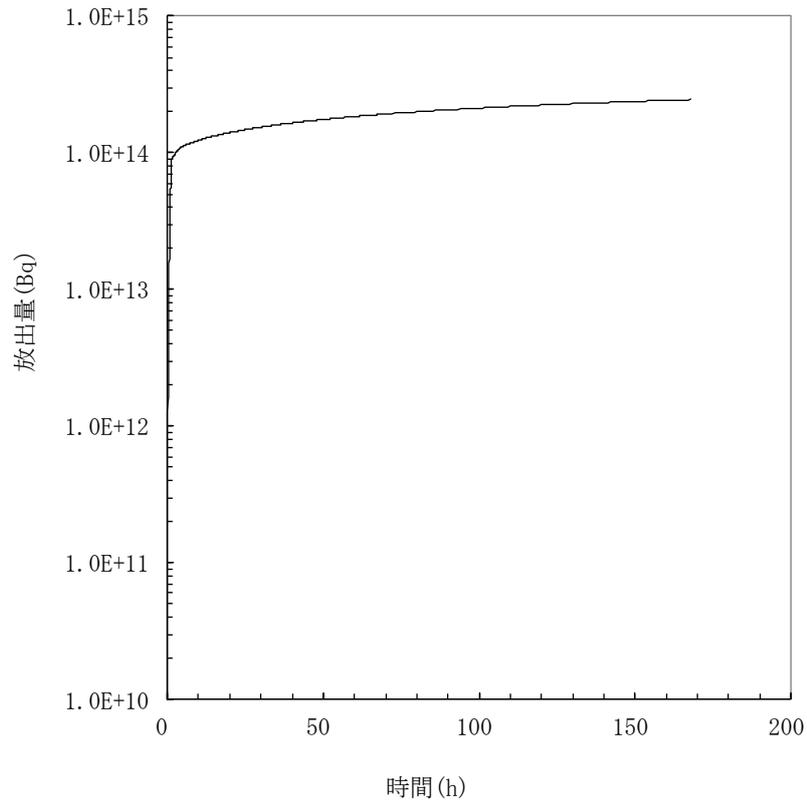
大気中への放出放射エネルギーの推移グラフを第4図～第9図に示す。



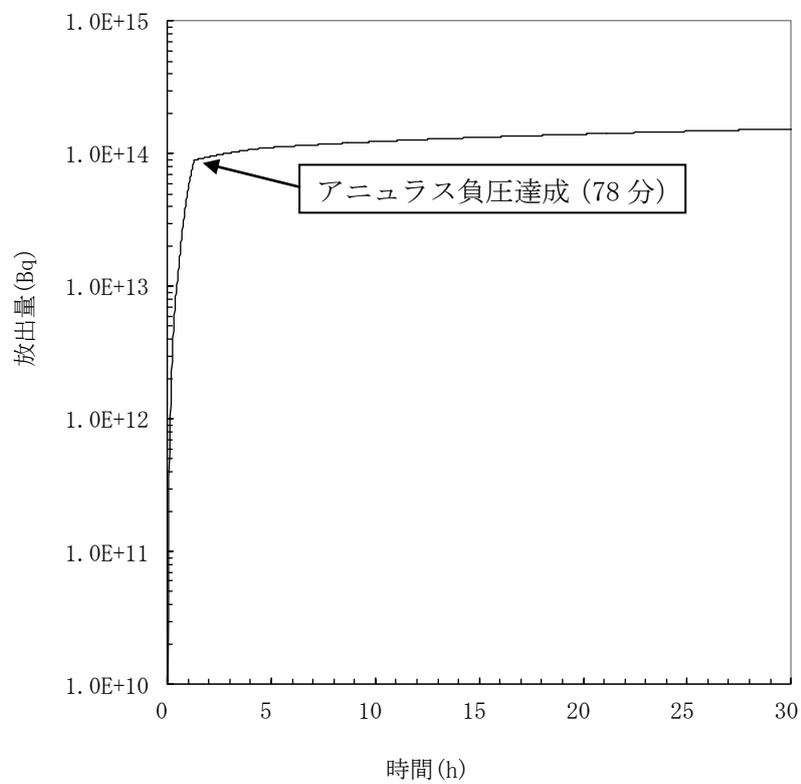
第4図 希ガス積算放出放射能量(Gross 値)の推移 (7日間(168時間))



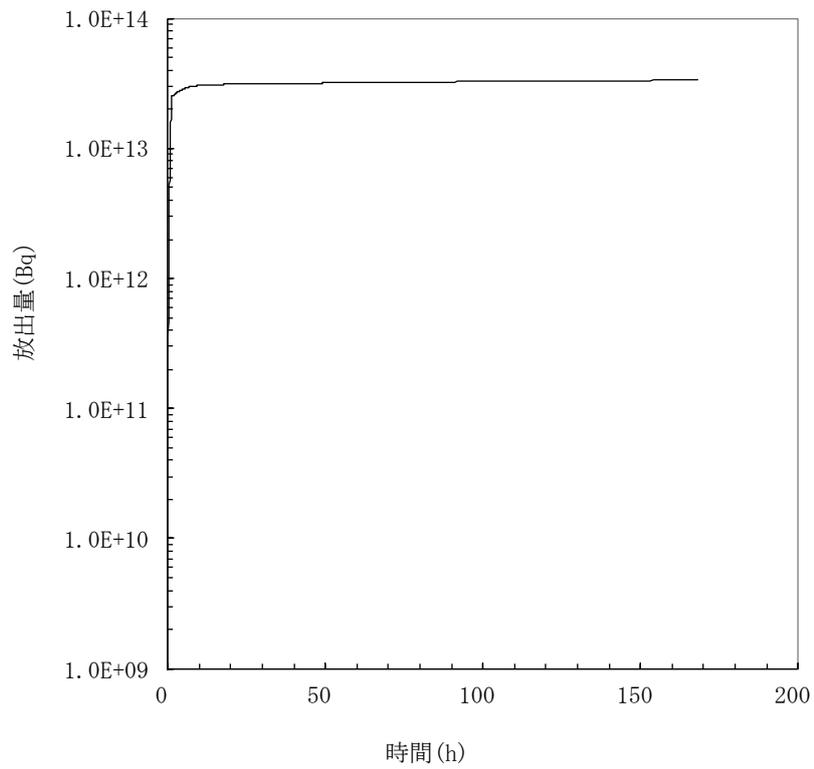
第5図 希ガス積算放出放射能量(Gross 値)の推移 (30時間)



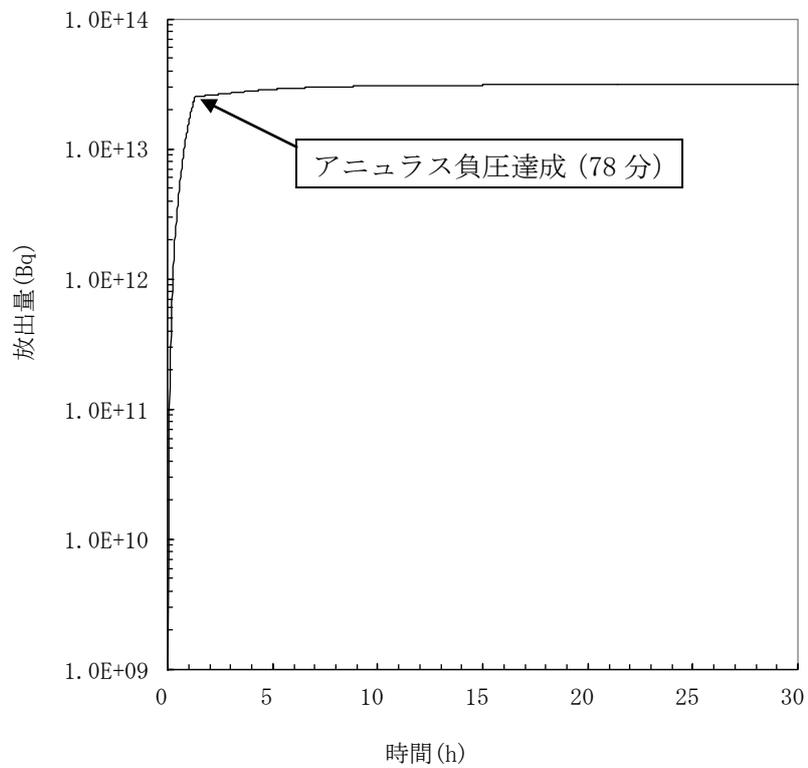
第 6 図 よう素積算放出放射能量(Gross 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 7 図 よう素積算放出放射能量(Gross 値)の推移 (30 時間)



第 8 図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 9 図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross 値)の推移 (30 時間)