

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(補足説明資料)

平成29年3月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 原子炉の減圧操作について
2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
3. G 値について
4. 格納容器内における気体のミキシングについて
5. 深層防護の考え方について
6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
7. 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
8. 6/7号炉 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
9. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
10. 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
12. 熔融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェルサンプの影響について
13. 水蒸気爆発評価の解析コードについて
14. エントレインメントの影響について
15. 復水補給水系（MUWC）の機能分散について
16. 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
17. 再循環流量制御系の運転モードによる評価結果への影響
18. ほう酸水注入系（SLC）起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
19. 給水ポンプ・トリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
20. 給水流量をランアウト流量（68%）で評価することの妥当性
21. 実効 G 値に係る電力共同研究の追加実験について
22. 想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について
23. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
24. サイフォン現象による SFP 水の漏えい停止操作について
25. 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける原子炉冷却材再循環ポンプからのリークの有無について
26. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
27. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
28. 高圧・低圧注水機能喪失及び LOCA 時注水機能喪失シナリオにおける原子炉圧力の最大値の差異について
29. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明
30. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線

: 今回のご説明範囲

31. 原子炉水位及びインターロックの概要
32. 格納容器下部(ペDESTAL)外側鋼板の支持能力について
33. 格納容器下部ドライウェル(ペDESTAL)に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
34. 初期炉心流量 90%としたケースにおける給水ポンプ・トリップ後の流量低下について(原子炉停止失敗)
35. 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
36. 原子炉格納容器への窒素注入について
37. KK6/7 ペDESTAL水位調整設備の基本設計方針について
38. 大 LOCA シナリオ想定と異なる事象について
39. ADS 自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響(参考評価)
40. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について
41. TBP 対策の概要について
42. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所
43. G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価の位置付けと手順との関係
44. 原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数について
45. 原子炉格納容器漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数(DF)を変更することによる評価結果への影響について
46. 逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能の確認実績
47. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて
48. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について

40.ドライウェルサンプへの熔融炉心流入防止対策に期待した場合の 熔融炉心・コンクリート相互作用の影響について

1. サンプに対する熔融炉心・コンクリート相互作用の考慮の必要性

原子炉格納容器下部の床面には、格納容器内で発生した廃液の収集のために、図 1-1、図 1-2 のとおり高電導度廃液サンプと低電導度廃液サンプが設置されている。

熔融炉心の落下時及び落下後の挙動には不確かさが大きいと考えられるが、これまでの知見を参照し、基本的には速やかに床面に拡がり、一様な厚さで堆積するものとして取り扱うこととしている。

この様に取り扱う場合、熔融炉心がサンプ内に流入することを考慮する必要があるが、サンプは底部と鋼製ライナまでの距離が約 20cm と近く、原子炉格納容器下部床面を掘り下げた形状となっているため、原子炉格納容器下部床面よりも熔融炉心が厚く堆積する可能性があることから、熔融炉心・コンクリート相互作用(以下、「MCCI」という。)による原子炉格納容器バウンダリ(鋼製ライナ)の損傷リスクが高くなると考えられる。

これらの理由から、以下の 2. の通りにサンプにおける MCCI への対策を検討し、3. の通り、コリウムシールドの設置等によりサンプへの流入を防止することとした。また 4. の通り、コリウムシールドに期待する場合の原子炉格納容器下部における MCCI の影響評価を実施した。

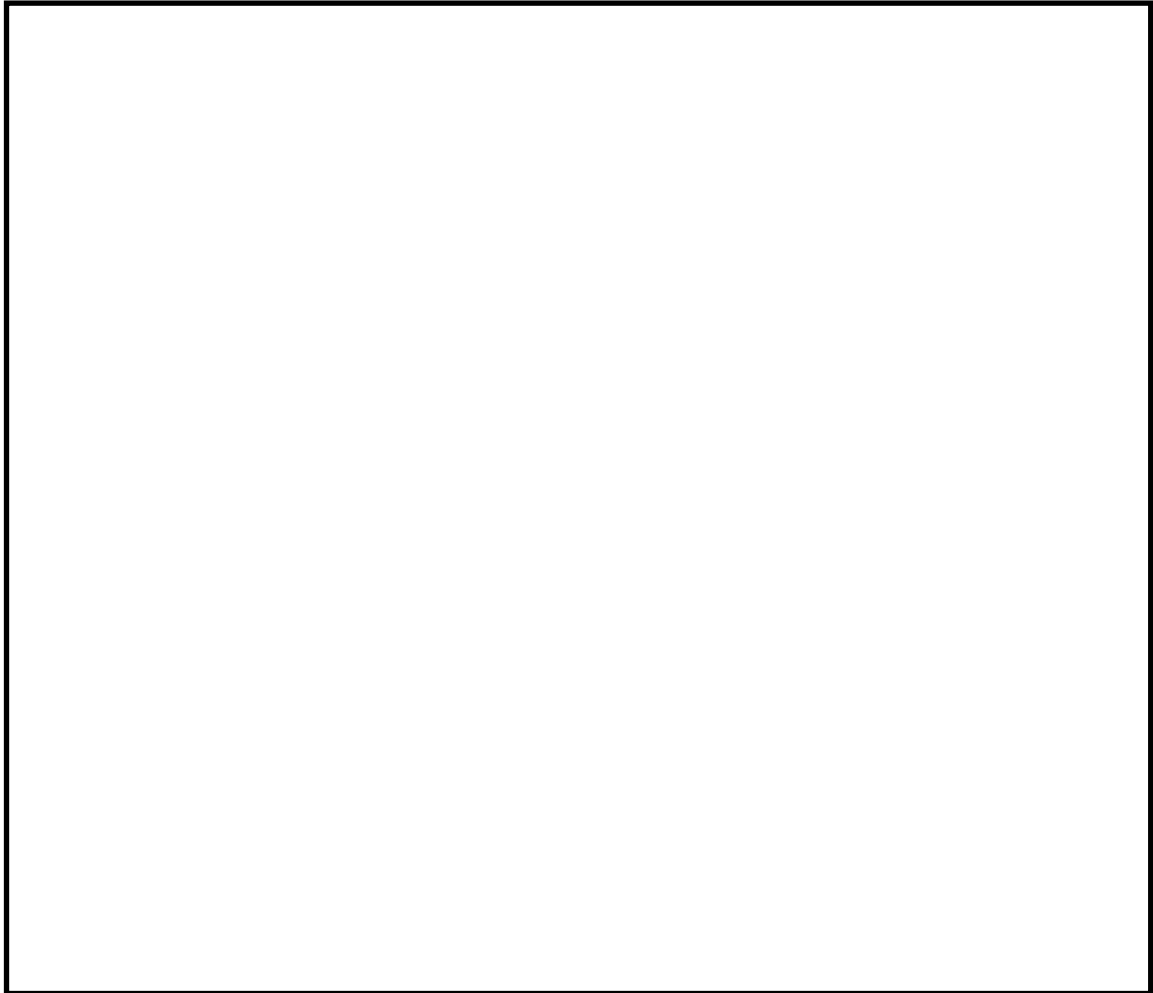


図 1-1 格納容器の構造図(ABWR, RCCV 型格納容器)



図 1-2 ドライウェルサンプルの配置(7号炉の例)

2. サンプにおける MCCI 対策の必要性

(1) サンプにおける MCCI 対策が必要と考える理由

炉心損傷後、原子炉圧力容器内で十分な冷却が行われず、熔融炉心が原子炉圧力容器の底部から落下した場合、原子炉格納容器下部での熔融炉心の挙動には不確かさがあり、原子炉格納容器下部の端に位置するサンプに流入するか否かは不確かさが大きいと考える。また、初期水張りをしていることから水中を進む間に熔融炉心が固化し、空隙が生じて、空隙から浸入した水によって除熱される等、緩和側に働く要因もいくつか考えられる。

しかしながら、上記の緩和要因を定量的に見込むことは困難なため、保守的な評価体系でサンプ流入時の影響を評価する。

a. 評価体系

- ・ MAAP コードでは、サンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプの床面積に合わせた円柱で模擬した。サンプの床面積は 6 号炉と 7 号炉を比較して、サンプ越流時の流入量が多く、サンプ床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる 7 号炉で代表させた。サンプ侵食量の評価体系を図 2-1 に示す。
- ・ 熔融炉心の堆積厚さは、サンプ深さの 1.4 m に、下部ドライウェル床面に均一に拡がってサンプの熔融炉心の上に堆積する高さ 0.5 m を加えた 1.9 m とした。

b. 評価条件

- ・ 評価ケース 2-1：有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」における熔融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約 7 時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価。
- ・ 評価ケース 2-2：事象発生から 6 時間後の崩壊熱及び 800kW/m² 一定の上面熱流束を用いた評価。

c. 評価結果

- ・ 評価ケース 2-1：図 2-2 に示す通り、サンプの侵食量は床面で約 0.13m であり、鋼製ライナの損傷には至らないことを確認した。
- ・ 評価ケース 2-2 ではサンプの侵食量は床面で約 0.78m であり、鋼製ライナに到達することを確認した。

以上の通り、崩壊熱及び上面熱流束を保守的に考慮しており、熔融炉心の落下量、水中落下後の挙動にも不確かさがあると考えられる状態の評価結果であるが、鋼製ライナの損傷を防止できない評価結果が得られたことを考慮し、サンプにおける MCCI 対策を講じることとした。

(2) コリウムシールドの選定理由

これまでは、サンプの位置や水中落下後の挙動の不確かさ、評価条件の保守性等を考慮し、当初は鋼製ライナの損傷に至るまでの侵食がサンプにおいて生じる状態は想定していなかったものの、現象の不確かさを踏まえ、サンプの防護のための自主対策としてコリウムシールドを設置していた。

対策の検討に際しては、サンプ及びサンプポンプ等の既存の設備の機能を阻害しない観点で検討を実施した。図 2-3 にサンプ内の構造を示す。サンプポンプの吸込みがサンプの底部から約 0.23m の高さであり、ファンネルからの流入口がサンプの底部から約 0.35m の位置にある等、サンプの底部付近には様々な機器、構造物があることを考慮し、サンプの防護のための対策としてコリウムシールドを選定した。

機器、構造物の設置高さを見直し、サンプの底上げを行う等、大規模な工事を伴う対策を講じることは、技術的には不可能ではないと考えるが、既に設置しているコリウムシールドであっても、サンプの防護の観点で十分な性能を有していると考え、コリウムシールドを重大事故等緩和設備に位置付けることとした。

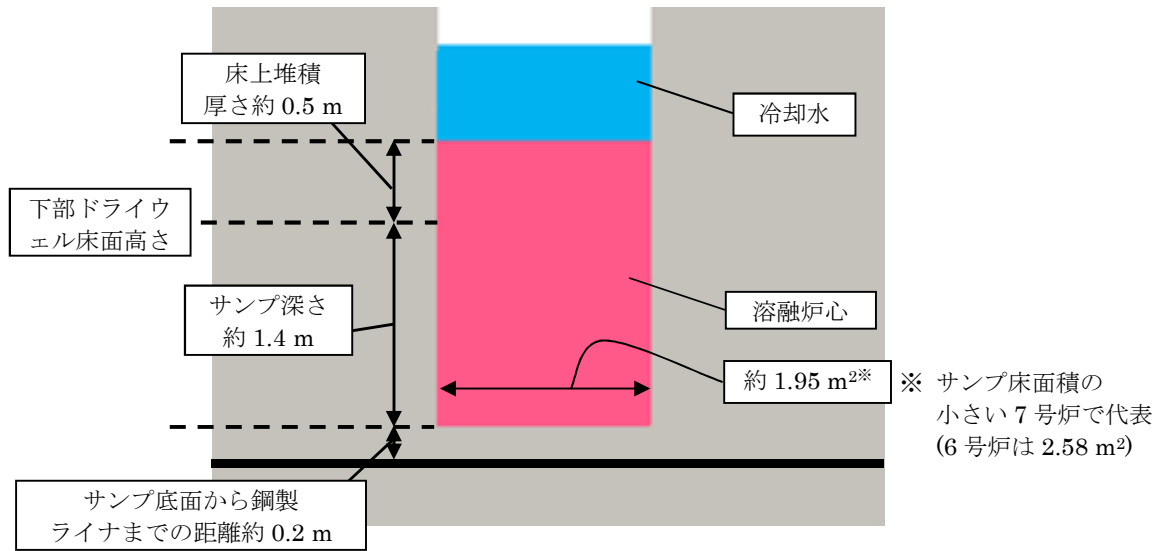


図 2-1 サンプル領域の解析体系(円柱で模擬)

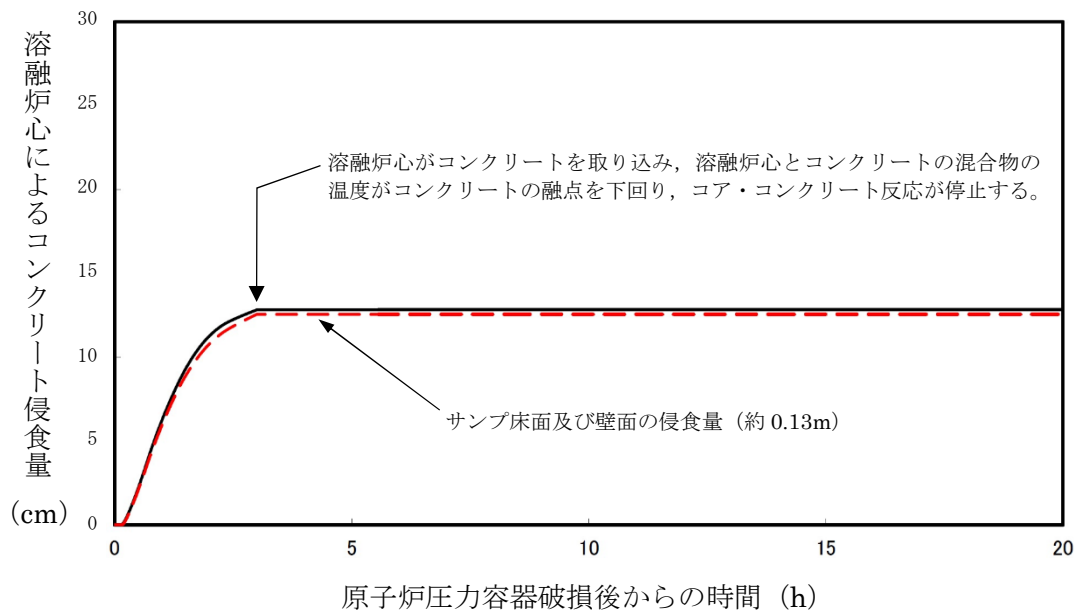


図 2-2 サンプル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース 2-1)

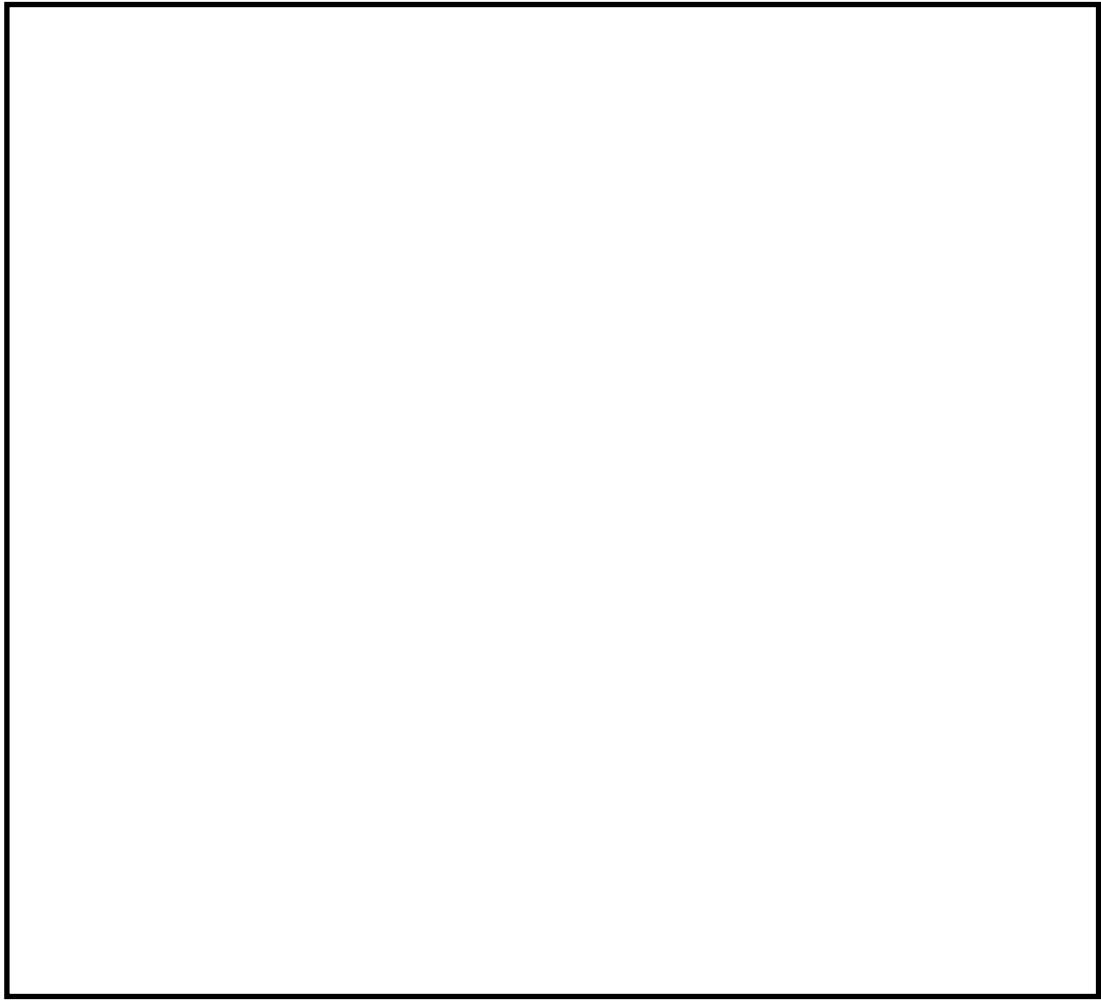


図 2-3 サンプの構造図(側面図, 7号炉高電導度廃液サンプ)

3. 設備の概要

3.1 設置目的

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部ドライウエルへの熔融炉心の落下に至り、落下してきた熔融炉心がドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ(以下、「ドライウエルサンプ」という。)内に流入する場合、ドライウエルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離が小さいことから、サンプ底面コンクリートの侵食により熔融炉心が鋼製ライナに接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。ドライウエルサンプへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水設備と合わせて、サンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

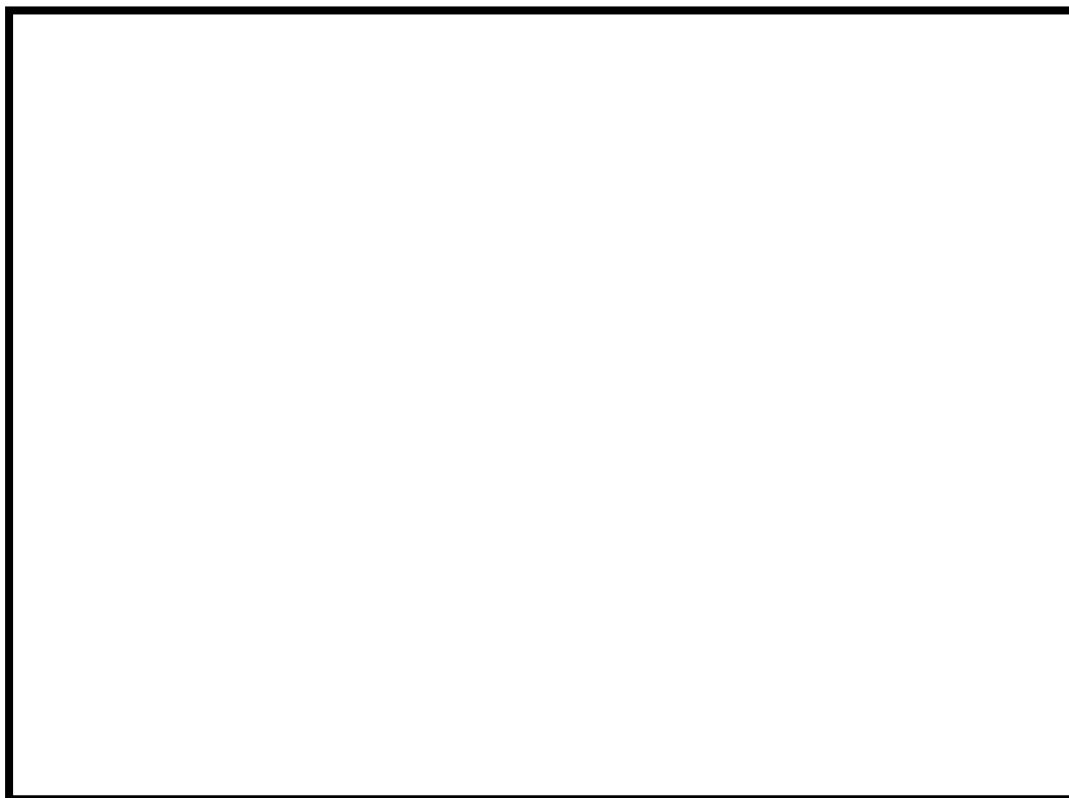


図 3-1 コリウムシールド外観 (7号炉)

表 3-1 コリウムシールド仕様

	6号炉	7号炉
耐熱材	ジルコニア (ZrO ₂)	
耐熱材融点	2677°C	
高さ		
厚さ		
スリット長さ		
耐震性	S s 機能維持	

3.2 コリウムシールド構造

(1) コリウムシールド設計条件

a. 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり。

- ・ TQUV（過渡事象後の低圧での炉心冷却失敗）及び原子炉注水失敗を想定（有効性評価における MCCI シナリオと同様）
- ・ 原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部注水（水張高さ 2m）は成功、その後も注水は継続実施

MAAP 解析結果またシュラウド下部の構造から、溶融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉圧力容器下鏡の中央部（炉底部）における熱的な損傷が大きくなり、原子炉圧力容器が破損、溶融炉心が原子炉圧力容器外に流出（落下）すると想定される。原子炉圧力容器から落下した溶融炉心はそのほとんどが垂直に落下し原子炉格納容器下部に到達。その後、原子炉格納容器下部床面を水平方向に拡散し、ドライウェルサンプへ流入すると想定される。溶融炉心の総量は と想定。

表 3-2 溶融炉心組成内訳

b. コリウムシールド設計要求事項

- ・ 崩壊熱レベル : 事故後約 7 時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し、事故後 6 時間相当とする。(ジルコニウム-水反応熱も考慮)
- ・ 床面積 : コリウムシールド設置による床面積減少分を考慮し、74m²とする。(7号炉の値。6号炉は 60m²)
- ・ 溶融炉心質量 : 原子炉圧力容器内の主要設備（表 3-2 に記載）の溶融を考慮し、 とする。
- ・ 溶融炉心初期温度 : MAAP 解析における、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した直後の温度、 とする。
- ・ 溶融炉心除熱量 : 有効性評価よりも保守的な、 とする。
- ・ 初期水張条件 : 原子炉圧力容器破損前から原子炉格納容器下部に注水を行うことを考慮し、高さ 2m とする。

(2) コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図 3-2, 図 3-3 に示す。コリウムシールドは溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防ぐため、ドライウェルサンプを囲うように設置する。また、コリウムシールドはドライウェルサンプへの溶融炉心流入を防ぐための「堰」と原子炉格納容器下部床面コンクリート侵食を防ぐための「床防護部」、及び原子炉格納容器下部壁面コンクリート侵食を防ぐための「壁防護部」により構成され、耐熱材を鋼製の補強フレームにて支持する構造とする。

なお、耐熱材材質としては溶融炉心落下時に熱的に損傷しないことに加え、溶融炉心による化学的侵食(共晶反応, 酸化還元反応, 合金化等)まで考慮し、ジルコニア (ZrO_2) を選定した。ジルコニア (ZrO_2) 耐熱材については、国内外の鉄鋼業界において十分な導入実績があり、かつ、既往の研究において、ジルコニア (ZrO_2) 耐熱材が高い耐熱性・耐侵食性を持つことが確認されている(別紙 - 1 参照)。



図 3-2 コリウムシールド外形 (7号炉)



図 3-3 コリウムシールド基本構造 (7号炉)

(3) コリウムシールド各部寸法 (7号炉)

a. 堰の高さについて

原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の総量は と想定しており、落下した溶融炉心がコリウムシールドを乗り越えてドライウェルサンプに流入することがないように、堰の高さを決定する。溶融炉心の組成は表 3-2 のとおりであるが、原子炉圧力容器の下部には制御棒駆動機構等の既設設備が存在しており、溶融炉心が原子

炉圧力容器から流出した際には、既設設備の一部が溶融し、溶融炉心の総量が増加する可能性がある。溶融炉心の堆積高さの算出式を以下に示す。

$$H_d = \frac{\frac{m_d}{\rho_d} + \frac{m_m}{\rho_{SUS}} + V_s}{A_{pd}}$$

ここで、 H_d : 溶融炉心堆積高さ[m]、 m_d : 溶融炉心総量[kg]、 ρ_d : 溶融炉心密度[kg/m³]、 m_m : 原子炉圧力容器の下部に存在する機器重量[kg]、 ρ_{SUS} : SUS密度[kg]、 A_{pd} : コリウムシールド及びコリウムシールドに囲われる部分の面積を除いたペDESTAL床面積[m²]、 V_s : 溶融炉心に埋没する耐熱材容積[m³]とする。

上記の式に各値を代入した結果を表 3-3 に示す。ただし、 $m_d = \square$ 、 $\rho_d = \square$ 、 $m_m = \square$ 、 $\rho_{SUS} = \square$ 、 $A_{pd} = \square$ 、 $V_s = \square$ とする。

表 3-3 より、制御棒駆動機構等、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が溶融した場合、溶融炉心の堆積高さは、 \square となる。

なお、溶融炉心の粘性が非常に小さく、落下経路に存在する原子炉圧力容器下部の既設設備に長時間接触する可能性は低いと考えられること、また、原子炉格納容器下部には原子炉圧力容器破損前に水張りがされており、かつ継続的に注水されていることにより、落下した溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器の下部に存在する主要設備が全て溶融する可能性は低いと考えられることから、コリウムシールドの堰の高さを \square とする。

表 3-3 溶融する構造物の量に対する溶融炉心堆積高さ [m]

--

b. 床防護部寸法について

溶融炉心が原子炉格納容器下部床コンクリートを侵食する場合、コリウムシールドと床面との間に間隙が発生する。その間隙から、溶融炉心が補強フレームのアンカーボルトに接触し損傷させること、及びドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防止するため、コリウムシールドには床防護部を設ける。床面の水平方向の侵食量は、MAAP解析による原子炉格納容器下部壁面の侵食量と同じく \square とする。従って、床防護部の寸法をコンクリート侵食量 \square に余裕をみて \square とする。

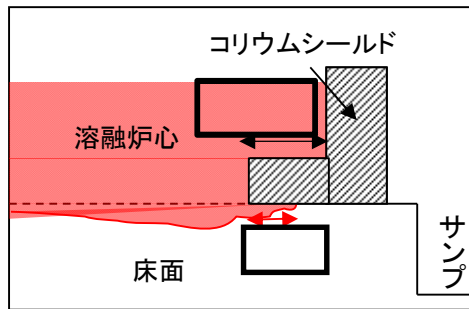


図 3-4 床面侵食イメージ図



図 3-5 コンクリート侵食量評価結果

c. 壁防護部寸法について

原子炉格納容器下部壁面コンクリートについても、床面コンクリートと同様に溶融炉心により侵食され、溶融炉心のドライウェルサンプルへの流入経路となる可能性がある。よって、原子炉格納容器下部壁面コンクリート防護のためにコリウムシールドに壁防護部を設ける。原子炉格納容器下部壁面の侵食量は [] であることから、壁防護部の寸法はコンクリート侵食量に余裕をみて [] とする。

d. 耐熱材基本構成について

図 3-3 に示すとおり耐熱材は [] 二層構造 [] としている。 [] の厚さについては、耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、溶融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質であるジルコニアの融点を超えない厚さとする。

ジルコニア融点については、ジルコニア単体の融点は 2677℃であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、2100℃とした。一般に $UO_2 - ZrO_2$ の共晶温度は約 2500℃であることが知られており、 $UO_2 - ZrO_2$ の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図 3-7 に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、溶融炉心初期温度を上回る [] を初期条件として与えている。加えて、溶融炉心の水への除熱量を、有効性評価にて用いている値 (800kW/m²) よりも小さい [] とすることで、溶融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としてい

る。

なお、評価結果から耐熱材の侵食量は [] 以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕*を見込み、 [] の厚さは [] とする。

※別紙-1 に示す過去の侵食試験時の試験時間と実機条件の相違も考慮した。

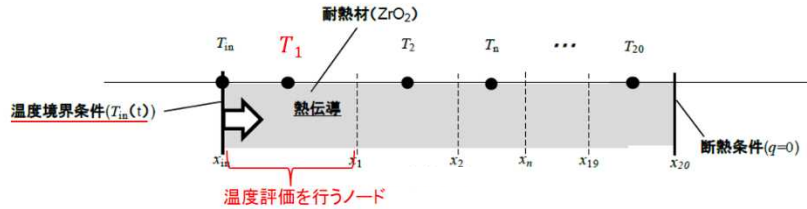


図 3-6 解析モデル



図 3-7 熔融炉心温度変化 (温度境界条件 $T_{in}(t)$)

※破線：MAAP 解析結果，実線：解析結果を包絡する評価用温度を表す



図 3-8 デブリと接触するノードの温度変化

[]

また、定期検査時の取外・取付を鑑み、耐熱材は鋼製のカバープレート ([]) にて覆う構造とした。

e. スリット部の構造について

ドライウェル高電導度廃液サンプの前に設置するコリウムシールドについては、ドライウェル高電導度廃液サンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド下部 (床面との間) にスリットを設置する。スリット寸法については、ドライウェル高

電導度廃液サンプルへの漏えい水の流入量が 1gpm (0.228m³/h) 以上となるように設定する。同時に、スリットが溶融炉心のサンプルへの有意な流入経路とならないことを確認する。

(i) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、スリット部が非常に狭隘であることから、水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表 3-4 に、各モデルでの凝固評価結果を表 3-5 に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価結果に多少の差異があるものの、最大でも あれば溶融炉心はスリット内で凝固することから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを とする。

表 3-4 デブリ凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
<input type="text"/>	平行平板間で溶融デブリが凝固し流路が閉塞することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・米国 NRC に認可されたモデル ・US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得
<input type="text"/>	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・MAAP の RPV 下部プレナムにおける核計装管等の貫通部配管でのデブリ凝固評価に用いられている ・EPRI によって行われた模擬デブリの凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている
<input type="text"/>	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし ・鋳造分野で使用されている

表 3-5 スリット内デブリ凝固評価結果

評価モデル	流動距離 (凝固するまでの距離)
<input type="text"/>	<input type="text"/>
<input type="text"/>	<input type="text"/>
<input type="text"/>	<input type="text"/>

(ii) 漏えい検出機能への影響について

原子炉格納容器下部床面には勾配が無く、床面全体に漏えい水が広がった時点で初めてドライウェル高電導度廃液サンプルに流入し、漏えいが検出されることから、漏えい水の水位がスリット高さ未満であれば、スリット部通過に伴う圧損が発生せず、コリウムシールドの有無に関わらず漏えい検出機能への影響はない。

従って、漏えい水の水位＝スリット高さとなる場合のスリット通過後の流量を求め、漏えい検出に必要な流量との比較を行う。

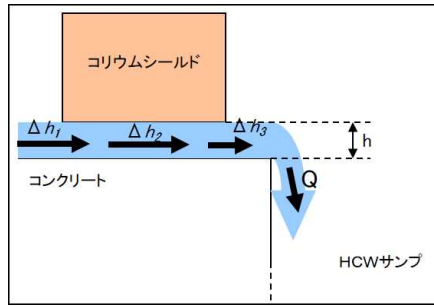


図 3-9 スリット部流路概念

入口圧損 (Δh_1)，流路圧損 (Δh_2)，出口圧損 (Δh_3) とするとスリット部全体の圧損 (h) は以下の式で表される。

$$h = \Delta h_1 + \Delta h_2 + \Delta h_3$$

上式の各項を展開し， $h =$ (スリット高さ)，またスリット幅： とするとスリット通過後の流量 (Q) は

$$Q =$$
 (スリット 1 ヶ所あたり)

となり，漏えい検出に必要なとなる流量 (1gpm (0.228m³/h)) を上回る。

従って，ドライウェル高電導度廃液サンプの漏えい検出機能に影響はない。

なお，スリット設置にあたっては，スリットが何らかの原因で閉塞することを鑑み，床面レベルに高さ，幅，長さのスリットをヶ所，更に床面からの高さに，高さ，幅，長さのスリットをヶ所設置する。

(4) コリウムシールドと原子炉压力容器との離隔距離

炉心溶融事故発生時の原子炉压力容器の破損個所として，原子炉压力容器下鏡中央部が想定される。原子炉压力容器の中心からコリウムシールドまでは約 3.2m，ドライウェルサンプまでは約 3.7m 離れていることから原子炉压力容器から流出した溶融炉心がドライウェルサンプに直接流入することはないと考えている。



図 3-10 原子炉压力容器中心からの離隔距離 (7 号炉)

(5) コリウムシールド設置に伴う悪影響の有無

a. 原子炉格納容器下部注水系への悪影響の有無

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部には原子炉格納容器下部注水系の注水口が設置されているが、注水口とコリウムシールド設置位置とは水平距離で 離隔されていることから、原子炉格納容器下部注水系の機能を阻害することはない。

なお、原子炉格納容器下部注水系の注水口は大量の溶融炉心が直接接触しない様に設置されていることから、溶融炉心により原子炉格納容器下部注水系の機能が喪失することはない。

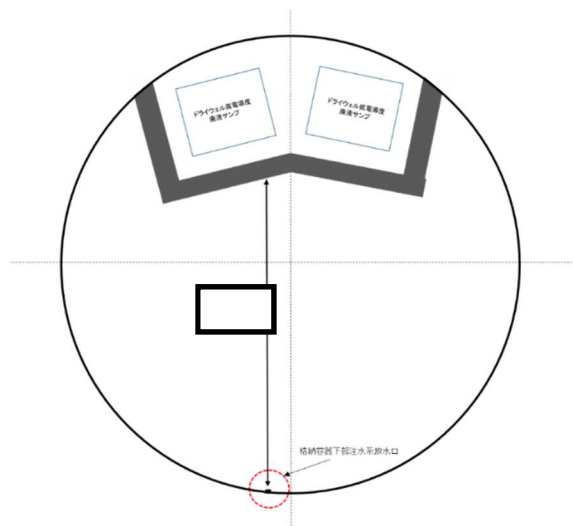


図 3-11 コリウムシールドと原子炉格納容器下部注水系注水口との設置位置概要図

(6) 機器ファンネルからサンプルへの溶融炉心の流入について

7号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在し、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に堆積した場合には、溶融炉心の堆積高さが機器ファンネル高さを超えることから、機器ファンネルに溶融炉心が流入する。機器ファンネルの位置及びドレン配管の敷設状況について図 3-12 に示す。

機器ファンネルからドライウェルサンプルへと繋がるドレン配管は、最短でも約 3.6m 以上の配管長を有しており、かつ b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について 及び別紙 - 2 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも約 と、ドライウェルサンプルに溶融炉心が流入することはない。しかしながら、ドレン配管内の溶融炉心の凝固挙動の不確かさを考慮し、ドライウェルサンプルまでのドレン配管長が 5m 以下の機器ファンネルについては、コンクリート等により閉止を行う。

なお、6号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在しない。



図 3-12 機器ファンネル配置及びドレン配管敷設状況 (7号炉)

EPRI (Electric Power Research Institute) 及び FAI (FAUSKE & ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬熔融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、7号炉のドレン配管 (80A) に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について評価を行う。

a. EPRI/FAI 試験の概要

図 3-13 に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により、模擬熔融炉心である熔融した Al_2O_3 が生成される。模擬熔融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により鉄と Al_2O_3 とで成層化が起こる。密度差から Al_2O_3 は鉄より上層にあることにより、 Al_2O_3 によりセメント製のキャップが熔融し、 Al_2O_3 のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬熔融炉心の流動距離 (凝固距離) は 0.79m であった。

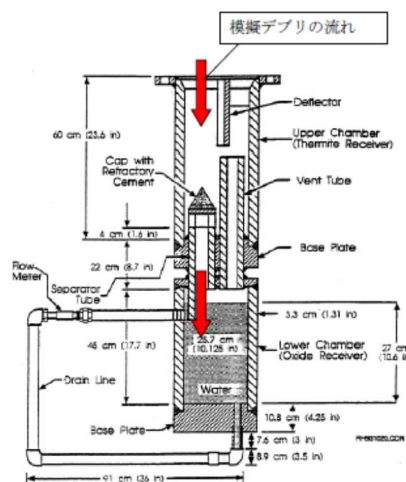


図 3-13 EPRI 試験装置概要

b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管系に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。

表 3-6 に評価に使用する溶融炉心とコンクリートの物性値を示す。Al₂O₃ の溶融潜熱 ($h_{fs}=1.16 \times 10^6 \text{J/kg}$) に密度 ($\rho=3800 \text{kg/m}^3$) を乗じると、流動停止までの保有熱量は 4408MJ/m^3 となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{ab} = \{ (T_d - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$$

ここで、 h_{ab} :溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和(J), T_d :溶融炉心温度(°C), T_{sol} :溶融炉心固相線温度(°C), C_p :溶融炉心比熱(J/kg°C), h_{fs} :溶融炉心溶融潜熱(J/kg)である。

このとき、 h_{ab} は約 [] となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] となり、Al₂O₃の約 [] 倍となる。

また、ドレン配管 (80A) の配管直径(d_t)を 8cm と仮定すると、EPRI/FAI 試験のドレンライン d_{tes} (5cm) より、配管径の比は約 1.6 倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）を次の様に評価する。

$$L = L_{tes} \times d_t/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$$

ここで、 L :ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）、 L_{tes} :EPRI/FAI 試験の流動距離、 d_t/d_{tes} :配管直径比、 $(h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$:流動停止までの保有熱量比である。

EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は [] となる。

機器ファンネルからドライウェルサンプまでのドレン配管長は、最短でも約 3.6m 以上であることから、機器ファンネルに流入した溶融炉心は、ドレン配管内で凝固するため、ドライウェルサンプ内に到達することはないと考えられる。

表 3-6 評価に使用する溶融炉心物性値及びコンクリート物性値*

※溶融炉心物性値については、MAAP 解析における、原子炉圧力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。また、コンクリート物性値については、原子炉格納容器のコンクリートの密度とし、また、既往の研究 (NURREG/CR-2282) より融点及び溶融潜熱を引用した。

(7) 6号炉コリウムシールドの構造について

6号炉のコリウムシールドについても、上述の7号炉コリウムシールドと同様の設計方針に基づき、設計を行った。号炉間の既設設備の差異により、6号炉コリウムシールドと7号炉コリウムシールドとでは一部形状が異なる。なお、使用している耐熱材材質に変更はなし。6号炉コリウムシールド外形を図3-14に示す。

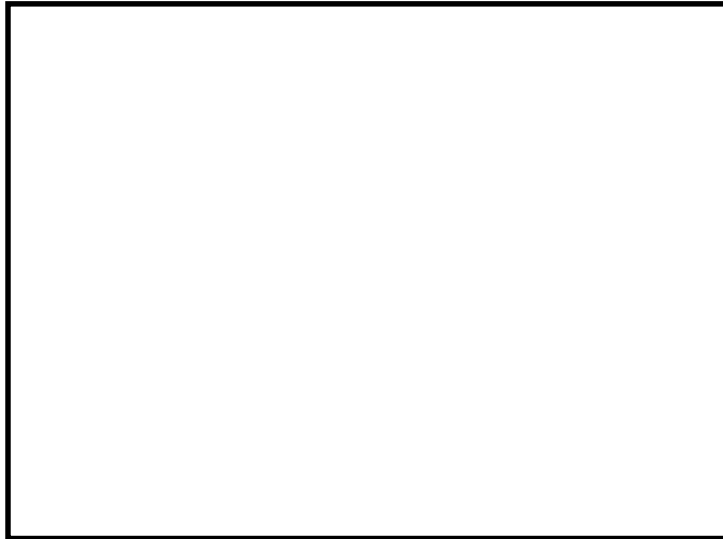


図 3-14 コリウムシールド外形図 (6号炉)

耐熱材と模擬熔融炉心との相互作用試験結果について

原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、熔融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。熔融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点で且つ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては \square 、 \square 、 ZrO_2 等が挙げられる。模擬熔融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。

以下に熔融 Zr 及び模擬熔融炉心 ($\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-Zr}$) による耐熱材侵食試験の概要について示す。

1. 熔融 Zr による耐熱材侵食試験

1-1. 試験方法

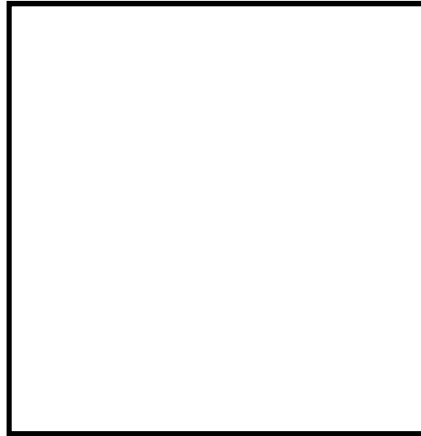
耐熱材には \square 、 \square 、 ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬熔融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする(図別-1)。これらを電気炉で加熱し、 \square の所定温度にして金属を溶かす。熔融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、熔融炉心の主な構成材料として、BWRで使用される UO_2 、Zr、 ZrO_2 、Fe等が想定されるが、試験においては、金属成分は2種類の組成 \square とした。



図別 - 1 試験体系

1-2. 試験結果

図別-2に金属組成が \square における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成のZr量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は $\square > \square > \text{ZrO}_2$ となり、 ZrO_2 、 \square 、 \square の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。



図別 - 2 試験後の断面写真

2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験

2-1. 試験方法

製のもつばに、製のもつばを挿入し、もつば内に円柱状に加工した ZrO_2 耐熱材と模擬熔融炉心 を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成は として。

同もつばを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲 に入るように温度制御を行った。温度保持時間は 10 分とした。



図別 - 3 試験体系

2-2. 試験結果

模擬熔融炉心の で、 , 目標温度での保持を行った。

試験温度の推移を図別 - 4 に示す。試験においては [] の範囲で、約 10 分程度温度が保持されている事を確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図別 - 5 に示す。ZrO₂ 耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬溶融炉心による ZrO₂ 耐熱材の有意な侵食が無いことが分かる。



図別 - 4 試験温度推移

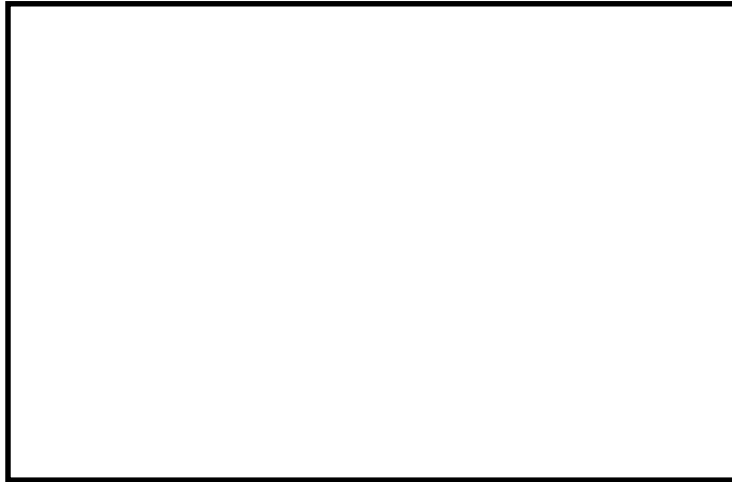


図別 - 5 試験後の断面写真

3. 耐熱材への模擬溶融炉心落下試験

3-1. 試験方法

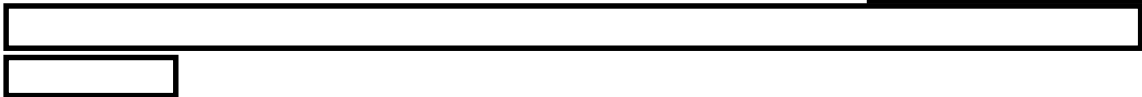
耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、ZrO₂ 耐熱材の上に模擬溶融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬溶融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬溶融炉心の組成は [] [] とした。ZrO₂ 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬溶融炉心を ZrO₂ 耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対により ZrO₂ 耐熱材の温度を測定した。



図別 - 6 試験装置

3 - 2. 試験結果

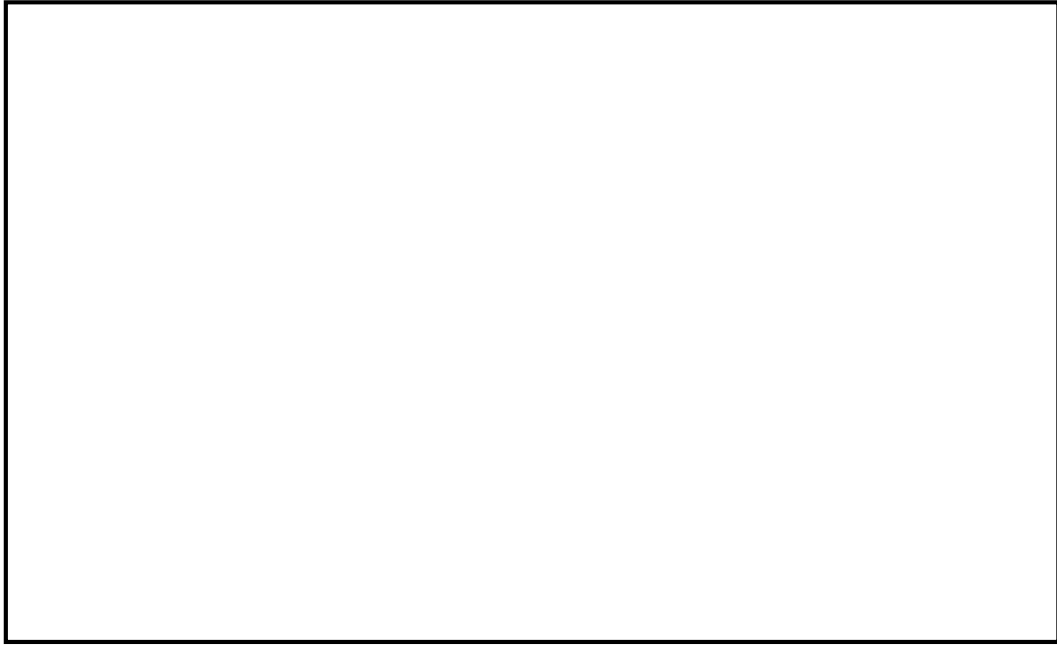
試験温度推移を図別 - 7 に示す。 ZrO_2 耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最高温度約 [] を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は [] 以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を図別 - 8 に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約 [] が []



図別 - 7 試験温度推移



図別 - 8 試験後の断面写真



図別-9 耐熱材表面の成分分析結果

について
 を行った結果を図別-9 に示す。耐熱材表面の組成が試験前後で
 変化していないことが分かる。なお、分析結果から、 ZrO_2 耐熱材には有意な影響はなかつ
 たが、
 した範囲が相当程度確認されたことから、コリウムシールドの耐熱材は二層
 構造
 とし、

 を考慮した設計としている。

4. まとめ

上記試験結果から、 ZrO_2 耐熱材が熔融炉心に対して高い耐性を有していることが分かっ
 た。

以 上

本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子
 力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実
 施した共同研究の成果の一部である。

4. コリウムシールドに期待した場合の評価

(1) 格納容器下部床面の評価(溶融炉心が一様に広がる場合)

コリウムシールドに期待する場合、コリウムシールドを考慮しない場合に比べて溶融炉心が広がる原子炉格納容器下部の床面の面積が狭まることから、原子炉格納容器上部の面積も減少する。このため、原子炉格納容器上部からの除熱量が減少し、原子炉格納容器下部の床面における侵食量が増加することが考えられることから、以下のケースについて侵食量の評価した。

a. 評価体系

- ・ MAAP コードでは、コリウムシールド設置後ような複雑な床面の形状を模擬できないため、原子炉格納容器下部の床面積全体からコリウムシールドで囲まれる部分の面積を除いた面積を底面積とした円柱で模擬した。
- ・ 評価体系(円柱)の底面積はコリウムシールドで囲まれる部分が広く、評価体系(円柱)の底面積が小さい6号炉で代表させ、 62.0m^2 とした。

b. 評価条件

- ・ 評価ケース 4-1：有効性評価「溶融炉心・コンクリート相互作用」における溶融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価。
- ・ 評価ケース 4-2：事象発生から7時間後の崩壊熱及び 800kW/m^2 一定の上面熱流束を用いた評価。

c. 評価結果

- ・ 評価ケース 4-1：図 4-1 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の侵食量は約 0.01m であり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の侵食量は約 0.01m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。
- ・ 評価ケース 4-2：図 4-2 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の侵食量は約 0.08m であり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、原子炉格納容器下部壁面の侵食量は約 0.07m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。

(2) 格納容器下部床面の評価(溶融炉心が均一に広がらない場合)

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、評価モデルでは床面に一様に広がるものとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられ、溶融炉心が均一に広がらない場合も考えられる。この場合の MCCI の影響を確認するため、以下のケースについて侵食量の評価した。

a. 評価体系

- ・ 溶融炉心が広がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で広がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
- ・ 溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。

- ・ 評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m²(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)し、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、上面からの除熱量は評価体系(円柱)上面の面積に側面の面積を加えた値とした。これは、熔融炉心が拡がらない場合に仮に熔融炉心の一部が壁面に接触しても、側面の大部分は水に接触していると考えられるためである。

b. 評価条件

- ・ 評価ケース 4-3: 有効性評価「熔融炉心・コンクリート相互作用」における熔融炉心落下時刻の崩壊熱(事象発生から約7時間後)及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価。

c. 評価結果

- ・ 評価ケース 4-3: 図 4-3 に示す通り、原子炉格納容器下部床面の侵食量は約0.01m、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、壁面の侵食量は約0.01mであり、外側鋼板の侵食に至ることは無く、原子炉格納容器の支持機能を維持できることを確認した。

(3) 熔融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入する場合の影響

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心はコリウムシールドによってせき止められ、あるいはファンネルの途中で固化することにより、多量にサンプルに流入することは無いと考える。細粒化された熔融炉心が水中に浮遊することにより、僅かな量がコリウムシールドの内側に移行することは考えられるが、細粒化された熔融炉心は周囲の水によって十分に冷却されていると考えられることから、仮に僅かな量の細粒化された熔融炉心がサンプルに移行しても、サンプル床面を有意に侵食するものではないと考える。

ただし、熔融炉心に対し、ポロシティを見込んだ場合、熔融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、サンプルに流入することが考えられることから、以下のようにサンプル床面の侵食量を評価した。

a. 評価体系

- ・ MAAP コードでは、サンプルのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。
- ・ サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、サンプルの形状)は、6号炉と7号炉を比較して、サンプル越流時の流入量が多く、サンプル床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号炉で代表させた。

b. 評価条件

- ・ ポロシティ評価範囲

MAAP コードにおける不確かさの範囲と同様に、ポロシティを0.26(面心立方格子、最稠密)、0.32(体心立方格子)、0.4(MAAP 標準値)、0.48(単純立方格子)の範囲を想定する。ポロシティについては、概ね0.3以上と報告されているが、ポロシティに対する侵食量の感度を確認する観点から、ポロシティの最小値について、本評価では仮想的に0.26を設定した。なお、粒子化割合の評価には Ricou-Spalding 相関式を用い、

エントレインメント係数は MAAP 推奨値 とした。この評価結果をもとに、本評価における粒子化割合は 63%とした。

・ 崩熱熱及び上面熱流束

事象発生から 7 時間後の崩壊熱、ポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価を行う。上面熱流束は、図 4-4 の Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表 4-1 の通りに設定した。Lipinski 0-D モデルについては別紙 4 に詳細を示す。

・ 溶融炉心の堆積厚さの設定

各ポロシティを用いた場合の下部ドライウエルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)は表 4-1 の通りとなる。これを踏まえ、各ポロシティを用いた場合のサンプル内への溶融炉心の流入量を以下の通りに考慮し、表 4-1 の通りにサンプル内での溶融炉心の堆積高さを設定した。

(i) コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がサンプルの体積未満の場合

ポロシティが 0.26 及び 0.32 のケースでは、コリウムシールドの高さ以上に堆積する溶融炉心の量がサンプル 2 つ分の容量(サンプル床面積の小さい 7 号炉で代表)未満であることから、二つのサンプルに均一に溶融炉心が流入すると想定し、堆積厚さをそれぞれ約 0.7m、約 1.4m とした。

(ii) コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がサンプルの体積以上の場合

ポロシティが 0.4 及び 0.48 のケースでは、溶融炉心の流入量がサンプル 2 つ分(サンプル床面積の小さい 7 号炉で代表)の容量を大きく上回る。溶融炉心がコリウムシールドの内側のサンプル外の領域にも堆積するため、サンプル及びコリウムシールドの内側のサンプル外の領域に堆積した場合の堆積高さを用いてサンプル床面の侵食量評価を行った。

c. 評価結果

・ 表 4-2 に示す通り、サンプル床面の侵食量は最大約 0.05m であり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、サンプル壁面の侵食量は最大約 0.05m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。

(4) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の影響

原子炉格納容器下部に溶融炉心と共に落下し得る構造物については表 3-3 に整理しており、原子炉圧力容器内の構造物のみならず CRD 交換機や原子炉圧力容器外の全ての CRD ハウジング等を考慮しても、落下した溶融物のポロシティが 0 の場合はコリウムシールドを越えない設計としている。

落下した溶融物の量を十分保守的に設定している前提ではあるが、ここでポロシティを考慮する場合、溶融物の一部はサンプルの内側に流入すると考えられる。このため、溶融物の落下量に対するサンプル床面の侵食量の感度を確認する観点から、以下のようにサンプル床面の侵食量の評価した。

a. 評価体系

- ・ MAAP コードでは、サンプルのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。
- ・ サンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、サンプルの形状)は、6号炉と7号炉を比較して、7号炉のコンクリート侵食量の方が多いことを確認し、7号炉で代表させた。

b. 評価条件

- ・ 本評価では落下した溶融物の量を保守的に設定するものとし、他のパラメータについて、評価結果に与える影響の大きなパラメータについてはノミナル条件に近いと考える値とした。評価条件の設定の考え方を表 4-3 に示す。

・ ポロシティ評価範囲

文献値等において、ポロシティは現実的には 0.3 以上と報告されていることを踏まえ、0.32(体心立方格子の値)とした。なお、粒子化割合の評価には Ricou-Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数は MAAP 推奨値 とした。この評価結果をもとに、本評価における粒子化割合は 63%とした。

・ 崩壊熱及び上面熱流束

事象発生から 7 時間後の崩壊熱、ポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した上面熱流束を用いた評価を行う。上面熱流束は、図 4-4 の Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束をもとに表 4-3 の通りに設定した。

・ 溶融炉心の堆積厚さの設定

表 4-4 に示す通り、ポロシティ及び落下物量の想定から、溶融炉心がコリウムシールド内を埋め、更に格納容器下部全体に堆積する高さ(格納容器下部床面から約 0.66m(サンプル床面から約 2.06m))とした。

c. 評価結果

- ・ 表 4-5 に示す通り、サンプル床面の侵食量は約 0.09m であり、鋼製ライナの損傷に至ることは無く、サンプル壁面の侵食量は約 0.09m であり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。

(5) 溶融炉心落下位置が原子炉圧力容器底部中心から径方向に偏る場合の想定

溶融炉心が圧力容器底部のどの位置から落下するかについては不確かさがあるが、基本的には圧力容器底部の中心及びその近傍に配置されており圧力容器底部を貫通する構造部材である CRDハウジングからの落下を想定している。原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心が、原子炉格納容器下部のサンプルに流入することを防止する目的でコリウムシールドを設置しているが、その堰の設置位置は図 4-5、図 4-6 に示す通り、CRDハウジングの最外周の位置よりも格納容器下部の壁面寄りとしており、CRDハウジングの最外周を溶融炉心の落下位置として想定しても、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによってせき止められるものとする。

溶融炉心の拡がりについては「解析コード MAAP 説明資料 添付 3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 付録 4 溶融物の拡がり実験」において参照した知見から、格納容器下部に落下した溶融炉心は数分程度で格納容器下部に拡がり、また、ANL の実験では、デブリベッドが均一化することに要した時間が 2～3 分程度であったことも踏まえると、格納容器下部に落下した溶融炉心は短時間で格納容器下部に均一に拡がるものとする。

しかしながら、コリウムシールド近傍に落下した場合、一時的に偏って高く堆積することにより、溶融炉心が格納容器下部に拡がる前にコリウムシールドを越えてサンプルに流入する可能性が考えられる。

偏って堆積する場合、堆積物の形状には不確かさがあり、モデル化することは困難である。このため、堆積物の形状の不確かさについては、ポロシティを極めて保守的に設定し、堆積物全体の堆積高さを高く評価した上で、多くの溶融炉心がコリウムシールドの内側に流入する評価で代表させるものとする。

流入する溶融炉心の状態を考えると、水中に落下した溶融炉心は一部が細粒化して冷却され、細粒化された密度の低い溶融炉心は落下した溶融炉心の上部に集まるものと考えられる。このため、コリウムシールドを越えてサンプルに流入すると考えられる溶融炉心の状態は、細粒化され、冷却、固化された、ポロシティが高く密度の低い状態と考えられる。

表 4-1 に示す、ポロシティを 0.48 とした評価は、格納容器下部での堆積高さが高く、多くの溶融炉心がコリウムシールドの内側に流入した結果、コリウムシールドの内外が同じ堆積高さとなっている。この場合であっても、表 4-2 に示す通り、床面及び平面の侵食量は約 0.00m であることから、堆積の形状の不確かさを包絡させる観点で多量の溶融炉心の流入を考慮しても、多量の溶融炉心がサンプルに流入する場合には、ポロシティの高い溶融炉心がサンプルに流入するため、高い水への除熱量(上面熱流束)に期待できると考えられることから、サンプルの損傷は防止できるものとする。

表 4-1 ポロシティへの依存性を考慮した場合の上面熱流束の設定と熔融炉心の堆積高さ

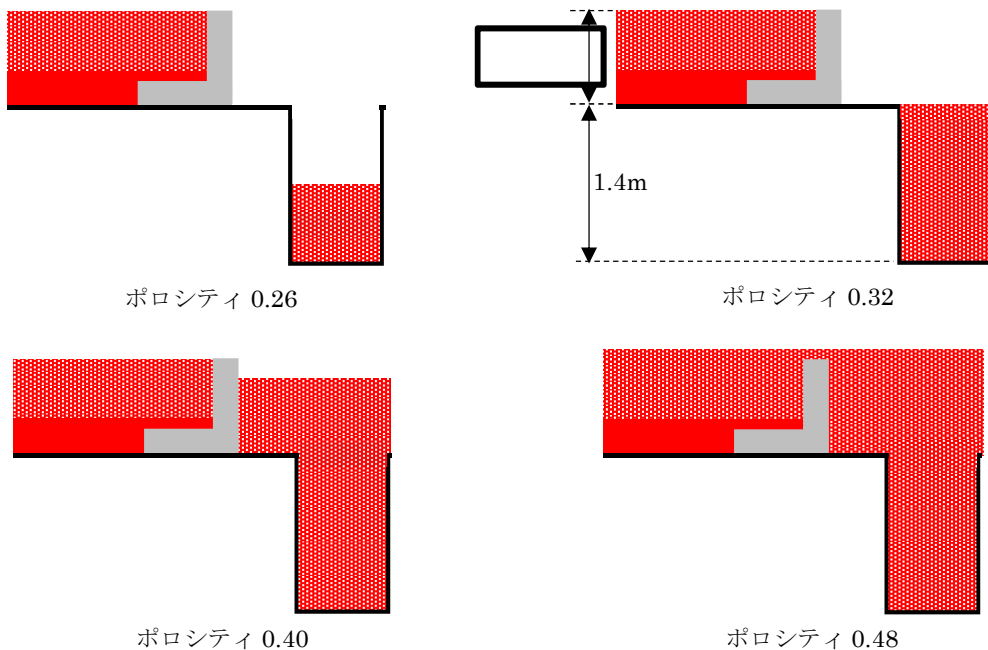
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
上面熱流束(格納容器圧力依存性を考慮)(kW/m ²)	図 4-4 参照			
	800 ^{※2}	1300 ^{※2}	2200 ^{※2}	3300 ^{※2}
下部ドライウエル ^{※1} での熔融炉心の堆積高さ(m)	約 0.68	約 0.73	約 0.80	約 0.89
越流する熔融炉心の体積(m ³)	約 2.6	約 5.8	約 11	約 18
サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 0.7	約 1.4	約 1.8	約 2.1

※1 コリウムシールドに囲まれた床面積を除き、コリウムシールドの内側への流入を考慮しない場合の堆積高さ

※2 (参考)格納容器圧力 0.4MPa[abs]における値

表 4-2 熔融炉心がサンプルに流入する場合の侵食量評価結果

ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48
サンプル床面侵食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	約 0.00
サンプル壁面侵食量(m)	約 0.05	約 0.03	約 0.01	約 0.00



- 粒子化[※]せず、格納容器下部に到達した熔融炉心
- 粒子化[※]した熔融炉心

※粒子化割合の評価には Ricou-Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数は MAAP 推奨値 とした。この評価により、本評価における粒子化割合は 63% とした。

ポロシティ別のコリウムシールド越流量のイメージ

表 4-3 侵食量評価に影響する評価条件と設定の考え方、保守性の整理(溶融物の落下量を保守的に考慮する場合)

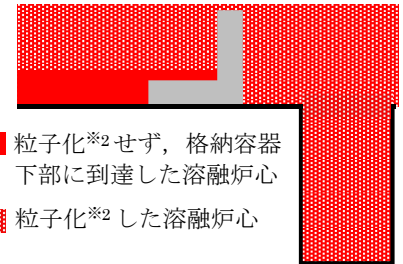
侵食量に影響する評価条件	設定値	考え方	保守性
溶融物の量		炉心及び炉内構造物、圧力容器内外の CRD ハウジング、CRD 交換機が落下する想定。圧力容器外の構造物は溶融物とはせず、発熱密度を下げない扱いとしている。ポロシティ 0 の場合に落下物の高さはコリウムシールド高さと同じになる。	大きな保守性を有していると考える。 炉心及び炉内構造物のみならず、圧力容器外の CRD ハウジング全てや CRD 交換機も落下する想定には保守性があると考える。
崩壊熱	事象発生から 7 時間後の値	原子炉への注水に期待しない場合、格納容器下部への溶融炉心落下に至る時刻が最も早いプラント損傷状態である LOCA の溶融炉心落下時刻を保守的に切り上げた値。	崩壊熱曲線自体に保守性があるものの、ベースケースと同じ落下時刻を設定値としており、ノミナル条件と考える。
初期水張り	2m	KK6/7 の運用手順と同じ。	ノミナル条件と考える。 KK6/7 の運用手順と同じ。
エントレインメント係数		解析コード MAAP 推奨値であり、有効性評価のベースケースに用いている値と同じ。(Ricou - Spalding 相関式を用いた評価により、粒子化割合は 0.63 と評価される。)	ノミナル条件と考える。
粒子化した溶融物のポロシティ	0.32	文献により、ポロシティは概ね 0.3 以上と報告されていることから、体心立方格子の値である 0.32 を設定。	下限値(現実的に厳しめの値)と考える。*1
上面熱流束(水への除熱量)	図 4-4 参照	格納容器圧力依存性を考慮し、ポロシティ 0.32 における熱流束を Lipinski0-D モデルを用いて評価	ノミナル条件と考える。

表 4-4 溶融炉心の堆積高さ(溶融物の落下量を保守的に考慮する場合)

サンプル床面からの堆積高さ(m)	約 2.06
------------------	--------

表 4-5 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の侵食量評価結果*3

サンプル床面侵食量(m)	約 0.09
サンプル壁面侵食量(m)	約 0.09



- 粒子化*2せず、格納容器下部に到達した溶融炉心
- 粒子化*2した溶融炉心

コリウムシールド越流量のイメージ

※1 ポロシティの値については、文献では概ね 0.3 以上と報告されており、0.4 を超える値も報告されている。本評価で想定している、一旦落下し堆積した溶融物の上部から粒子化した溶融物がコリウムシールドの堰を超えて流入する状況を考える場合、格納容器下部に堆積している溶融炉心には上下に密度差が生じており、その上部の粒子化した溶融炉心のポロシティは溶融物全体の中では大きな値をとると考えると、サンプルに流入した溶融物のポロシティは文献値よりも大きな値になる可能性が考えられる。

※3 本評価結果は各種感度解析の中でサンプルの侵食量が最も大きく、サンプル床面侵食部下端からライナまでの距離は 0.11m である。侵食には至らないが、溶融炉心からの熱がライナに伝わることで影響を確認したところ、ライナの到達温度は 500℃未満であり、融点約 1530℃に対して低い値であることから溶融には至らず、上下両側からコンクリートによって固定されている構造であることから、熱膨張の観点でも影響は無いものとする。

※2 粒子化割合の評価には Ricou-Spalding 相関式を用い、エントレインメント係数は MAAP 推奨値 [] とした。この評価により、本評価における粒子化割合は 63%とした。

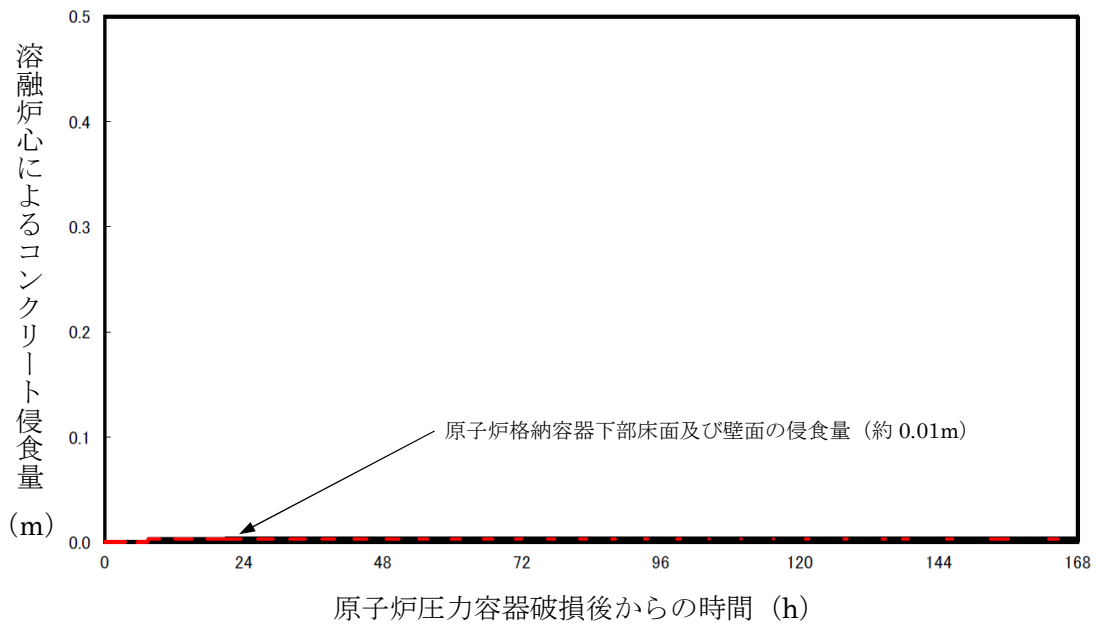


図 4-1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース 4-1)

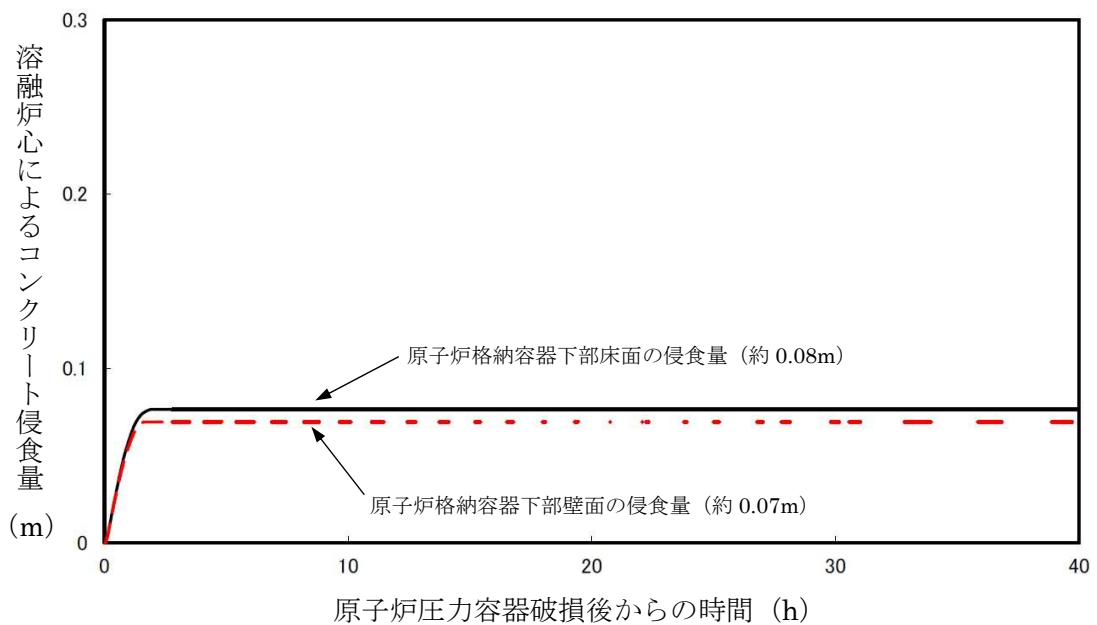


図 4-2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース 4-2)

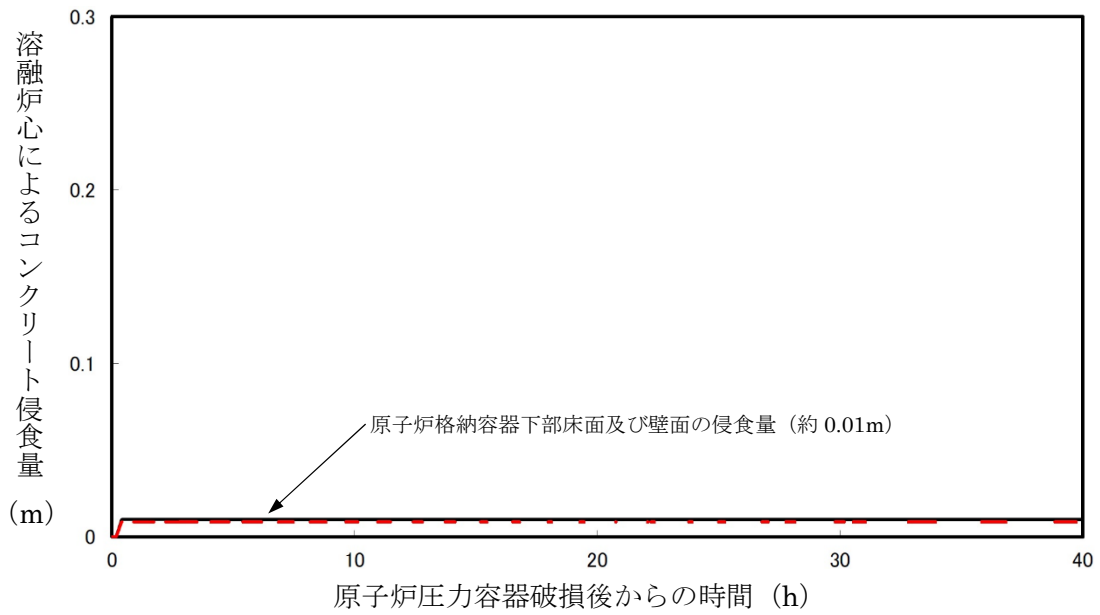


図 4-3 原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量の推移(評価ケース 4-3)

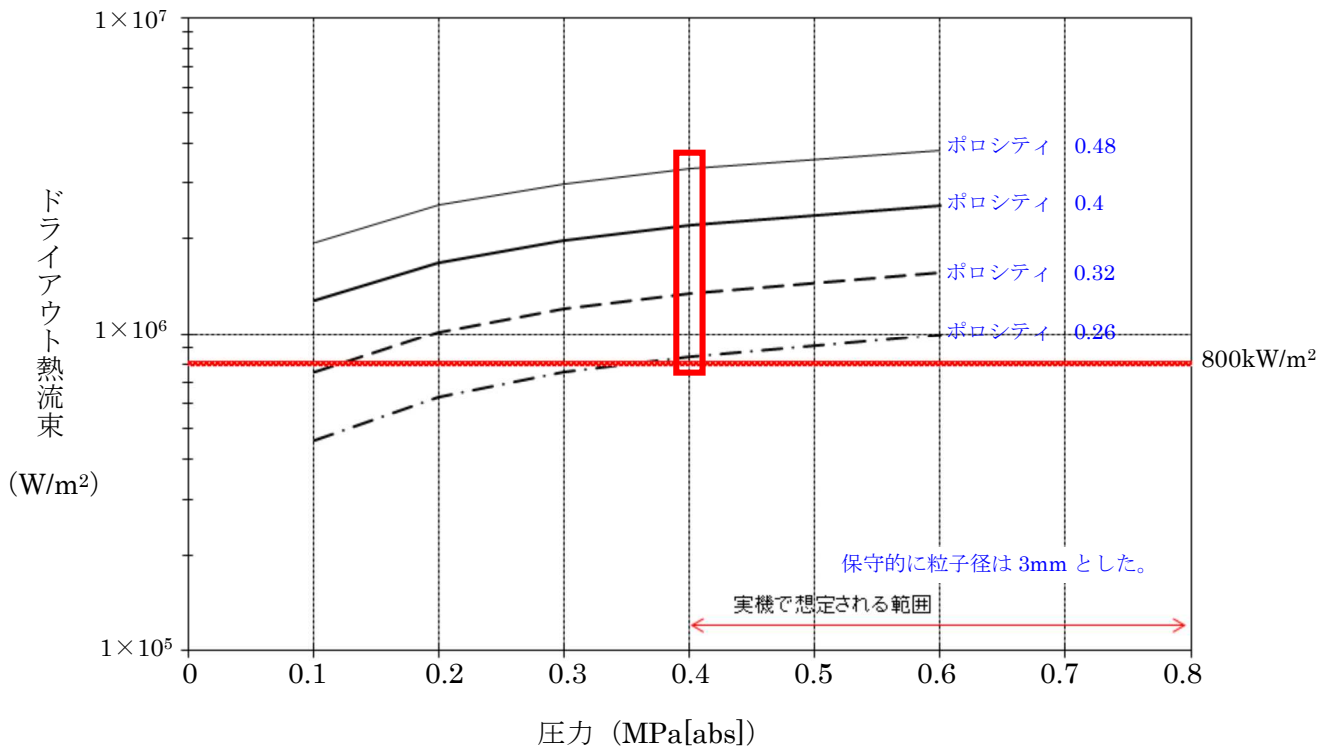
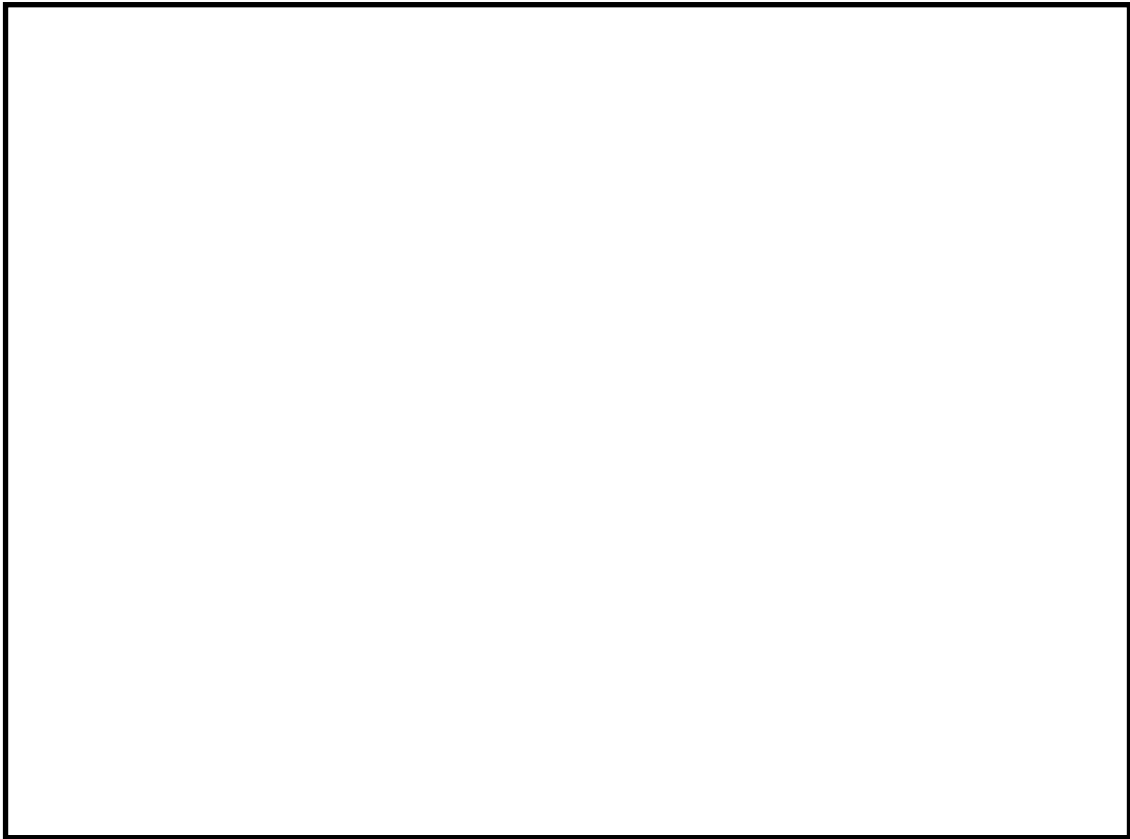
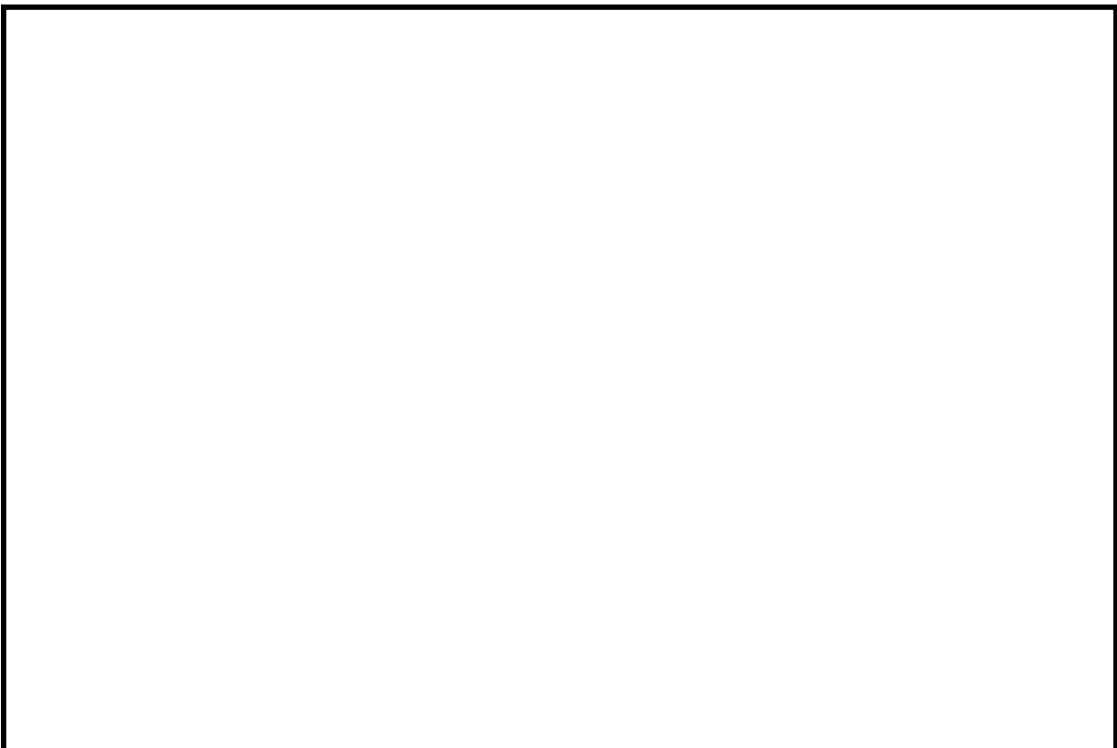


図 4-4 Lipinski 0-D モデルを用いたドライアウト熱流束

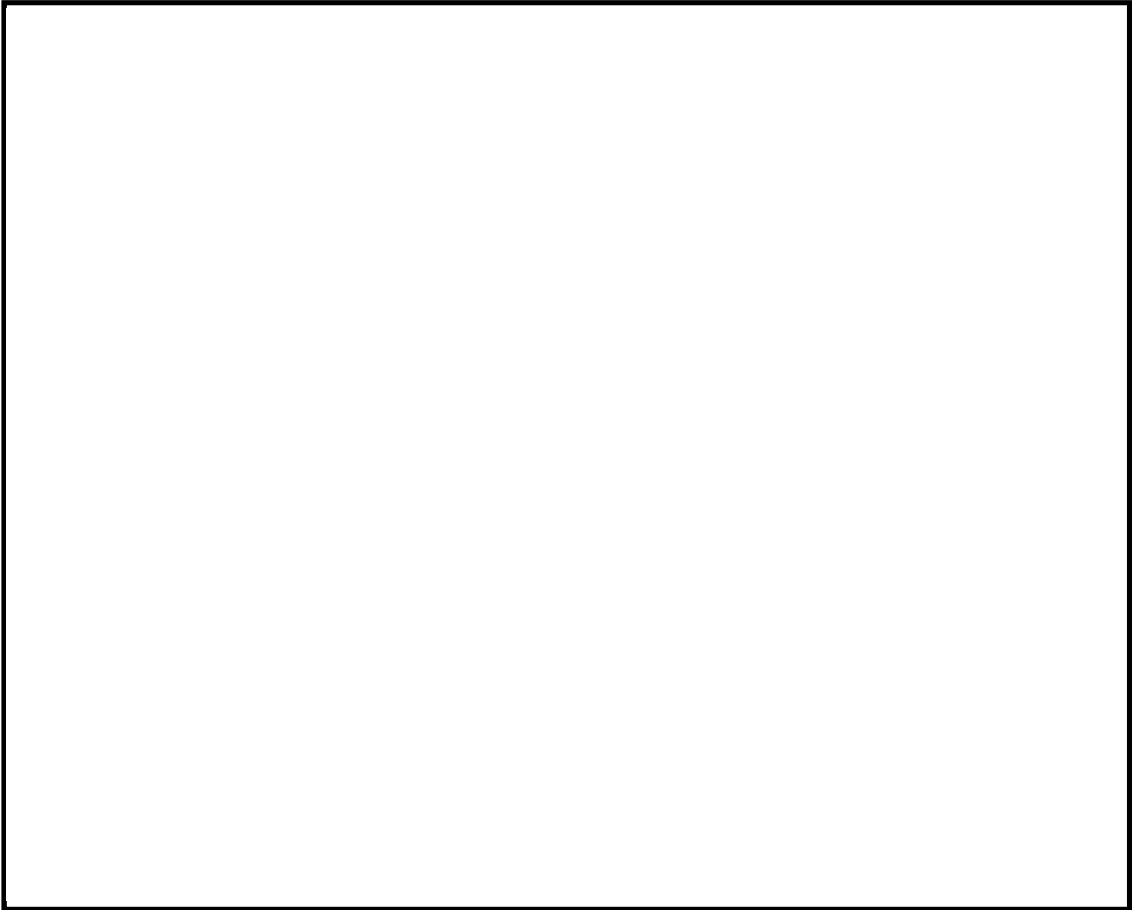


(a) 側面図

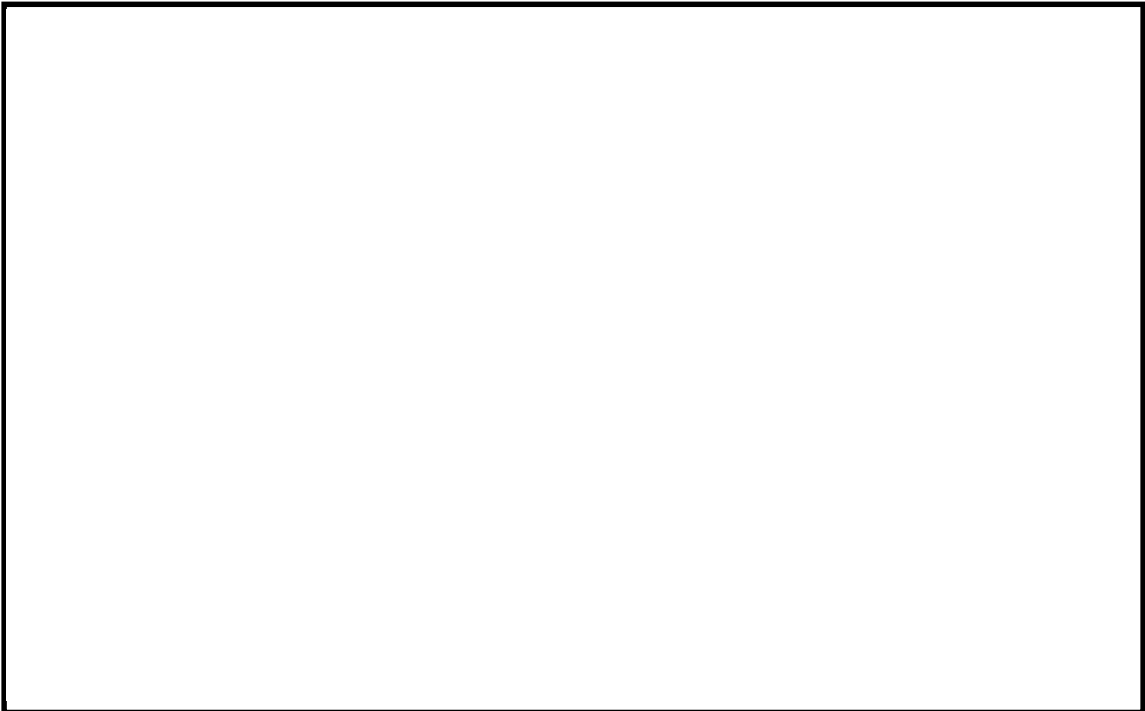


(b) 上面図

図 4-5 CRDハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係(6号炉)



(a) 側面図



(b) 上面図

図 4-6 CRDハウジング最外周とコリウムシールドの位置関係(7号炉)

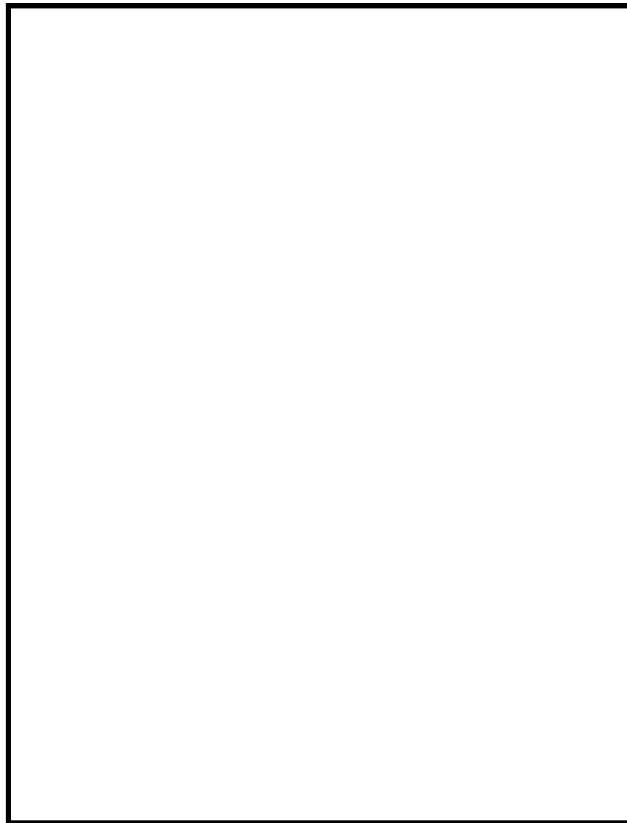
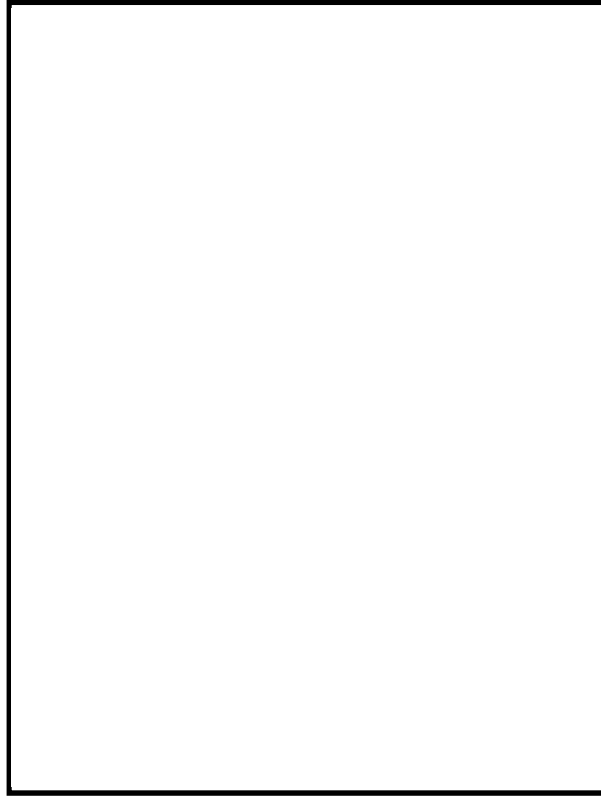


図 4-7 格納容器下部端のイメージ(格納容器底部床面から上部を撮影)

5. まとめ

コリウムシールドの設置後の原子炉格納容器下部の床面の侵食量は僅かであり、格納容器の支持機能に影響しないことを確認した。これにより、コリウムシールドは格納容器の支持機能に影響を及ぼすことなくサンプルでの MCCI のリスクを低減できることを確認した。このため、コリウムシールドを重大事故等緩和設備に位置付けることとした。

また、熔融炉心が原子炉格納容器下部床面において均一に拡がらない場合においても侵食量は僅かであることを確認した。

以 上

KK7 下部 D/W ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について

1. EPRI/FAI 試験と KK7 のファンネルの体系の比較

EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、KK7 の下部 D/W サンプルと体系を比較するため、溶融物条件を表 1 に、流路構造を表 2 に比較する。

表別 2-1 の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリ(平均)の物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘度は近い値になっている。なお、溶融デブリ(酸化物)、溶融デブリ(金属)は EPRI/FAI 試験との蓄熱量比が小さいことから、溶融デブリ(平均)について流動距離を評価する。

表別 2-2 に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、KK7 のファンネルの口径は 78mm(80A)であり、配管断面積比は KK7 の方が約 2.44 倍大きい。そのため、単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比は、溶融デブリ(平均)のケースにおいて、限界固相率 1 のとき約 2.63 倍、限界固相率 0.64 のとき約 1.72 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さあたりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さあたりの伝熱面積は KK7 の方が約 1.56 倍大きい。

デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m(試験後の観察結果)であり、KK7 では約 0.56m(MAAP 結果)である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m、KK7 ではペDESTAL床面からドレン配管水平部までが最も深いケースで約 0.97m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、KK7 で約 1.5m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、KK7 で約 5.5m/s となる。

2. EPRI/FAI 試験の適用性

EPRI/FAI の試験を KK7 のファンネルの体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。

Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と KK7 での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を KK7 のファンネルに適用した場合の評価を行う。

この場合、KK7 のファンネルでのデブリの流動距離(L_{K7})は次の式で表現できると考えられる。

$$L_{K7} = L_{FAI} \times \frac{d_{K7}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{K7}\rho_{K7}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{K7}}{v_{FAI}}$$

ここで、

$\frac{d_{K7}}{d_{FAI}}$: 配管直径比,

$\frac{h_{K7}\rho_{K7}}{h_{FAI}\rho_{FAI}}$: 凝固までの蓄熱量比

$\frac{v_{K7}}{v_{FAI}}$: デブリの速度比

であり、上式に基づいてデブリの流動距離(L_{K7})を求めると、

$$\begin{aligned} L_{K7} &= 0.79 \times 1.56 \times 1.08 \times 2 \\ &= 2.7 \text{ (m)} \end{aligned}$$

となる。ファンネル流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を 1 として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率 0.64 程度で粘性係数が初期値の 1×10^4 倍になる等、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。

EPRI/FAI 試験と KK7 で考慮した溶融物の条件では、溶融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、KK7 では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、溶融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が 1 の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は 1 よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に 1 としている。水中を流動する場合は、単相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量(凝固までの蓄熱量比)が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を KK7 のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる、保守的な扱いとなると考える。

以上より、本評価は EPRI/FAI の試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速をもとに流動距離を求める際の最大値と考える。

以 上

表別 2-1 溶融物条件の比較

項目	EPRI 試験	K-7					
		溶融デブリ (平均)		溶融デブリ (酸化物※1)		溶融デブリ (金属)※2	
溶融物	アルミナ ²	溶融デブリ (平均)		溶融デブリ (酸化物※1)		溶融デブリ (金属)※2	
過熱度 (K)	100	39		-60		164	
融点 (°C)	2047	液相線	2200	液相線	2412	液相線	1482
		固相線	1591	固相線	2063	固相線	1415
密度 (kg/m ³)	3800	8082		8162		7723	
比熱 (kJ/kgK)	1.3	0.54		0.51		0.682	
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	303		310		280	
熱伝導率 (W/mK)	7.5	14		8		35	
粘性係数 (Pa・s)	0.003	0.0033-0.0076		0.0033-0.0076		0.004-0.0062	
動粘性係数 (m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	4.08×10 ⁻⁷ - 9.40×10 ⁻⁷		4.04×10 ⁻⁷ - 9.31×10 ⁻⁷		5.17×10 ⁻⁷ - 8.02×10 ⁻⁷	
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	5277		3734		3380	
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.64)	-	3438		2299		2474	
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	1.08		0.77		0.69	
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.64)	1	0.71		0.47		0.51	

※1 酸化物 : UO₂, Zr, ZrO₂ ※2 金属 : SUS 成分

表別 2-2 流路構造の比較

項目	EPRI 試験	K-7		
		溶融デブリ (平均)	溶融デブリ (酸化物)	溶融デブリ (金属)
溶融物	アルミナ	溶融デブリ (平均)	溶融デブリ (酸化物)	溶融デブリ (金属)
流路構造比較		円管		
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.078 (80A)		
断面積比	1	2.44		
単位長さあたりの 凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	2.63	1.86	1.69
単位長さあたりの 凝固までの蓄熱量 2 (限界固相率=0.64)	1	1.73	1.14	1.24
単位長さあたりの伝熱面積比	1	1.56		
床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.972		
デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.56		
ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	5.49		
流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	-		
デブリの流動距離 (m)	~0.79			

溶融炉心ファンネル流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価(7号炉のみ)

格納容器下部の床面にファンネルが設置されており、床下にドレン配管が設置されている号炉は7号炉のみである。このため、7号炉を想定して以下の評価を実施した。なお、6号炉では床面にファンネルが無く、ドレンは格納容器下部壁面に設置された配管を通じてサンプルにドレンが集められる構造となっていることから7号炉と同様の評価は不要である。

a. 評価体系

- ・ ファンネル内に流入した溶融炉心を円柱で模擬し、側面はコンクリートで囲まれているものとし、両端が水によって除熱されるものとした。

b. 評価条件

- ・ 溶融炉心の流動距離(円柱の高さ)は、別紙 2 の評価結果を踏まえ、ファンネルからサンプルまでの長さが最短の配管に合わせて 3.6m とした。
- ・ 崩熱熱は事象発生から 6 時間後の値とした。
- ・ 水への熱流束は有効性評価における不確かさ評価において保守的な値として用いている 800kW/m^2 一定とした。

c. 評価結果

- ・ 管壁の侵食量は約 0.08m となった。ドレン配管から格納容器バウンダリであるライナまでの最短距離が約 0.5m であることから、コンクリートの侵食がライナに到達することは無いことを確認した。(別図 3-1 参照)

d. 評価の保守性について

本評価では、種々の不確かさを包絡する観点で b. の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b. の評価には保守性があるものとする。なお、c. の通り、b. の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食がライナに到達することは無い。

・ 流入量，流入距離の観点

流入量については別紙 2 に示す通り、保守的に流動限界固相率を 1 とした場合の評価においても流動距離は 2.7m であり、流動限界固相率を 0.64(粘性係数が初期値の 1×10^4 倍になる値)として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるものとする。

・ 流入経路の影響

原子炉圧力容器下部から落下した溶融炉心がファンネルに流入する際にはファンネルの蓋を溶融させる必要があるが、蓋の裏面には初期水張りによる水が張られており、蓋の表面からの熱伝達によって水が蒸発しても、蓋の裏面にはサンプル側から水が供給されることから、原子炉圧力容器下部からの溶融炉心の落下を仮定した上でも、ファンネルからの溶融炉心侵入の発生には不確かさがあるものとする。

ドレン配管は、ファンネル流入口から数 10cm 程度垂直に落下した後、水平に曲がる構造となっており、さらに水平落下後も少なくとも数回屈曲していることから、配管の曲りによる抵抗により流入量、流入距離は低減されるものとする。

- 崩壊熱

崩壊熱については事象発生から 6 時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの溶融炉心落下時刻は事象発生後 7 時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、格納容器下部に落下した溶融炉心が格納容器下部の端に到達し、ファンネルの蓋を溶融させ、ドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。

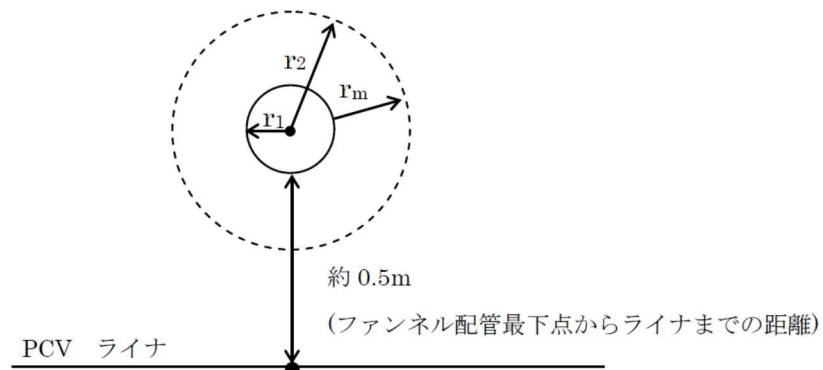
- 除熱の形態

水への熱流束については、保守的に 800kW/m^2 一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。

また、ドレン配管に浸入した溶融炉心の両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進んだ場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管のサンプ側からは初期水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水によって水が供給され続けるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる溶融炉心からの除熱に期待できるものとする。

- 更なる感度解析の確認結果

格納容器下部床下に存在する最も長いファンネルからのドレン配管は 13.2m であるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約 0.25m に留まり、ライナまでの最短距離(約 0.5m)には余裕があることを確認している。



別図 3-1 下部ドライウェルファンネル配管評価のイメージ

d. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動

- ・ 管壁の侵食量が約 0.08m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、

$$3.6 \times (0.12^2 - 0.04^2) \times \pi = 0.14 \text{ m}^3$$

となる。この侵食によってコンクリートに含まれる CO₂ が全て気体として放出されると仮定すると、

$$\text{質量} : 0.14 \times 2300 \times 0.015 = \text{約 } 5 \text{ kg}$$

$$\text{体積} : 5 / 44 \times 22.4 = \text{約 } 2.5 \text{ Nm}^3$$

となる。また、上記の体積のコンクリートに対して溶融炉心・コンクリート相互作用が生じた場合、約 3kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。

これらの非凝縮性ガスについては、有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」では、ジルコニウム-水反応によって約 1370kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数 kg 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、格納容器圧力及び格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。

以 上

Lipinski 0-D モデルについて (日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋)

c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾

Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。

連続の式

$$\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$$

運動量の式 (気相)

$$\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$$

運動量の式 (液相)

$$-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$$

エネルギー式

$$\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$$

圧力の釣合⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾

$$\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$$

ここで、

U : 見掛け流速

κ : 層流での浸透率

η : 乱流での浸透率

$\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$: 各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)

でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾。

$$\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$$

$$\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$$

$$\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$$

$$\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$$

上述の関係を用いると、式(8.14)~式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。

$$q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ [1 + (u_2/u_1)^2]^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$$

$$u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} /$$

$$\left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$$

$$u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \right.$$

$$\left. \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$$

ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。

※ポロシティ(空隙率)は変数 ϵ に該当する。

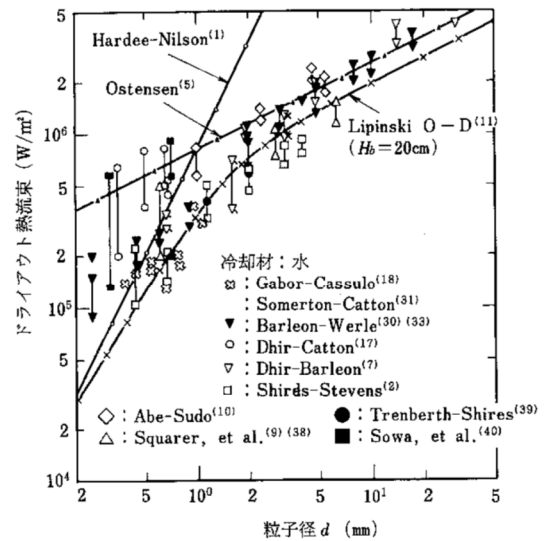


図 8.6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較

47. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の
耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて

「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(補足説明資料)」
(平成29年1月27日提出)抜粋

【資料1】

46-10
その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器真空が維持できている場合に，タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

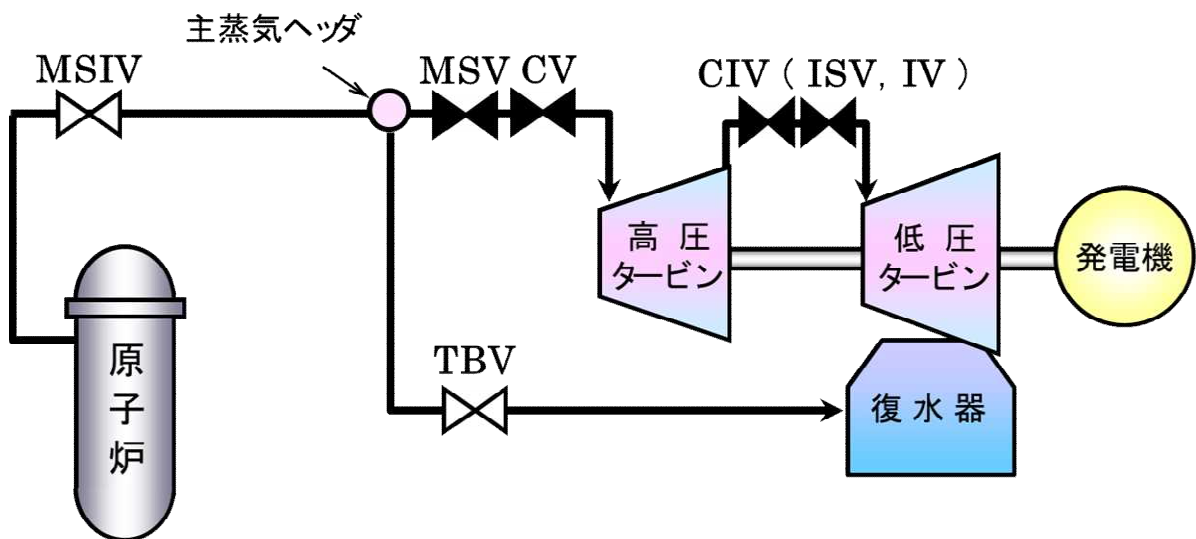


図1 タービン制御系 概要図

(2) 直流給電車

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について，補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

代替逃がし安全弁駆動装置は，高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても，逃がし安全弁の開操作を可能とし，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう，窒素ガス供給を行うことができる。

本系統は，高圧窒素ガスポンペ，減圧弁等により構成する。また，高圧窒素ガスは，逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U，7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ供給される。

なお，本系統は，既設の高圧窒素ガス供給系とは別に，高圧窒素ガスポンペを配備する。

本系統は，電磁弁操作を必要とせず，高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に，

自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U, 7号炉においてB21-F001D, E, K, U）へ，高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを減圧し，供給を行う。また，設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし，電源に依存しないものとする。

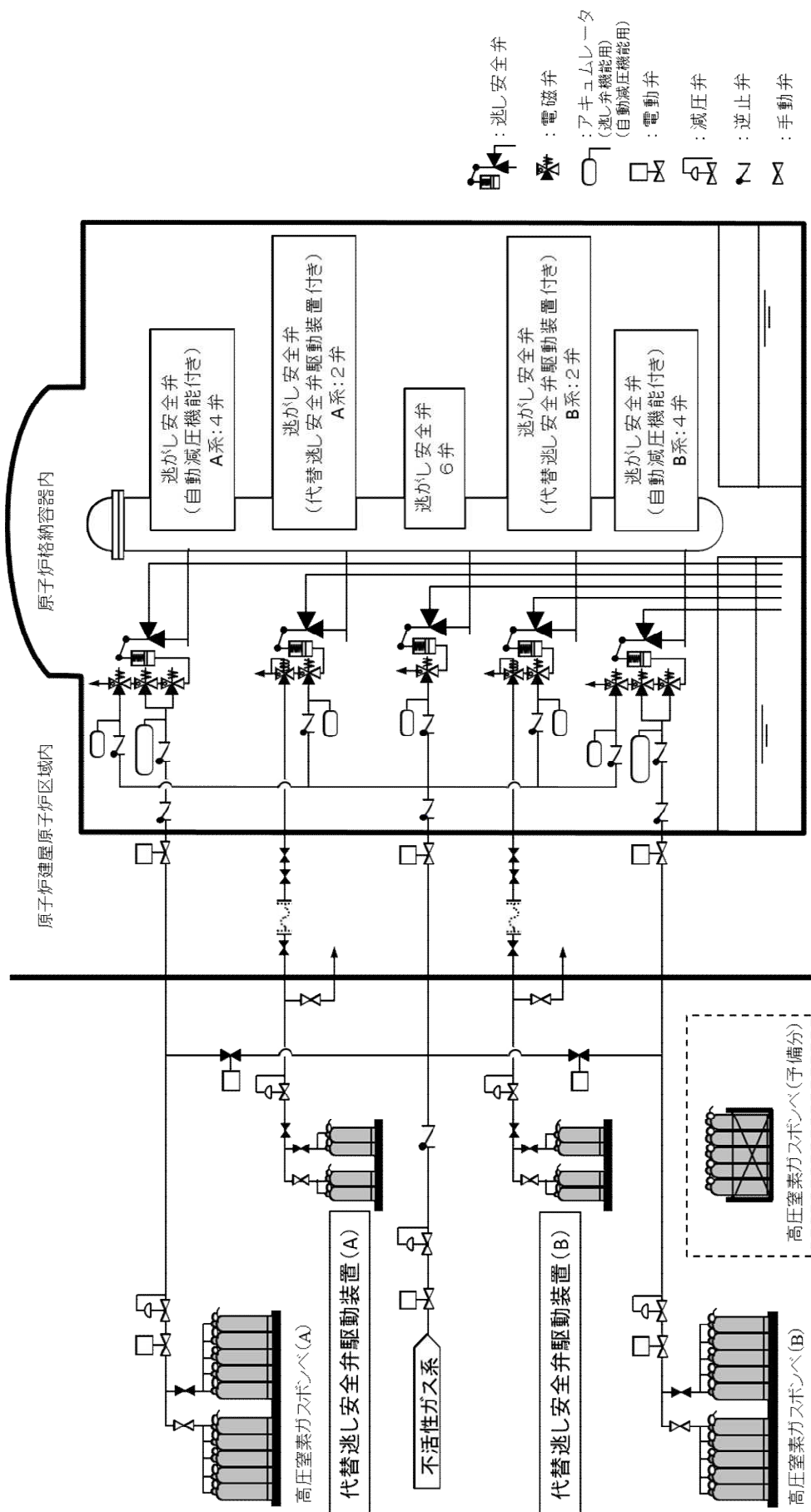


図3 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

(参考)

逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は、以下3つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18個の逃がし安全弁のうち、8個がこの機能を有している。

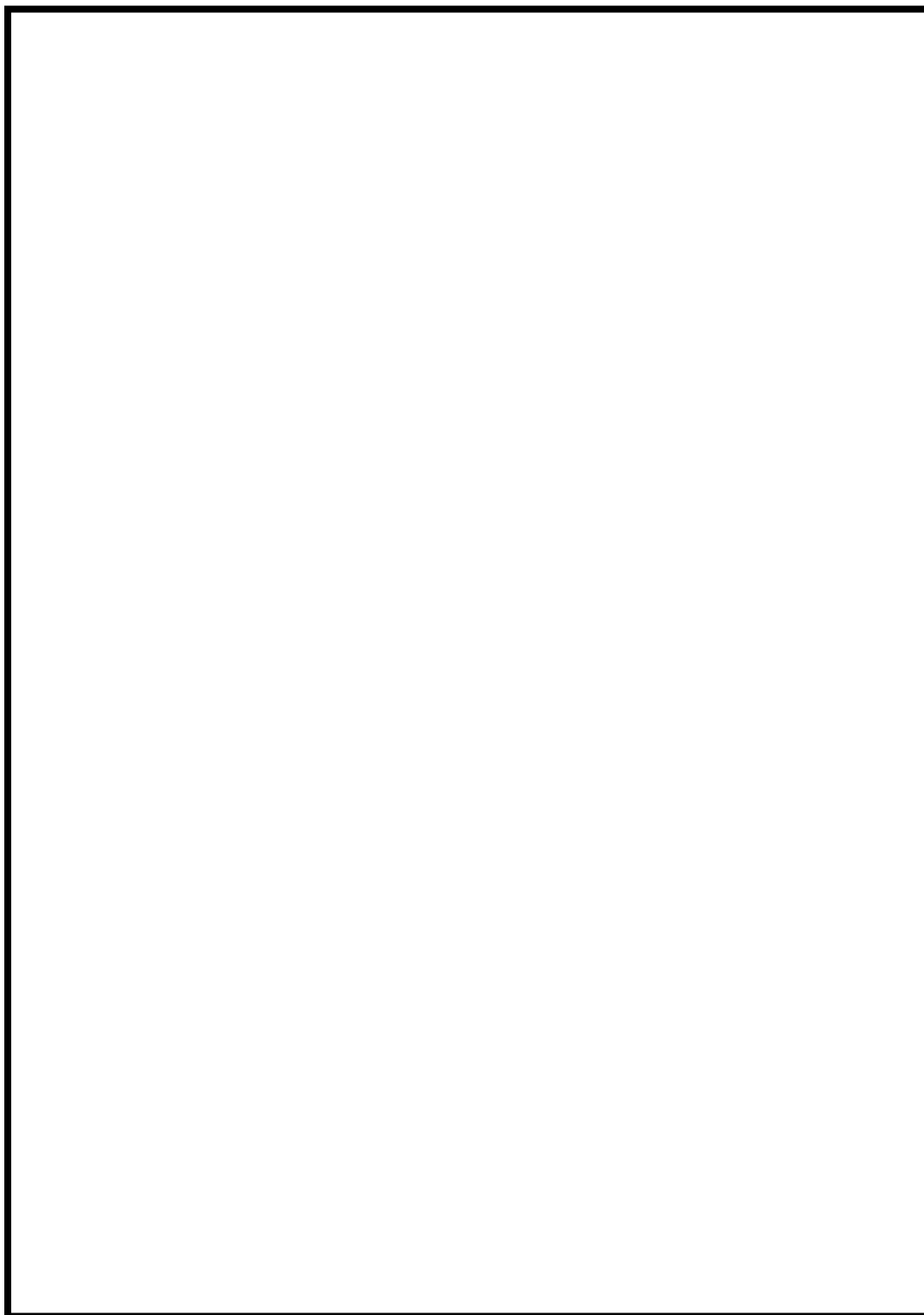
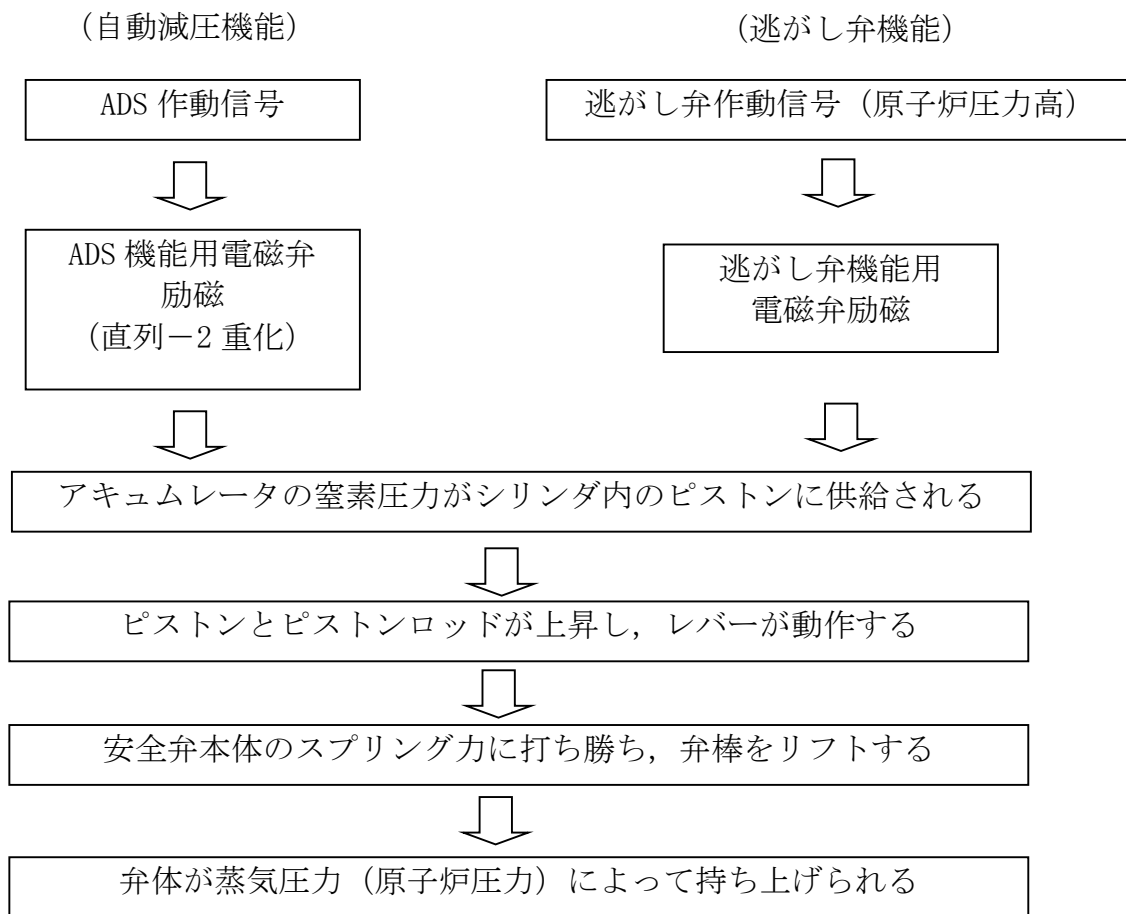


図3 逃がし安全弁 設備概要図

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、蒸気圧力 (原子炉圧力) の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される

SRV の耐環境性能向上に向けた取り組みについて

1. 概要

SRVの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている代替SRV駆動装置に対して、SRV駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「SRV用電磁弁」及び「SRVシリンダー」に対してシール材の改良を実施するものとする。

代替SRV駆動装置は、HPIN系（A/B）と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV用電磁弁の排気ポートに窒素ポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたSRV開操作が可能な設計とする。

ここで、自圧式切替弁は、SRV用電磁弁の排気ポートと代替SRV駆動装置の接続部に設置し、以下の（1）通常運転時、（2）HPIN系によるSRV動作時、（3）代替SRV駆動装置によるSRV動作時に示すと通りの切替操作が可能な設計とする。

（1）通常運転時（SRV待機時）

自圧式切替弁は、弁体が代替SRV駆動装置の窒素ポンペ側を閉止し、排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、SRVピストンが閉操作するときの排気流路を確保する。

（2）HPIN系によるSRV動作時

自圧式切替弁は、排気ポート側を解放しており、SRV閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。

（3）代替SRV駆動装置によるSRV動作時

自圧式切替弁は、代替SRV駆動装置の窒素ポンペ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、代替SRV駆動装置の窒素ポンペからSRVピストンまでの流路を確保する。

また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本系統は、ADS機能なしの4個（B21-F001D,E,K,U）へ、代替SRV駆動装置の窒素ガスポンペの窒素ガスの供給を行う設計する。

ここで、代替SRV駆動装置の系統概要図を図1に、SRV本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を図2に、自圧式切替弁の構造図を図3に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を図4に示す。

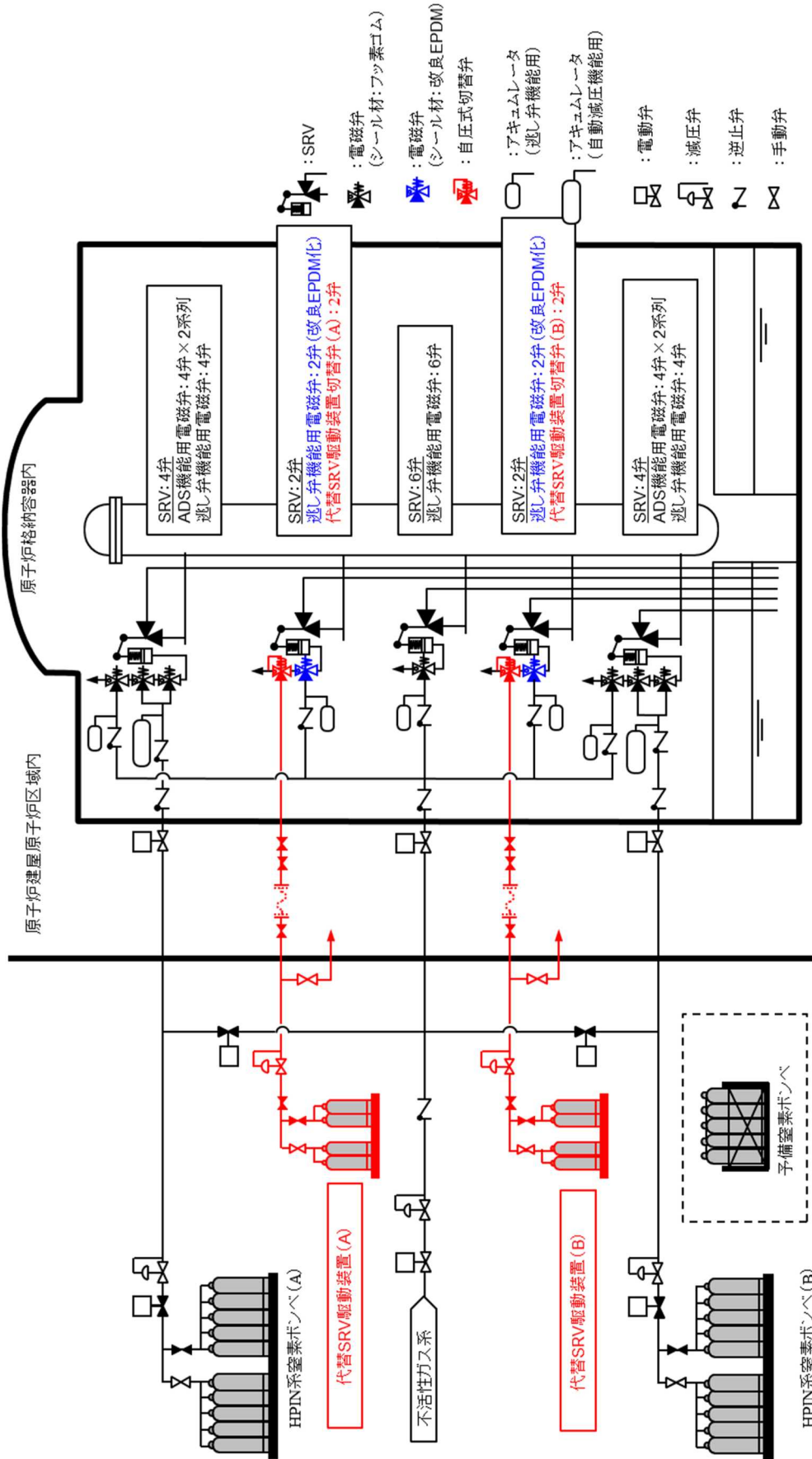


図 1. 代替 SRV 駆動装置の系統概要図

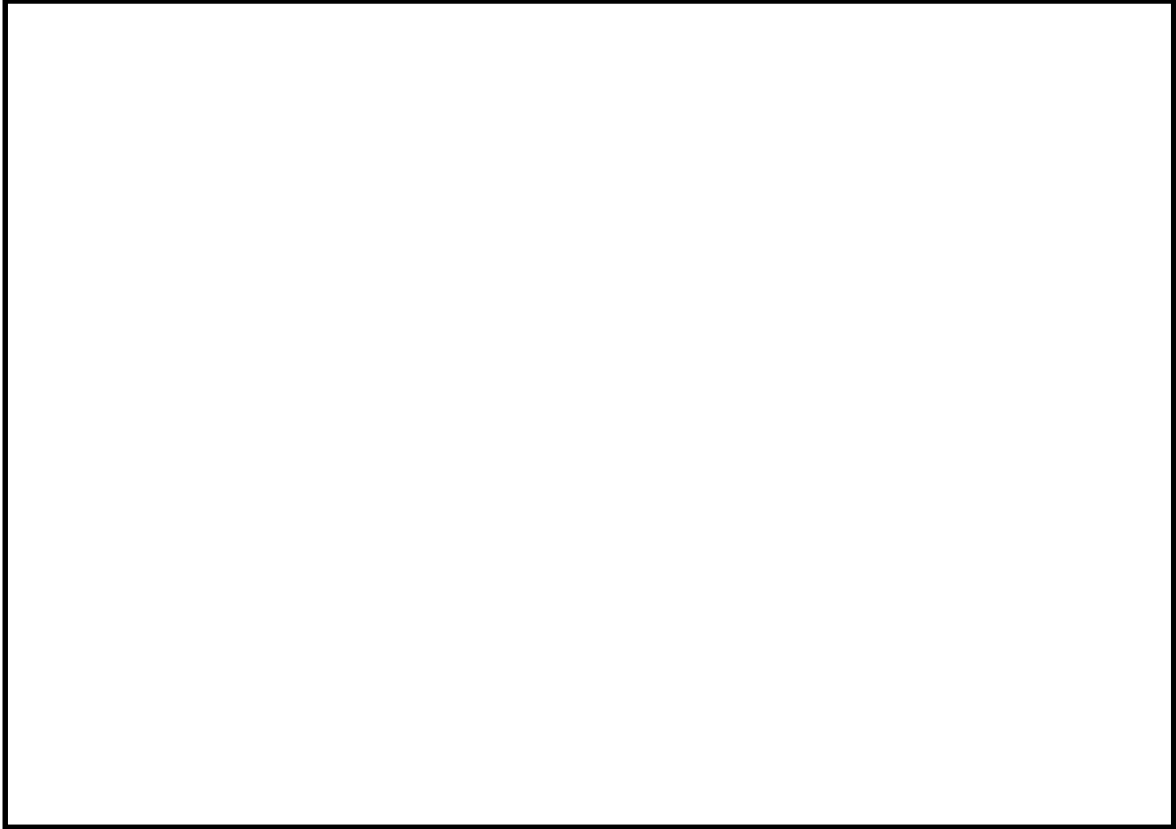


図 2. SRV 本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図

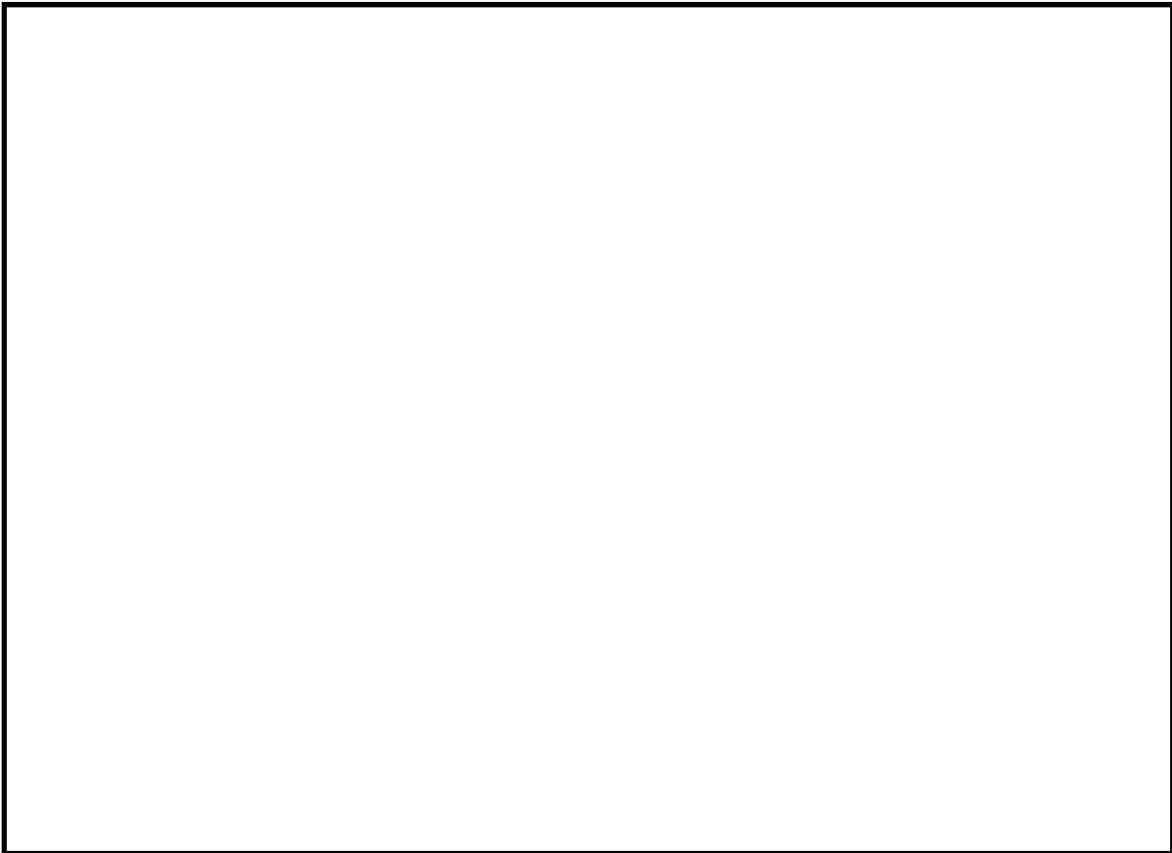


図 3. 自圧式切替弁の構造図

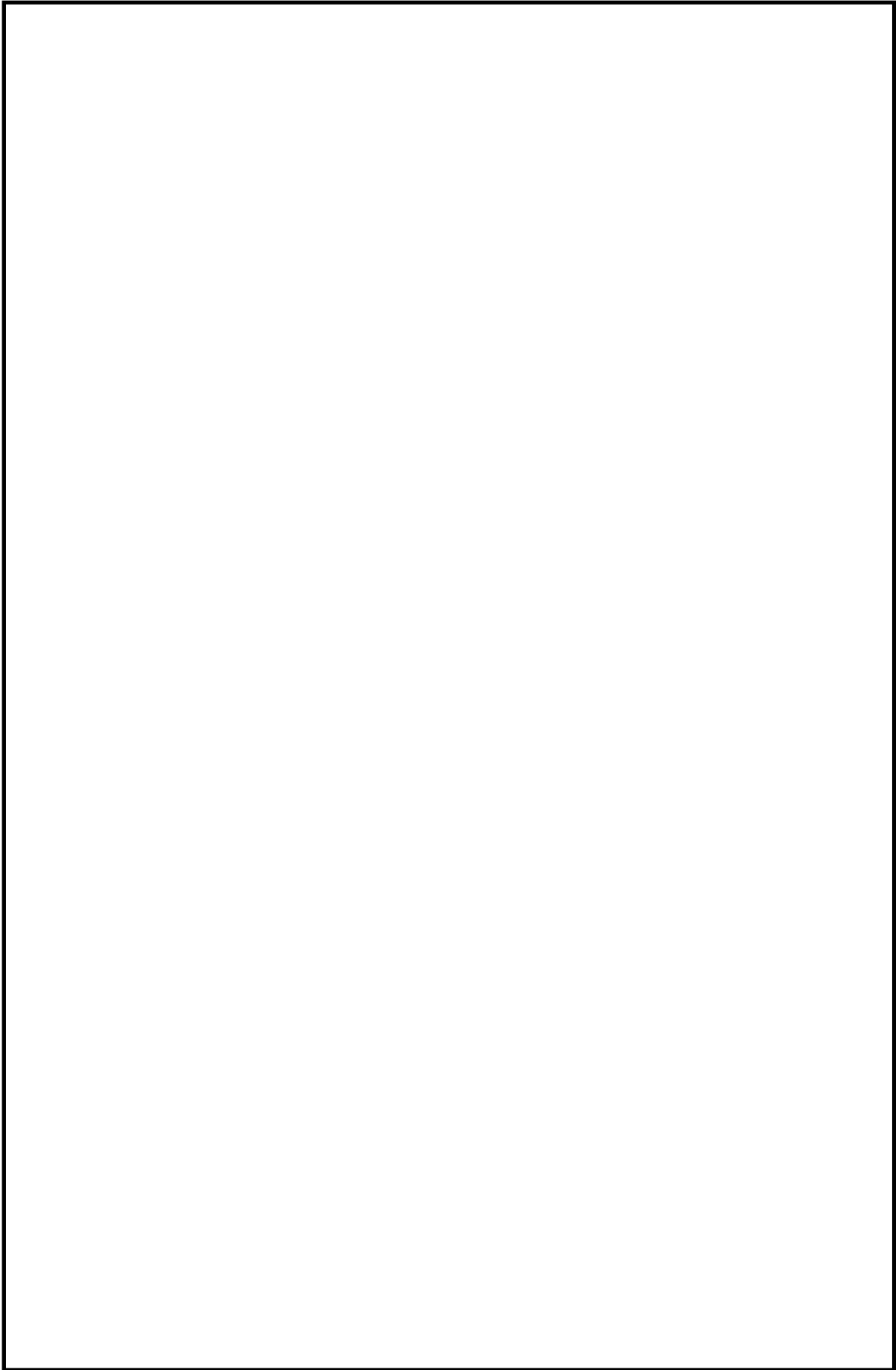


図 4. 自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図

2. SRV 用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について

(1) 試験目的

SRV の機能向上させるための更なる安全対策として、高圧窒素ガス供給系及び代替 SRV 駆動装置により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。

(2) 試験体概要

試験体である SRV 用電磁弁の概要並びに改良 EPDM 材の採用箇所を図 5 に示す。

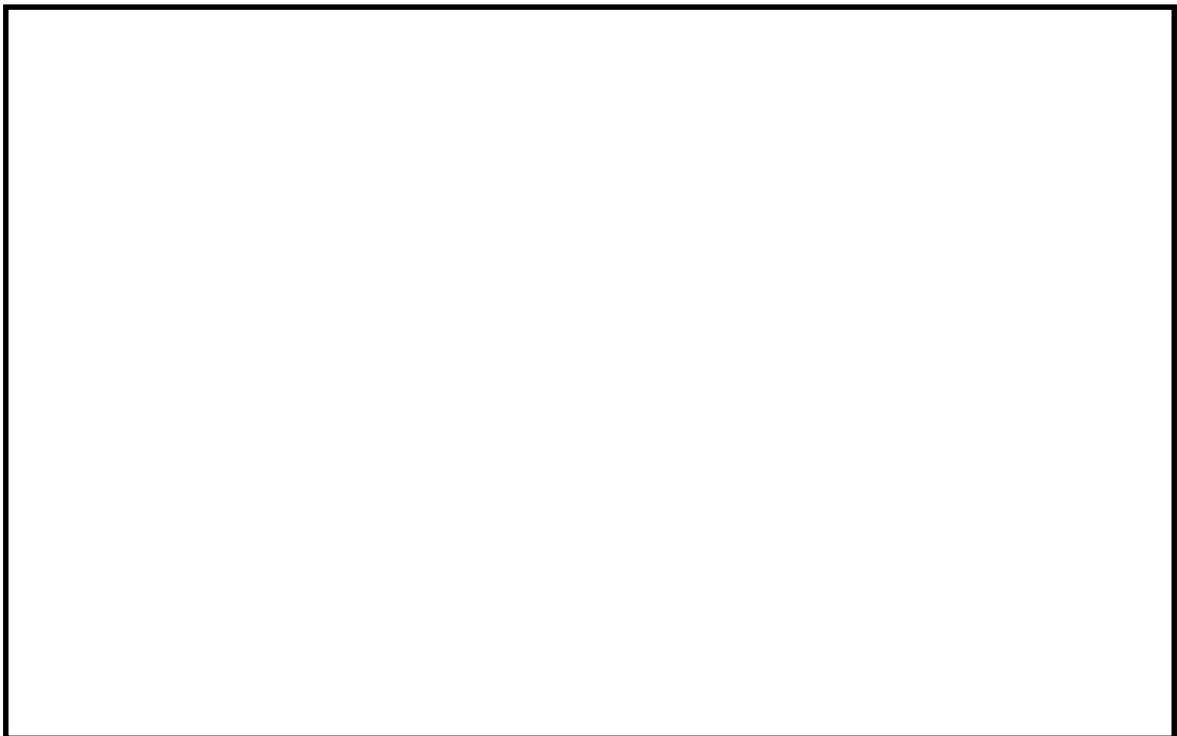


図 5 改良 EPDM 材を採用した SRV 用電磁弁概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) 試験手順及び項目

本試験で実施する試験項目を図6に示す。



図6 試験手順及び項目

※1 シール性確認の判定基準

- ・排気(EXH)ポート側圧力に供給(SUP)ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・無励磁時の漏えい量は目標として 以下であること。

(4) 蒸気暴露試験装置概要及び蒸気暴露試験条件

本試験で使用する蒸気暴露試験装置の概要を図7に示す。また、[過酷事故環境試験条件を](#)表1及び[蒸気暴露試験条件](#)を図8に示す。



図7 蒸気暴露試験装置の概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1 過酷事故環境試験条件

項目	条件		解析結果(参考)
時間(経過)	0～168 時間	168～175 時間	0～約 7 時間 ^{※2}
圧力(kPa[gage])	710	854	150kPa 以下 ^{※3}
温度(℃)	171	178	150℃以下 ^{※4}
雰囲気	蒸気	蒸気	蒸気割合 12%以下 ^{※3}
放射線量(MGy)		※1	0.1MGy 以下 ^{※3}

※1：事象発生から 7 日間の累積放射線量を示す。

※2：有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」において、逃がし安全弁(SRV)の機能に期待する(原子炉圧力容器破損に至る)期間(事象発生から約 7 時間後まで)。

※3：有効性評価「DCH」における※2の期間の値。放射線量は※2の期間の累積値。

※4：有効性評価「DCH」における SRV の温度評価(三次元熱流動解析)結果(PCV スプレー無し。)

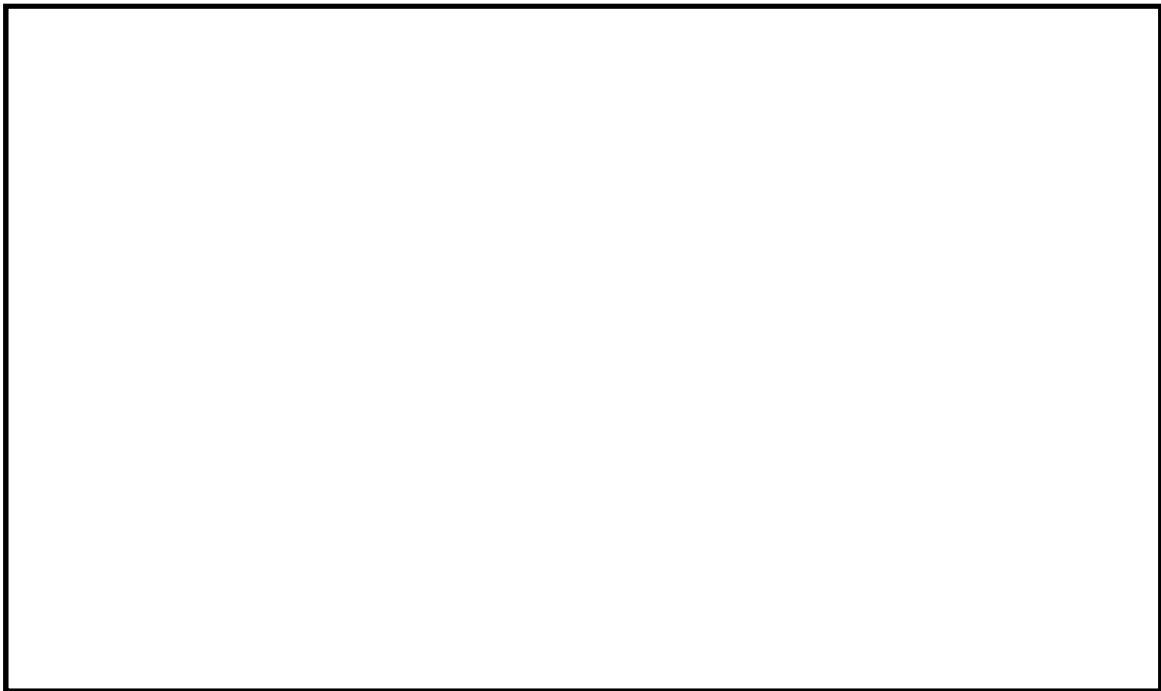


図 8 蒸気暴露試験条件

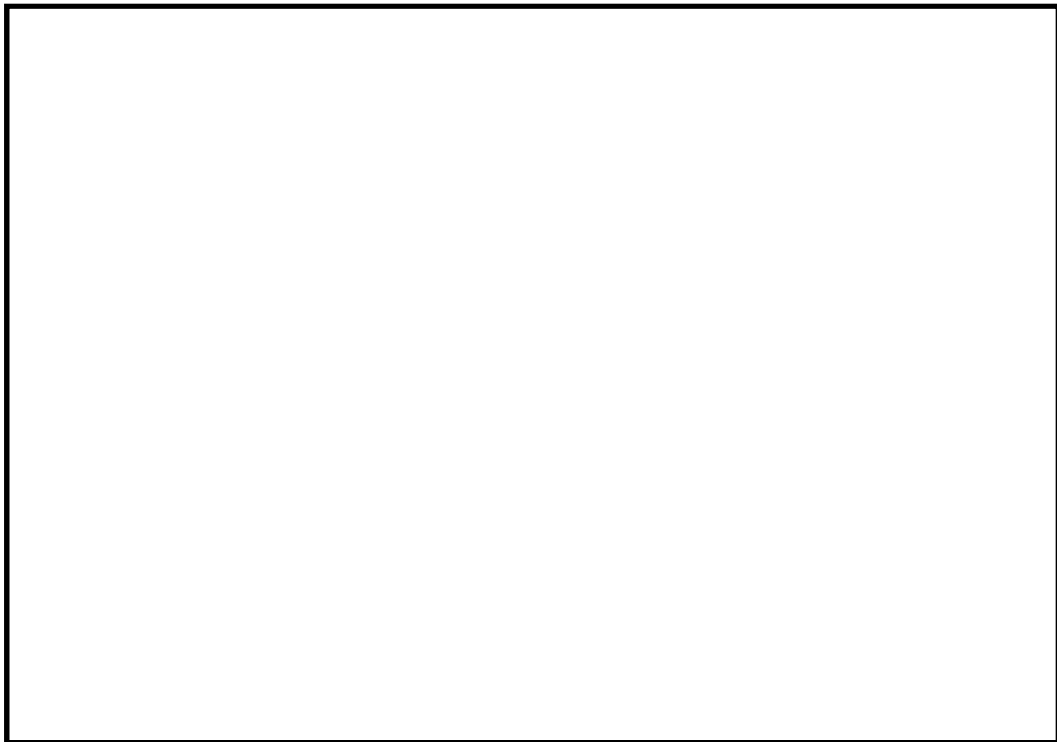
(5) 蒸気暴露試験並びに分解調査結果

蒸気暴露試験の結果、蒸気暴露試験中において漏えいが確認されることはなく、分解調査の結果、僅かな変形、軟化が確認されたものの、従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して、より長時間（図8参照）にわたって、SRV 駆動部（シリンダー）へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

蒸気暴露試験後の SRV 用電磁弁を分解し、主弁、ピストン弁シート部及び主弁シート部 U パッキン（図5参照）シール部分について、健全品との比較調査を行った。表2にシール部分の分解調査結果（主弁シート部シール部分及び主弁シート部 U パッキンシール部分）を示す。

外観及び寸法確認の結果、主弁シート部シール部分については、シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また、従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部 U パッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。

表2 シール部分の分解調査結果
(主弁シート部シール部分及び主弁シート部 U パッキンシール部分)



(6) 今後の方針

SRV 駆動部（シリンダー）へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRV の機能向上させるための更なる安全性向上対策として、代替 SRV 駆動装置による駆動時の高圧窒素ガス流路となる SRV 用電磁弁に対して改良 EPDM 材へ優先的に交換し、他の SRV 用電磁弁についても計画的に交換していく。

3. SRV シリンダー改良の進捗及び今後の方針について

(1) 設計方針

SRV シリンダーのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、シリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダーOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良 EPDM 材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。

ここで、既設 SRV の概要図を図 9 に、既設シリンダー及び改良シリンダーの概要図を図 10 に示す。

なお、改良シリンダーに対しては、シリンダー単体試験、SRV 組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダー漏えい試験を実施している。

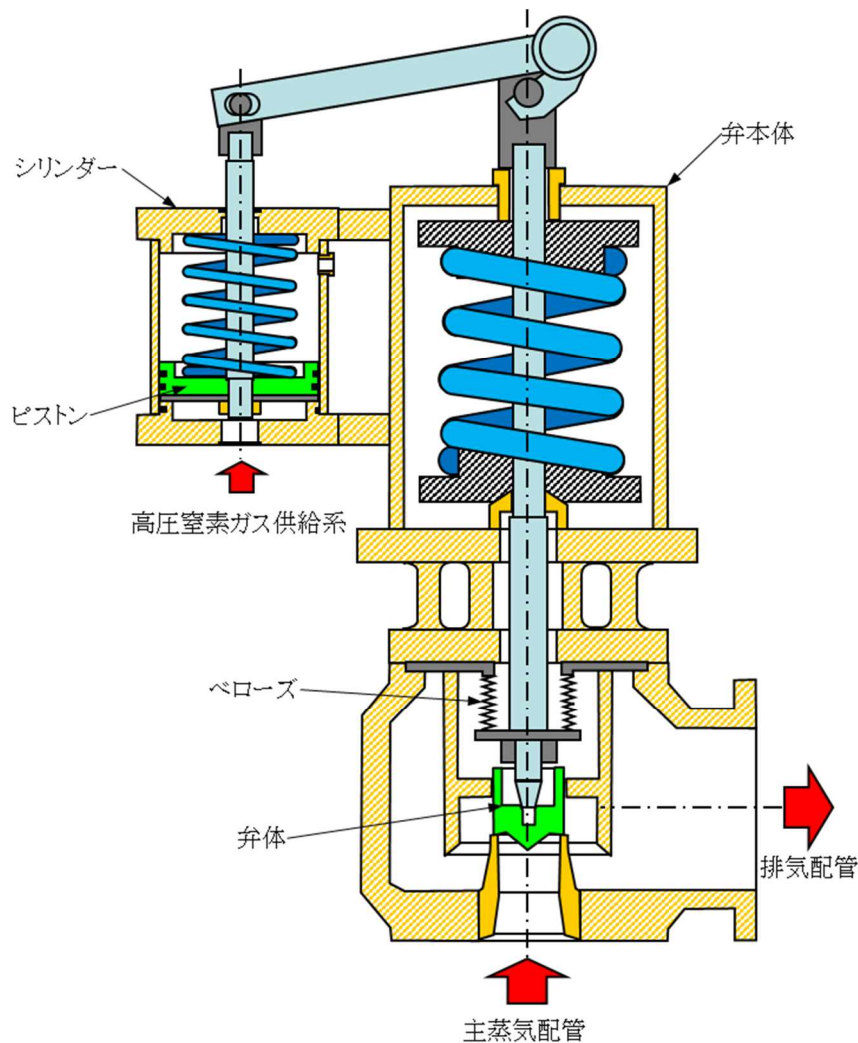


図 9. 既設 SRV の概要図

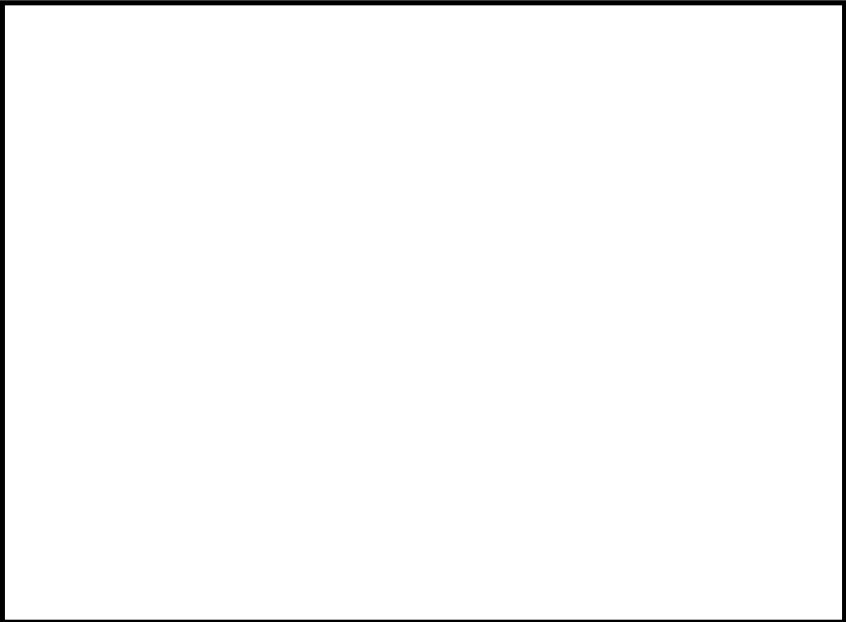
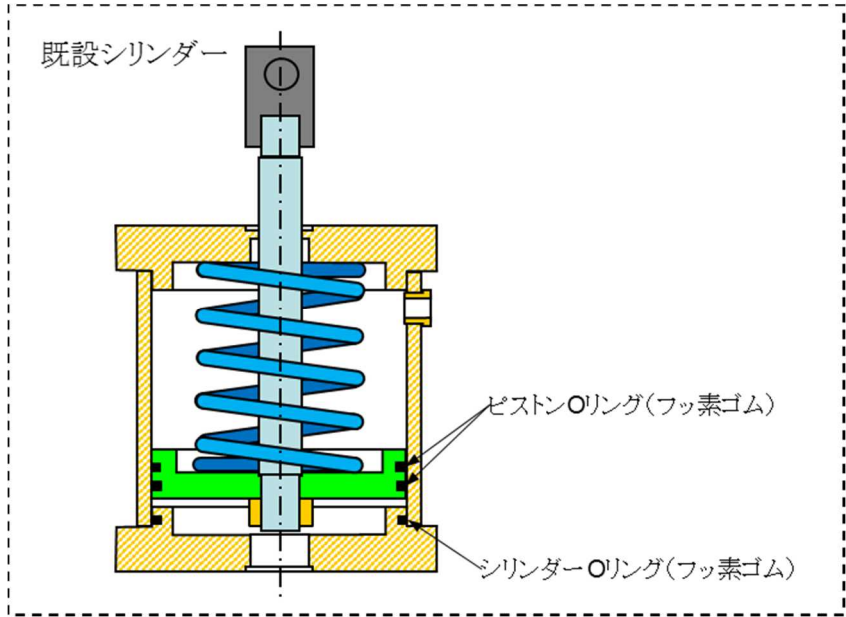


図10. 既設シリンダー及び改良シリンダーの概要図

(2) 健全性確認試験

改良シリンダーの健全性確認試験として、下記の表3に示すシリンダー単体試験、SRV 組合せ試験及び蒸気暴露試験（試験装置：図1 1，試験条件図1 2 参照）を実施し、SRV 動作に対して影響がないことの確認を実施した。

表3. 改良シリンダーの健全性確認試験内容

	確認項目	試験条件	判定基準	結果
シリンダー 単体試験	駆動部漏えい試験		漏えいがないこと	良
	駆動部作動試験		円滑に動作すること	良
SRV 組合せ 試験	最小作動圧確認試験		全開操作可能なこと	良 ^{※1}
	アキュムレータ容量確認試験		全開操作可能なこと	良
	作動試験		5回全開操作 ^{※2} 可能なこと	良
	応答時間確認試験		入力信号から0.2秒以内 ^{※2} に全開動作可能なこと	良
蒸気暴露 試験	漏えい試験 (シリンダー単体)		漏えいがないこと	良

※1：最小作動圧力 MPa で動作可能なことを確認

※2：設計基準事故対処設備の ECCS 機能（ADS 機能）としての系統設計要求事項

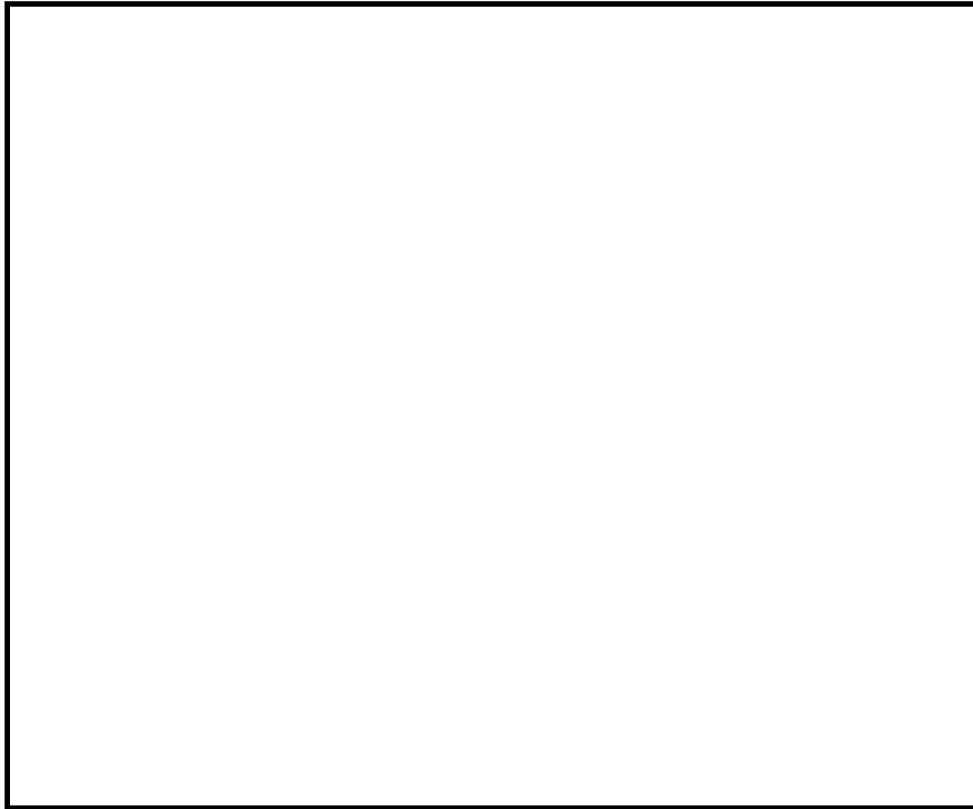


図 1 1. 蒸気暴露試験装置の概要

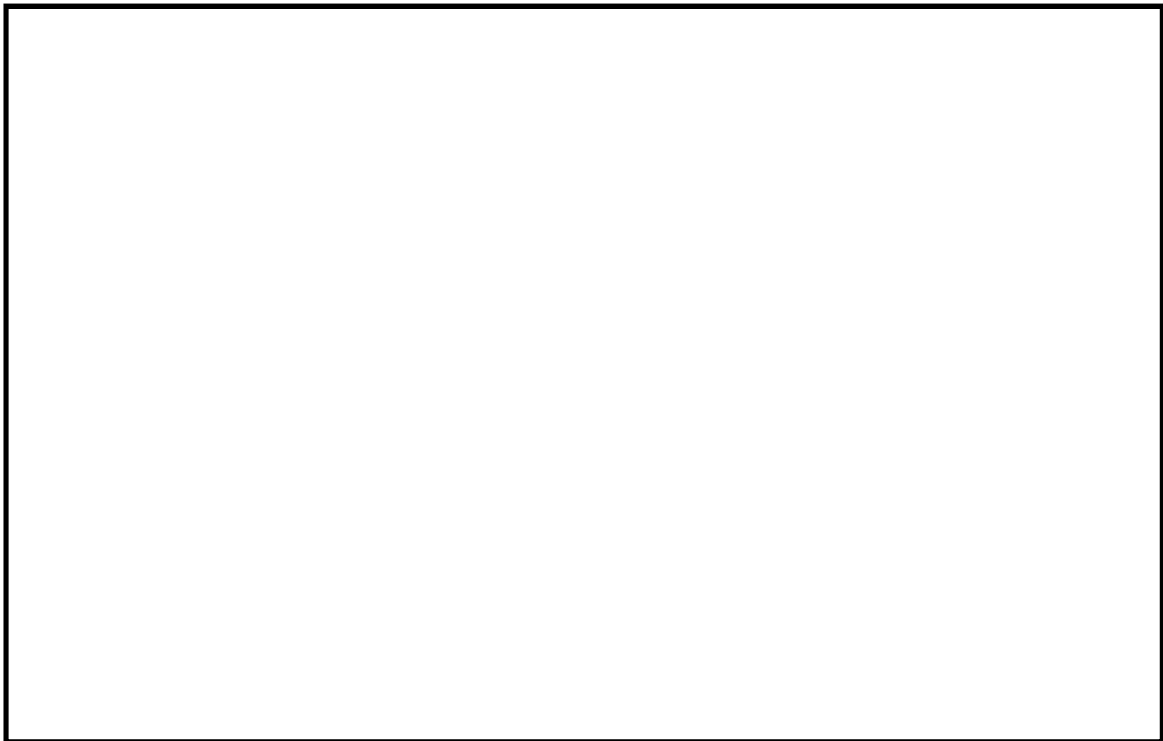


図 1 2. 蒸気暴露試験条件

(3) 今後の方針

①耐 SA 環境性の向上

代替 SRV 駆動装置においては、SRV 用電磁弁が機能喪失した場合においても、SRV 用電磁弁の排気ポートから窒素ガスを供給することにより、SRV 全開操作が可能な設計としていることから、改良シリンダーの耐 SA 環境性の目標として図 1 3 に示すとおり、格納容器の限界温度・圧力を目指す設計とする。

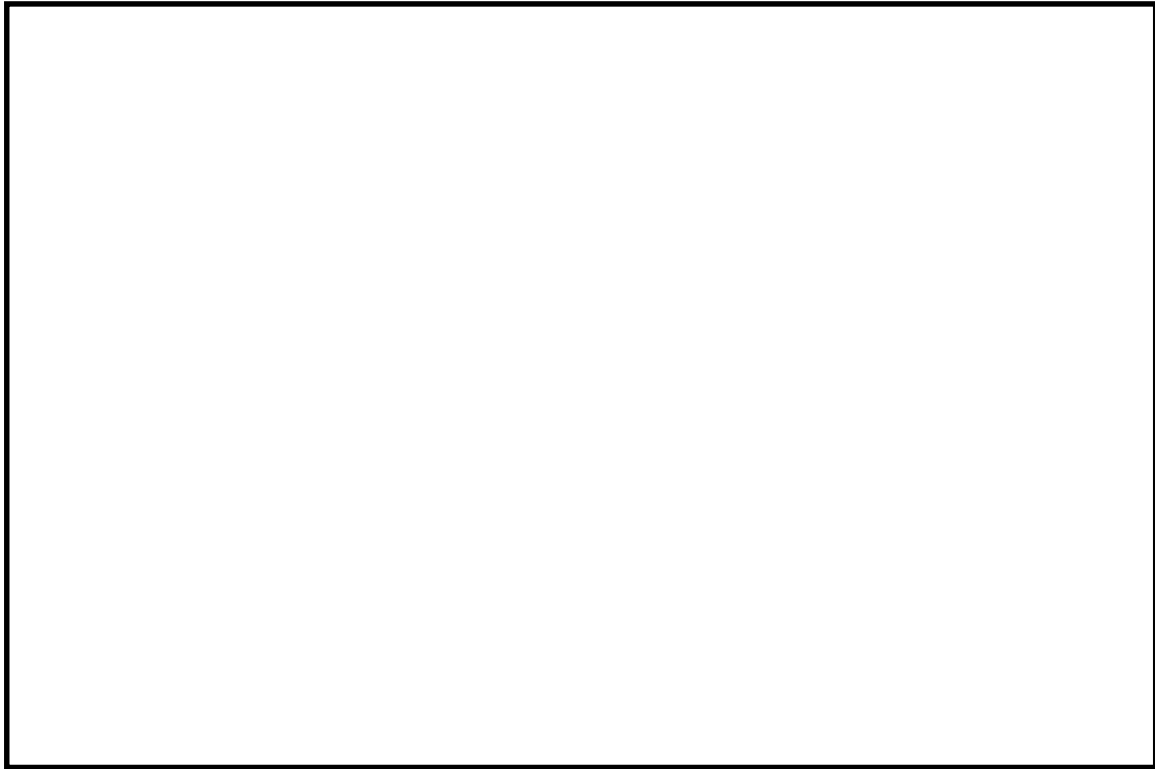


図 1 3 . 耐 SA 環境性向上の設計条件

②DB 機能に対する影響評価

SRV シリンダーの改良は、DBA 時の SRV 動作に影響を与える変更^{*1}となることから、今後、信頼性確認試験^{*2}を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定である。

※ 1 : 改良シリンダーは、SRV 本体に接続するシリンダー摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する

※ 2 : 信頼性確認試験の項目は機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気暴露環境試験及び作動試験等となる

③スケジュール

改良シリンダー導入の今後のスケジュールとしては、SRV 本体及び試験治工具の製作がクリチカルとなり、下記のとおり約 3 年を目途に進めていく予定である。

・ 200℃, 2Pd の耐環境試験 : 6 ヶ月

・ 信頼性確認試験 : 36 か月 (供試体製作 (標準納期 24 ヶ月), 試験 (SRV 開発時に行った項目を全て確認した場合 : 12 ヶ月))

4. シール材の健全性について

SRV 用電磁弁及び SRV シリンダーのシール材をフッ素ゴムから改良 EPDM へ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。

① フッ素ゴム及び改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

フッ素ゴム及び改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表 4 に示す。

表 4 の試験結果は、SRV が設置されている原子炉格納容器内における事故後 7 日間の累積放射線量を上回る 800kGy を照射し、原子炉格納容器限界温度である 200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは 800kGy、乾熱、200℃の環境に 3 日間 (72h) 曝露されることで圧縮永久ひずみが [] に劣化してしまうことが予想されるのに対して、改良 EPDM 製シール材は 800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に 7 日間 (168h) 曝露されても圧縮永久ひずみは最大 [] であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良 EPDM 製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。

表 4 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験*		
				24h	72h	168h
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃	[]	[]	[]
改良 EPDM	800kGy	乾熱	200℃			
改良 EPDM	800kGy	乾熱	250℃			
改良 EPDM	800kGy	蒸気	200℃			
改良 EPDM	800kGy	蒸気	250℃			

※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0%、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100%となり、圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しておりシール機能は健全であることを示している。

② 改良 EPDM 製シール材の性能確認試験について

上記の①で示すシール材特性試験に加え、改良 EPDM 製シール材のシール機能を確認するために、小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ、性能確認試験を実施している。本試験は、原子炉格納容器内における事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy、格納容器限界温度である 200℃と余裕を見た 250℃の環境に 7 日間 (168h) 曝露した試験体に対して He 気密性能確認試験を実施し、格納容器限界圧力 2Pd (0.62MPa) を超える 0.9MPa 加圧時において漏えいがないことを確認した。

なお、改良 EPDM 製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良 EPDM シール材の試験について (平成 27 年 11 月 19 日審査会合資料抜粋)」で示す。

改良 EPDM シール材の試験について

改良 EPDM シール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGy の γ 線照射を行った材料を用いて、高温暴露又は蒸気暴露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR 分析及び硬さ測定を行い、暴露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図 1、外観を図 2 に示す。シール材の断面寸法は実機の 1/2 とし、内側の段差 1mm に加えて外側からも高温空気又は蒸気に暴露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

① 高温暴露

熱処理炉を使用して 200℃、168h の高温暴露を実施した。

② 蒸気暴露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で 168 時間暴露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図 3 に、試験体設置状況を図 4 に示す。

③ He 気密確認試験

高温暴露及び蒸気暴露後の試験体について、He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は 0.3MPa、0.65MPa、0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mm の隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機 1.6mm 相当の変位）。試験状況を図 5、6 に、試験結果を表 1 に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

④ 試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いて He 気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図 7 に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



図 1 試験治具寸法

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

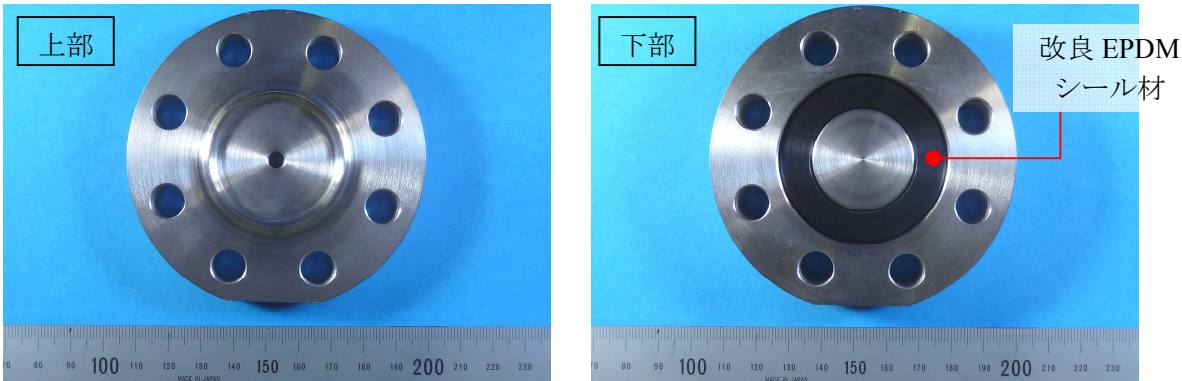


図 2 試験治具及びシール材外観

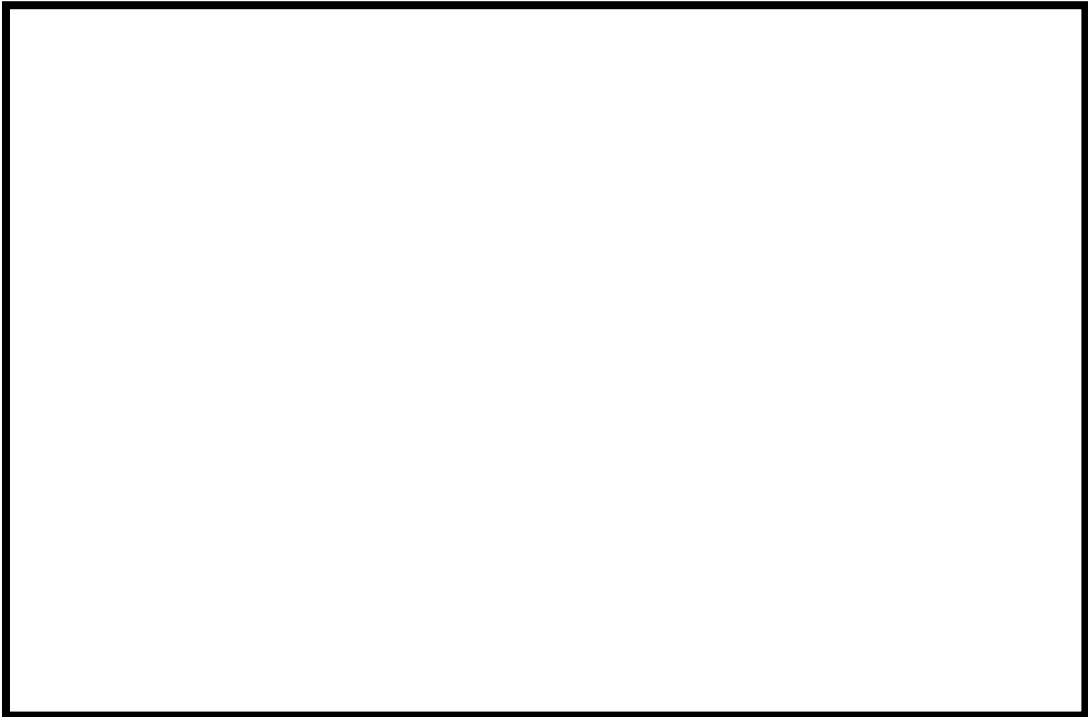


図 3 蒸気用オートクレーブ系統図



図 4 蒸気暴露試験体設置状況



図5 He気密確認試験状況

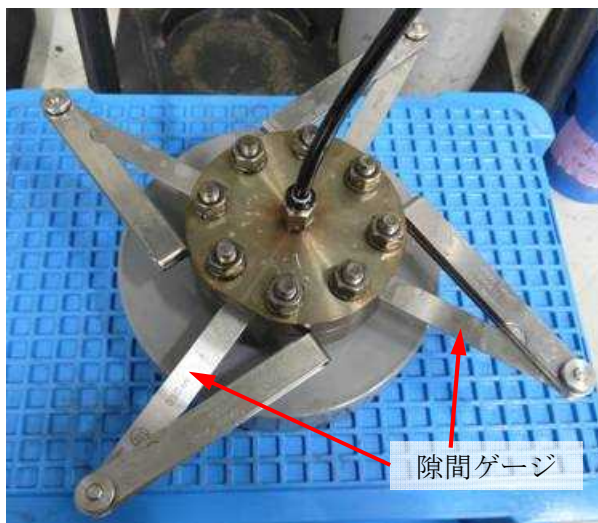


図6 He気密試験時開口模擬
(隙間ゲージ使用)

表1 He気密確認試験状況

No.	暴露条件	γ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C、 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa、 250°C、 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa、 250°C、 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし



図7 試験後外観観察結果
(a: 乾熱 200°C、 168h、 b、 c: 蒸気 250°C、 168h)

⑤ FT-IR 分析

試験後のシール材の FT-IR 分析結果を図 8、9 に示す。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温暴露中に空気が直接接触する位置（暴露面）では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、暴露条件では顕著な劣化は認められなかった。



図 8 FT-IR 分析結果（暴露面）

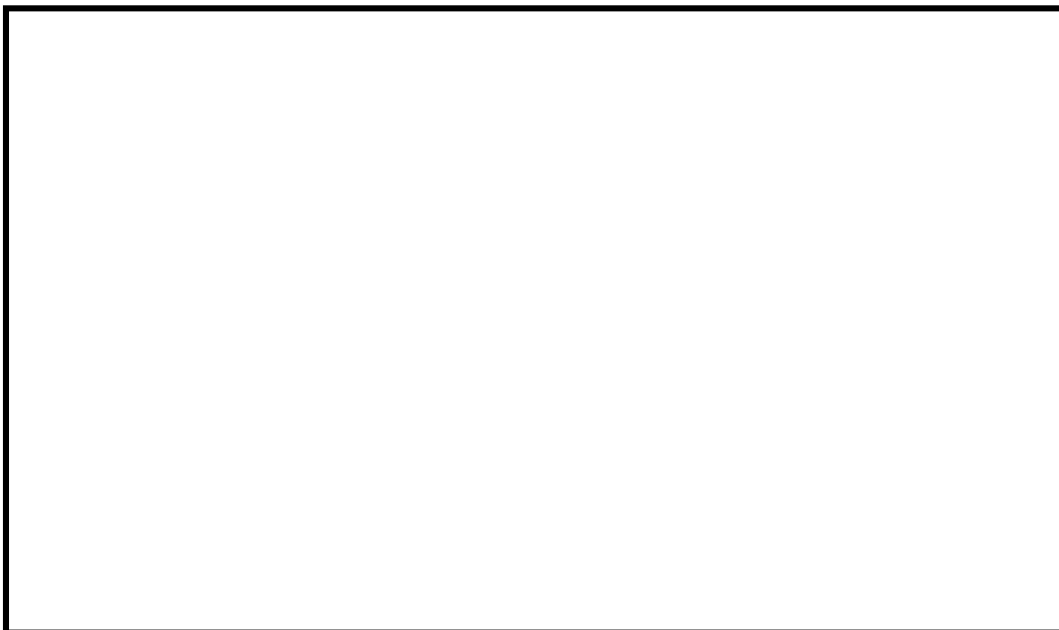


図 9 FT-IR 分析結果（シート面）

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図 10 に示す。暴露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。暴露面において、乾熱 200℃、168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気 250℃、168h 条件の暴露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

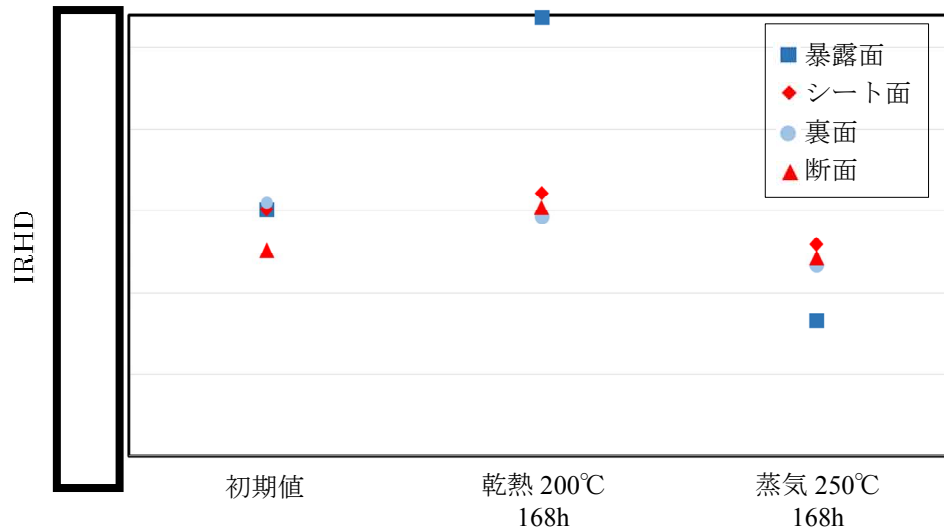


図 10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168h の条件下では、改良 EPDM シール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

以上

48. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、重大事故時における現場作業の成立性を確かなものにするため、必要な対策を実施の上、以下の運用を行うこととしている。

- ・ 作業現場の放射線量の上昇の緩和のため、非常用ガス処理系を起動する
- ・ 全交流電源喪失時においても屋外作業を行わずに速やかに非常用ガス処理系を使用できるよう、ガスタービン発電機を中央制御室から遠隔操作により起動する

ここでは、非常用ガス処理系の運転を考慮した場合の重大事故時における放射性物質の放出量並びに中央制御室での被ばく線量及び作業時の被ばく線量を確認した。

1. 放出量評価

非常用ガス処理系の起動に期待した場合の原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量を表 1 に、格納容器圧力逃がし装置による大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量を表 2 に示す。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間の最大で約 15 [TBq] であり、また、格納容器圧力逃がし装置によって大気中へ放出される Cs-137 の 7 日間の最大値約 2 [TBq] と合わせても約 17 [TBq] と基準の 100 [TBq] (7 日間) を下回っていることを確認した。

なお、事象発生 7 日以降の影響を確認するため、事象発生 30 日間、100 日間における環境への Cs の放出量について確認した。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 において、事象発生後 7 日間の放出量と 30 日間及び 100 日間での放出量を比較したところ、約 3% の増加と大きく値が変わらないことから、有意な増加ではない。よって、事象発生 7 日以降の環境への Cs 放出量の増加は、軽微である。

格納容器圧力逃がし装置によって大気中へ放出される Cs-137 の総量は、事象発生 7 日以降においても再浮遊の影響により、徐々に増加していく傾向が見られた。ただし、これらの増加量は微小であり、事象発生 100 日間における環境への Cs-137 の放出量は 100 [TBq] を十分下回るものである

表 1 原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量

(単位 : TBq)

	放出量 (7 日)	放出量 (30 日)	放出量 (100 日)
大 LOCA(循環冷却) ^{※1}	約 13.8	約 14.2	約 14.2
大 LOCA (W/W ベント) ^{※2, 3}	約 14.7	約 14.8	約 14.9
DCH 等 ^{※4}	約 2.5	約 2.6	約 2.6

※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用する場合)

※2 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用しない場合)

※3 W/W ベント及び D/W ベントの評価ケースの内, W/W ベントの評価結果を例示する。
(原子炉圧力容器の圧力低下の傾向がどちらもほぼ同等であるため)

※4 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」等

表 2 格納容器圧力逃がし装置による大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量

(単位 : TBq)

	放出量 (7 日)	放出量 (30 日)	放出量 (100 日)
サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合 ^{※1}	約 1.4×10^{-3}	約 4.0×10^{-3}	約 8.5×10^{-3}
ドライウエルのベントラインを経由した場合 ^{※1}	約 2.0	約 3.1	約 3.1

※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の使用系統概要 (代替循環冷却系を使用しない場合)

2. 被ばく線量評価

(1) 中央制御室

中央制御室の居住性の評価結果を表 3-1-1 から表 3-3-2 に示す。また、評価条件及び評価結果の詳細を参考資料 1 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 78mSv、6 号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約 96mSv、7 号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約 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 を超えないこと」を満足することを確認した。^{※1}

※1 非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧が維持できている期間以外は、原子炉建屋に漏えいした放射性物質が即座に大気中に放出されるものと仮定している。このため、大気中への放出率[Bq/s]は極めて保守的に評価され、中央制御室内への取り込み量(事故発生から 3 時間後までは空調設備が全て停止しており、外気が中央制御室内に直接流入するものとして評価)も多く評価されるため、評価結果は厳しいものとなっている。このような厳しい仮定をおいた場合でも、マスクの着用や運転員の交替を適切に行うことで、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ている。なお、事故発生から 3 時間後までの中央制御室の換気率は実証試験結果に基づき 0.5 回/h としている。

値は現在の最新値

表 3-1-1 各勤務サイクルでの被ばく量
 (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)
 (マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 22 (約 23)	約 25 (約 25)	-	-	-	-	約 77 (約 79)
B班	-	-	-	約 25 ^{※4} (約 26)	約 26 ^{※4} (約 26)	約 25 ^{※4} (約 26)	-	約 76 (約 78)
C班	-	-	約 25 (約 25)	約 25 (約 26)	-	-	-	約 50 (約 51)
D班	-	-	-	-	約 26 (約 26)	約 26 (約 26)	約 14 (約 14)	約 65 (約 67)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 22 (約 22)	-	-	-	-	約 36 (約 37)	約 78 (約 80)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 3-1-2 各勤務サイクルでの被ばく量
 (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)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (mSv) ^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 390 (約 390)	約 26 (約 27)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 450 (約 450)
B班	-	-	-	約 31 ^{※2} (約 32)	約 31 ^{※2} (約 32)	約 31 ^{※2} (約 32)	-	約 94 (約 95)
C班	-	-	約 30 (約 30)	約 31 (約 32)	-	-	-	約 61 (約 62)
D班	-	-	-	-	約 32 (約 33)	約 32 (約 33)	約 19 (約 20)	約 83 (約 85)
E班	約 39 (約 39)	約 23 (約 23)	-	-	-	-	約 42 (約 43)	約 100 (約 110)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 3-2-1 各勤務サイクルでの被ばく量

(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)

(マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 33 (約 34)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 93 (約 95)
B班	-	-	-	約 27 ^{※4} (約 27)	約 25 ^{※4} (約 26)	約 24 ^{※4} (約 25)	-	約 77 (約 78)
C班	-	-	<u>約 43</u> <u>(約 44)</u>	約 28 (約 29)	-	-	-	約 71 (約 72)
D班	-	-	-	-	約 27 (約 27)	約 25 (約 26)	約 13 (約 13)	約 65 (約 66)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 42 (約 43)	-	-	-	-	約 34 (約 35)	<u>約 96</u> <u>(約 98)</u>

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 3-2-2 各勤務サイクルでの被ばく量

(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)

(マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<u>約 390</u> <u>(約 390)</u>	約 43 (約 44)	約 33 (約 34)	-	-	-	-	<u>約 470</u> <u>(約 470)</u>
B班	-	-	-	約 31 ^{※2} (約 31)	約 29 ^{※2} (約 30)	約 28 ^{※2} (約 28)	-	約 88 (約 89)
C班	-	-	約 47 (約 47)	約 32 (約 33)	-	-	-	約 79 (約 80)
D班	-	-	-	-	約 31 (約 31)	約 29 (約 30)	約 16 (約 17)	約 76 (約 77)
E班	約 39 (約 39)	約 44 (約 45)	-	-	-	-	約 38 (約 39)	約 120 (約 120)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 3-3-1 各勤務サイクルでの被ばく量

(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)

(マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 43 (約 43)	-	-	-	-	-	約 73 (約 74)
B班	-	-	約 29 ^{※4} (約 29)	約 24 ^{※4} (約 24)	約 21 ^{※4} (約 22)	約 19 ^{※4} (約 20)	-	約 94 (約 95)
C班	-	-	約 51 (約 51)	約 26 (約 27)	-	-	約 10 (約 10)	約 87 (約 88)
D班	-	-	-	-	約 23 (約 23)	約 21 (約 21)	約 27 (約 27)	約 71 (約 72)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 52 (約 53)	-	-	-	-	-	約 73 (約 75)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 3-3-2 各勤務サイクルでの被ばく量

(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)

(マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 390 (約 390)	約 58 (約 59)	-	-	-	-	-	約 450 (約 450)
B班	-	-	約 31 ^{※2} (約 31)	約 26 ^{※2} (約 26)	約 24 ^{※2} (約 24)	約 22 ^{※2} (約 22)	-	約 100 (約 100)
C班	-	-	約 54 (約 54)	約 29 (約 29)	-	-	約 12 (約 12)	約 94 (約 95)
D班	-	-	-	-	約 25 (約 26)	約 23 (約 23)	約 29 (約 30)	約 78 (約 79)
E班	約 39 (約 39)	約 56 (約 57)	-	-	-	-	-	約 95 (約 96)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

(2)現場の作業環境

現場の作業環境の評価結果を表4に示す。また、評価条件及び評価結果の詳細を参考資料2及び参考資料3に示す。

評価の結果、被ばく線量は最大でも約99mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。

表4 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	放射線環境
復水貯蔵槽への補給	・淡水貯水池から防火水槽への補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	最大約 45mSv
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業	最大約 96mSv
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作	・二次隔離弁開操作	最大約 2.4mSv
	・フィルタ装置排水ポンプ水張り	最大約 81mSv
	・一次隔離弁の開操作	最大約 31mSv
	・フィルタ装置水位調整	最大約 82mSv
	・フィルタ装置への薬液注入	最大約 95mSv
	・排水ラインの窒素パージ	最大約 77mSv
	・ドレンタンク排水	最大約 97mSv
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認，MCC受電	最大約 0.5mSv
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作，運転状態監視	最大約 99mSv

以上

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

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（重大事故）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 78mSv、6 号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約 96mSv、7 号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約 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 を超えないこと」を満足することを確認した。

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重大事故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

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。

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 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エネルギーを表 1 及び表 2 に示す。

表1 大気中への放出放射エネルギー (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)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 4.5×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.9×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 4.3×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.2×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.3×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.3×10^{11}

表2 大気中への放出放射エネルギー (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	放出放射エネルギー[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 大気中への放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 6.4×10^{15}	約 7.9×10^{15}
Cs 類	約 3.4×10^9	約 4.2×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^9	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^9	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^8	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^8	約 4.4×10^{12}
La 類	約 6.6×10^7	約 9.6×10^{11}

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

放出点及び 放出点高さ*	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	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, EWE	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}

*放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮。

4. 中央制御室の居住性（重大事故）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、交替スケジュールを表5に示す。

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(重大事故)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

	中央制御室の滞在時間
1直	8:30～21:25
2直	21:00～8:55
訓練直 ^{※1}	-

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表5 直交替スケジュール

	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	1	2	2	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	1	2	2	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1	1	2	37時間45分	6回
E班	2	2	明	休	休	休	1	36時間45分	6回

5.1 中央制御室内での被ばく

5.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (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よう素フィルタ並びに配管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。

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。

5.1.2 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 (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。なお、遮蔽厚さとして、中央制御室を囲む6面(天井面、床面、側面)のうちで最も薄い遮蔽壁厚さを参照した。これにより、本被ばく経路の評価結果は、中央制御室に隣接する区画内に浮遊する放射性物質からの影響を包含する。

5.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (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線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

5.1.4 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 (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(3)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、(1)、(2)に示す可搬型陽圧化空調機の効果を考慮した。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時間として評価した。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4に示す。

(1) SA 時加圧運転モード（可搬型陽圧化空調機）

可搬型陽圧化空調機による SA 時加圧運転モードは、設計基準対象施設である恒設の中央制御室換気空調系ファンを停止し、さらに外気取り込みダンパを閉止したうえで、恒設の中央制御室換気空調系とは別の可搬型陽圧化空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタ（以下「フィルタ」という）により放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化することで、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設計としている。具体的な系統構成を図3に示す。

(2) フィルタを通らない外気流入量

可搬型陽圧化空調機を用いた SA 時加圧運転モードにおいては、空気流入率測定試験結果等を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室へのフィルタを通らない外気流入量はないものとして評価した。

(3) 中央制御室待避室

中央制御室バウンダリ内に中央制御室待避室を設置している。中央制御室待避室は、空気ポンペ陽圧化装置により陽圧化することで、外気の流入を防ぐことができる設計としている。

5.2 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、代表評価点はコントロール建屋入口とした。

5.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（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「5.1.1 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。また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管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。評価に当たっては QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

5.2.2 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（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「5.1.2 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（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。

5.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（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「5.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。

5.2.4 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（経路⑧）

内部被ばく（経路⑧）は可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室を期待しないこと、並びに、マスク着用による防護効果に期待すること以外は「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④）」と同様な手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。

2.6 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78mSv、6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約96mSv、7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約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を超えないこと」を満足することを確認した。

表 6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく量
 (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)
 (マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 22 (約 23)	約 25 (約 25)	-	-	-	-	約 77 (約 79)
B班	-	-	-	約 25 ^{※4} (約 26)	約 26 ^{※4} (約 26)	約 25 ^{※4} (約 26)	-	約 76 (約 78)
C班	-	-	約 25 (約 25)	約 25 (約 26)	-	-	-	約 50 (約 51)
D班	-	-	-	-	約 26 (約 26)	約 26 (約 26)	約 14 (約 14)	約 65 (約 67)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 22 (約 22)	-	-	-	-	約 36 (約 37)	約 78 (約 80)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく量
 (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)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 390 (約 390)	約 26 (約 27)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 450 (約 450)
B班	-	-	-	約 31 ^{※2} (約 32)	約 31 ^{※2} (約 32)	約 31 ^{※2} (約 32)	-	約 94 (約 95)
C班	-	-	約 30 (約 30)	約 31 (約 32)	-	-	-	約 61 (約 62)
D班	-	-	-	-	約 32 (約 33)	約 32 (約 33)	約 19 (約 20)	約 83 (約 85)
E班	約 39 (約 39)	約 23 (約 23)	-	-	-	-	約 42 (約 43)	約 100 (約 110)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく量

(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)

(マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 33 (約 34)	約 30 (約 31)	-	-	-	-	約 93 (約 95)
B班	-	-	-	約 27 ^{※4} (約 27)	約 25 ^{※4} (約 26)	約 24 ^{※4} (約 25)	-	約 77 (約 78)
C班	-	-	約 43 (約 44)	約 28 (約 29)	-	-	-	約 71 (約 72)
D班	-	-	-	-	約 27 (約 27)	約 25 (約 26)	約 13 (約 13)	約 65 (約 66)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 42 (約 43)	-	-	-	-	約 34 (約 35)	約 96 (約 98)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく量

(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)

(マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 390 (約 390)	約 43 (約 44)	約 33 (約 34)	-	-	-	-	約 470 (約 470)
B班	-	-	-	約 31 ^{※2} (約 31)	約 29 ^{※2} (約 30)	約 28 ^{※2} (約 28)	-	約 88 (約 89)
C班	-	-	約 47 (約 47)	約 32 (約 33)	-	-	-	約 79 (約 80)
D班	-	-	-	-	約 31 (約 31)	約 29 (約 30)	約 16 (約 17)	約 76 (約 77)
E班	約 39 (約 39)	約 44 (約 45)	-	-	-	-	約 38 (約 39)	約 120 (約 120)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

※3 B班がA班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

値は現在の最新値

表 6-3-1 各勤務サイクルでの被ばく量
(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)
(マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 43 (約 43)	-	-	-	-	-	約 73 (約 74)
B班	-	-	約 29 ^{※4} (約 29)	約 24 ^{※4} (約 24)	約 21 ^{※4} (約 22)	約 19 ^{※4} (約 20)	-	約 94 (約 95)
C班	-	-	約 51 (約 51)	約 26 (約 27)	-	-	約 10 (約 10)	約 87 (約 88)
D班	-	-	-	-	約 23 (約 23)	約 21 (約 21)	約 27 (約 27)	約 71 (約 72)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 52 (約 53)	-	-	-	-	-	約 73 (約 75)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 6-3-2 各勤務サイクルでの被ばく量
(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)
(マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 390 (約 390)	約 58 (約 59)	-	-	-	-	-	約 450 (約 450)
B班	-	-	約 31 ^{※2} (約 31)	約 26 ^{※2} (約 26)	約 24 ^{※2} (約 24)	約 22 ^{※2} (約 22)	-	約 100 (約 100)
C班	-	-	約 54 (約 54)	約 29 (約 29)	-	-	約 12 (約 12)	約 94 (約 95)
D班	-	-	-	-	約 25 (約 26)	約 23 (約 23)	約 29 (約 30)	約 78 (約 79)
E班	約 39 (約 39)	約 56 (約 57)	-	-	-	-	-	約 95 (約 96)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

値は現在の最新値

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（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）
 （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
室内作業時	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} (約 1.3×10^{-1})	0.1 以下 (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 4.6×10^{-1} (約 5.0×10^{-1})	約 7.8×10^{-1} (約 8.5×10^{-1})	約 1.2×10^0 (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 6.5×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	約 1.7×10^0 (約 2.0×10^0)
	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 2.3×10^0 (約 2.3×10^0)	約 3.8×10^0 (約 3.8×10^0)	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.6×10^{-1} (約 9.6×10^{-1})	約 1.6×10^0 (約 1.6×10^0)	約 2.5×10^0 (約 2.5×10^0)
	外部被ばく	約 1.3×10^0 (約 1.4×10^0)	約 2.2×10^0 (約 2.2×10^0)	約 3.6×10^0 (約 3.6×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 3.5×10^0 (約 3.7×10^0)	約 5.7×10^0 (約 5.9×10^0)	約 9.2×10^0 (約 9.6×10^0)
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 2.7×10^0 (約 3.1×10^0)	約 8.9×10^0 (約 9.9×10^0)	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 3.2×10^0 (約 3.2×10^0)	約 6.6×10^0 (約 6.6×10^0)	約 9.8×10^0 (約 9.8×10^0)
	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 1.6×10^1 (約 1.6×10^1)	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)	約 4.7×10^1 (約 4.7×10^1)
	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 2.8×10^{-1} (約 2.8×10^{-1})	約 5.7×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.5×10^{-1} (約 8.5×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.2×10^1 (約 2.2×10^1)	約 4.7×10^1 (約 4.8×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.5×10^1 (約 2.6×10^1)	約 5.3×10^1 (約 5.4×10^1)	約 78 (約 80)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 7-1-2 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（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）
 （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}
室内作業時	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 1.5×10^{-1})	0.1 以下 (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 6.6×10^{-1} (約 7.1×10^{-1})	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	約 1.8×10^0 (約 1.9×10^0)
	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 7.7×10^{-1} (約 8.7×10^{-1})	約 1.3×10^0 (約 1.4×10^0)	約 2.0×10^0 (約 2.3×10^{-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 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.0×10^2 (約 4.0×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 3.9×10^2 (約 3.9×10^2)
	外部被ばく	約 1.7×10^0 (約 1.7×10^0)	約 2.8×10^0 (約 2.8×10^0)	約 4.4×10^0 (約 4.5×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.0×10^2 (約 4.0×10^2)
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 1.5×10^0 (約 1.6×10^0)	約 4.5×10^0 (約 5.0×10^0)	約 5.9×10^0 (約 6.7×10^0)
	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 2.4×10^0 (約 2.4×10^0)	約 5.0×10^0 (約 5.0×10^0)	約 7.4×10^0 (約 7.4×10^0)
	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 1.1×10^1)	約 2.2×10^1 (約 2.2×10^1)	約 3.4×10^1 (約 3.4×10^1)
	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} (約 1.8×10^{-1})	約 3.7×10^{-1} (約 3.7×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 5.6×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.5×10^1 (約 1.5×10^1)	約 3.2×10^1 (約 3.3×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.7×10^2 (約 1.7×10^2)	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)	約 450 (約 450)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（E 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）
 （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
室内作業時	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 3.3×10^0)	0.1 以下 (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 2.9×10^0 (約 3.2×10^0)	約 7.8×10^{-1} (約 8.5×10^{-1})	約 3.7×10^0 (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 9.5×10^{-1} (約 1.1×10^0)	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	約 2.0×10^0 (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 5.7×10^0 (約 5.8×10^0)	約 3.8×10^0 (約 3.8×10^0)	約 9.5×10^0 (約 9.7×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 8.0×10^{-1} (約 8.0×10^{-1})	約 1.6×10^0 (約 1.6×10^0)	約 2.4×10^0 (約 2.4×10^0)
	外部被ばく	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)	約 2.2×10^0 (約 2.2×10^0)	約 7.1×10^0 (約 7.3×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)	約 5.7×10^0 (約 5.9×10^0)	約 1.8×10^1 (約 1.9×10^1)
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 7.6×10^0 (約 7.7×10^0)	約 8.9×10^0 (約 9.9×10^0)	約 1.6×10^1 (約 1.8×10^1)
	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 2.7×10^0 (約 2.7×10^0)	約 6.6×10^0 (約 6.6×10^0)	約 9.3×10^0 (約 9.3×10^0)
	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 2.0×10^1 (約 2.0×10^1)	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)	約 5.1×10^1 (約 5.1×10^1)
	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} (約 2.1×10^{-1})	約 5.7×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 7.8×10^{-1} (約 7.8×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)	約 4.7×10^1 (約 4.8×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 4.3×10^1 (約 4.4×10^1)	約 5.3×10^1 (約 5.4×10^1)	約 96 (約 98)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（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）
 （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}
室内作業時	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 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	0.1 以下 (0.1 以下)	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)
	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 1.0×10^0 (約 1.1×10^0)	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.3×10^0)
	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 1.1×10^0 (約 1.3×10^0)	約 1.3×10^0 (約 1.4×10^0)	約 2.4×10^0 (約 2.7×10^0)
	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 1.6×10^2 (約 1.6×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.0×10^2 (約 4.0×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.0×10^2 (約 4.0×10^2)
	外部被ばく	約 5.2×10^0 (約 5.2×10^0)	約 2.8×10^0 (約 2.8×10^0)	約 7.9×10^0 (約 7.9×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.6×10^2 (約 1.6×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.1×10^2 (約 4.1×10^2)
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 5.3×10^0 (約 5.5×10^0)	約 4.5×10^0 (約 5.0×10^0)	約 9.8×10^0 (約 1.0×10^1)
	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 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 5.0×10^0 (約 5.0×10^0)	約 7.6×10^0 (約 7.6×10^0)
	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 1.7×10^1 (約 1.7×10^1)	約 2.2×10^1 (約 2.2×10^1)	約 3.9×10^1 (約 3.9×10^1)
	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 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})	約 3.7×10^{-1} (約 3.7×10^{-1})	約 5.9×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.5×10^1 (約 2.5×10^1)	約 3.2×10^1 (約 3.3×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.9×10^2 (約 1.9×10^2)	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)	約 470 (約 470)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 7-3-1 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（B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）
 （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}
室内作業時	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)	約 1.5×10^0 (約 1.6×10^0)	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	約 6.5×10^{-1} (約 7.0×10^{-1})	0.1以下 (0.1以下)	約 6.6×10^{-1} (約 7.2×10^{-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 6.1×10^{-1} (約 7.0×10^{-1})	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	約 1.7×10^0 (約 1.9×10^0)
	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 5.0×10^0 (約 5.0×10^0)	約 3.3×10^0 (約 3.3×10^0)	約 8.3×10^0 (約 8.3×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.9×10^0 (約 1.9×10^0)	0.1以下 (0.1以下)	約 1.9×10^0 (約 1.9×10^0)
	外部被ばく	約 3.1×10^0 (約 3.1×10^0)	約 3.3×10^0 (約 3.3×10^0)	約 6.4×10^0 (約 6.4×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 6.3×10^0 (約 6.4×10^0)	約 5.9×10^0 (約 6.2×10^0)	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 3.5×10^0 (約 3.9×10^0)	約 1.5×10^1 (約 1.6×10^1)	約 1.9×10^1 (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 4.5×10^0 (約 4.5×10^0)	約 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 7.1×10^0 (約 7.1×10^0)
	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 1.8×10^1 (約 1.8×10^1)	約 3.7×10^1 (約 3.7×10^1)	約 5.5×10^1 (約 5.5×10^1)
	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 4.3×10^{-1} (約 4.3×10^{-1})	0.1以下 (0.1以下)	約 4.3×10^{-1} (約 4.3×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.7×10^1 (約 2.7×10^1)	約 5.5×10^1 (約 5.5×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.3×10^1 (約 3.3×10^1)	約 6.1×10^1 (約 6.2×10^1)	約94 (約95)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 7-3-2 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（A 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）
 （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}
室内作業時	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} (約 1.4×10^{-1})	0.1 以下 (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 4.8×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})	約 1.7×10^0 (約 1.8×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.3×10^0)
	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 6.6×10^{-1})	約 1.6×10^0 (約 1.8×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.4×10^0)
	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 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)	約 4.1×10^2 (約 4.1×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.0×10^2 (約 4.0×10^2)
	外部被ばく	約 9.3×10^{-1} (約 9.4×10^{-1})	約 7.6×10^0 (約 7.6×10^0)	約 8.5×10^0 (約 8.5×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)	約 4.1×10^2 (約 4.1×10^2)
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 7.1×10^{-1} (約 7.9×10^{-1})	約 2.1×10^0 (約 2.4×10^0)	約 2.8×10^0 (約 3.2×10^0)
	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 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 4.6×10^0 (約 4.6×10^0)	約 5.9×10^0 (約 5.9×10^0)
	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 6.6×10^0 (約 6.6×10^0)	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)	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 (0.1 以下)	約 4.6×10^{-1} (約 4.6×10^{-1})	約 5.4×10^{-1} (約 5.4×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 8.7×10^0 (約 8.8×10^0)	約 2.8×10^1 (約 2.9×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.6×10^2 (約 1.6×10^2)	約 2.9×10^2 (約 2.9×10^2)	約 450 (約 450)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

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)
 (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}
室内作業時	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)	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 1.3×10^{-1} (約 1.4×10^{-1})	約 2.2×10^{-1} (約 2.4×10^{-1})	約 3.6×10^{-1} (約 3.9×10^{-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 1.2×10^{-1} (約 1.4×10^{-1})	約 2.1×10^{-1} (約 2.4×10^{-1})	約 3.3×10^{-1} (約 3.8×10^{-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 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)	約 3.4×10^0 (約 3.4×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})	約 8.5×10^{-1} (約 8.5×10^{-1})	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	外部被ばく	約 7.8×10^{-1} (約 7.8×10^{-1})	約 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.6×10^0 (約 1.6×10^0)	約 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 4.1×10^0 (約 4.2×10^0)
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 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)	約 5.2×10^0 (約 5.8×10^0)	約 6.8×10^0 (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域時の被ばく	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)	約 2.8×10^0 (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 6.7×10^0 (約 6.7×10^0)	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)	約 2.0×10^1 (約 2.0×10^1)
	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 1.5×10^{-1})	約 3.1×10^{-1} (約 3.1×10^{-1})	約 4.6×10^{-1} (約 4.6×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^0 (約 1.0×10^1)	約 2.2×10^1 (約 2.2×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.1×10^1 (約 1.2×10^1)	約 2.4×10^1 (約 2.5×10^1)	約 36 (約 37)

※1 括弧内: 遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

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)
 (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}
室内作業時	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 1.2×10^{-1})	0.1 以下 (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 3.1×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.2×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.3×10^{-1} (約 9.0×10^{-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 3.0×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.0×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.0×10^{-1} (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 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	外部被ばく	約 3.5×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 5.8×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})	約 9.2×10^{-1} (約 9.4×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
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 1.9×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 5.5×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})	約 7.4×10^{-1} (約 8.3×10^{-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 3.4×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 7.0×10^{-1} (約 7.0×10^{-1})	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	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 2.0×10^0 (約 2.0×10^0)	約 4.0×10^0 (約 4.0×10^0)	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	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 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 5.3×10^0 (約 5.4×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 390 (約 390)

※1 括弧内: 遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 8-2-1 評価結果の内訳 (C 班の 3 日目)
 (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)
 (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}
室内作業時	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 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)	0.1 以下 (0.1 以下)	約 1.1×10^0 (約 1.2×10^0)
	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	0.1 以下 (0.1 以下)	約 3.2×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 3.4×10^{-1} (約 3.7×10^{-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 2.6×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})	約 3.4×10^{-1} (約 3.8×10^{-1})	約 6.0×10^{-1} (約 6.8×10^{-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 1.1×10^1 (約 1.1×10^1)	約 2.0×10^0 (約 2.0×10^0)	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})	約 7.1×10^{-1} (約 7.1×10^{-1})	約 8.4×10^{-1} (約 8.4×10^{-1})
	外部被ばく	約 1.1×10^1 (約 1.1×10^1)	約 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.2×10^1 (約 1.3×10^1)	約 2.6×10^0 (約 2.7×10^0)	約 1.5×10^1 (約 1.5×10^1)
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 6.3×10^0 (約 6.4×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.4×10^0)	約 8.4×10^0 (約 8.7×10^0)
	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 5.8×10^{-1} (約 5.8×10^{-1})	約 2.3×10^0 (約 2.3×10^0)	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 7.3×10^0 (約 7.3×10^0)	約 9.2×10^0 (約 9.2×10^0)	約 1.7×10^1 (約 1.7×10^1)
	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 1.9×10^{-1} (約 1.9×10^{-1})	約 1.9×10^{-1} (約 1.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.4×10^1 (約 1.4×10^1)	約 1.4×10^1 (約 1.4×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.7×10^1 (約 2.7×10^1)	約 1.6×10^1 (約 1.7×10^1)	約 43 (約 44)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

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：代替循環冷却を用いて事象収束)
 (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}
室内作業時	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 1.2×10^{-1})	0.1 以下 (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 3.0×10^{-1} (約 3.3×10^{-1})	約 5.2×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.3×10^{-1} (約 9.0×10^{-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 3.0×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.0×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.0×10^{-1} (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 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	外部被ばく	約 3.4×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.8×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})	約 9.1×10^{-1} (約 9.3×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
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 1.9×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 5.5×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})	約 7.4×10^{-1} (約 8.3×10^{-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 3.4×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 7.0×10^{-1} (約 7.0×10^{-1})	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	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 2.0×10^0 (約 2.0×10^0)	約 4.0×10^0 (約 4.0×10^0)	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	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 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 5.3×10^0 (約 5.4×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 390 (約 390)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 8-3-1 評価結果の内訳 (E 班の 2 日目)
 (6 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)
 (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}
室内作業時	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)	約 1.6×10^0 (約 1.7×10^0)	約 1.6×10^0 (約 1.7×10^0)
	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 1.7×10^{-1} (約 1.8×10^{-1})	約 4.7×10^0 (約 5.1×10^0)	約 4.9×10^0 (約 5.3×10^0)
	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 2.5×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})	約 9.6×10^{-1} (約 1.1×10^0)	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 2.4×10^{-1} (約 2.4×10^{-1})	約 7.9×10^0 (約 8.2×10^0)	約 8.1×10^0 (約 8.4×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	約 7.8×10^{-1} (約 7.8×10^{-1})	約 8.6×10^{-1} (約 8.6×10^{-1})
	外部被ばく	約 1.6×10^{-1} (約 1.6×10^{-1})	約 7.1×10^0 (約 7.4×10^0)	約 7.3×10^0 (約 7.6×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 6.8×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})	約 1.5×10^1 (約 1.6×10^1)	約 1.6×10^1 (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 6.8×10^{-1} (約 7.6×10^{-1})	約 4.7×10^0 (約 4.9×10^0)	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 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)	約 4.8×10^0 (約 4.8×10^0)
	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 4.6×10^0 (約 4.6×10^0)	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)	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	0.1 以下 (0.1 以下)	約 3.6×10^{-1} (約 3.6×10^{-1})	約 4.4×10^{-1} (約 4.4×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 6.5×10^0 (約 6.5×10^0)	約 3.0×10^1 (約 3.0×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 7.1×10^0 (約 7.3×10^0)	約 4.5×10^1 (約 4.6×10^1)	約 52 (約 53)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 8-3-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)
 (6 号炉：代替循環冷却を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)
 (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}
室内作業時	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 1.2×10^{-1})	0.1 以下 (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 3.1×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.1×10^{-1} (約 5.5×10^{-1})	約 8.2×10^{-1} (約 8.9×10^{-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 3.0×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.0×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.0×10^{-1} (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 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	外部被ばく	約 3.5×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 9.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
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 1.9×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 5.4×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})	約 7.3×10^{-1} (約 8.3×10^{-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 3.4×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 6.9×10^{-1} (約 6.9×10^{-1})	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	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 2.0×10^0 (約 2.0×10^0)	約 4.1×10^0 (約 4.1×10^0)	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	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 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 5.3×10^0 (約 5.4×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 390 (約 390)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

表9 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（1/3）

大項目	中項目	主要条件
炉内内蔵量	炉心熱出力	3926MWt
	原子炉運転時間	1 サイクル：10000h（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	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）
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	事象発生直後 （MAAP 解析に基づく）
	原子炉格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	MAAP 解析結果の原子炉格納容器圧力に 対応した漏えい率
	原子炉格納容器から ベントラインへの流入割合	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見
	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 における捕集係数	未考慮
	原子炉格納容器内での エアロゾルの除去効果	MAAP 解析に基づく
	原子炉格納容器等への 無機よう素の沈着効果	CSE 実験に基づく沈着率により低減

表9 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（2/3）

項目		主要条件
環境への放出	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による除去係数	希ガス：1 有機よう素：1 粒子状放射性物質：1000 無機よう素：1000
	よう素フィルタによる除去係数	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
	原子炉建屋原子炉区域からの漏えい開始時刻	事象発生直後 (原子炉格納容器からの漏えいに伴う)
	原子炉建屋原子炉区域の換気率	無限大[回/日] (ただし、非常用ガス処理系により負圧維持している期間は、非常用ガス処理系の排風機容量による)
	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	2000m ³ /h
	非常用ガス処理系のフィルタ装置による除去係数	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
	原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から 40 分後

表9 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（3/3）

	項目	主要条件
大気拡散	気象資料	1985.10～1986.9の1年間の気象データ
	実効放出継続時間	1時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	放出源及び 着目方位（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
運転員の被ばく評価	可搬型陽圧化空調機 フィルタ除去効率及び 起動遅れ時間	（フィルタ効率） チャコール・フィルタ効率：99.9% 高性能粒子フィルタ効率：99.9% （起動遅れ時間） 3時間
	中央制御室バウンダリ 空気流入率	事故発生0～3時間：0.5回/h 事故発生3～168時間：0回/h
	空気ポンベ陽圧化装置の 空気供給量	事故発生0～38h：0m ³ /h 事故発生38～48h：95m ³ /h 事故発生48～168h：0m ³ /h
	マスクの着用 及び防護係数	入退域時：1000 中央制御室滞在時：50（1日目のみ1000）
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線， スカイシャインガンマ線 評価コード	直接ガンマ線： 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：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし
	評価期間	7日間

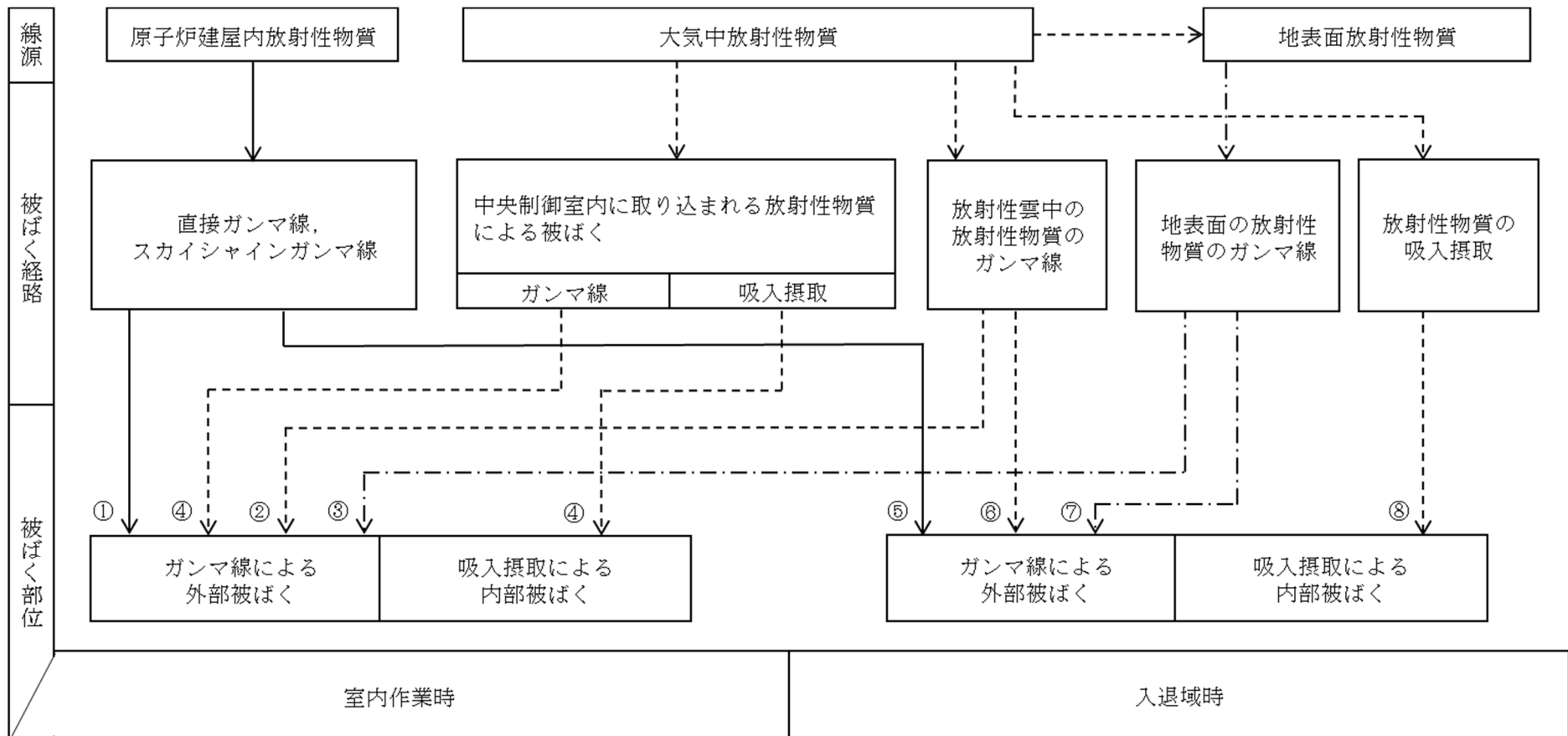


図 1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

室内作業時	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）

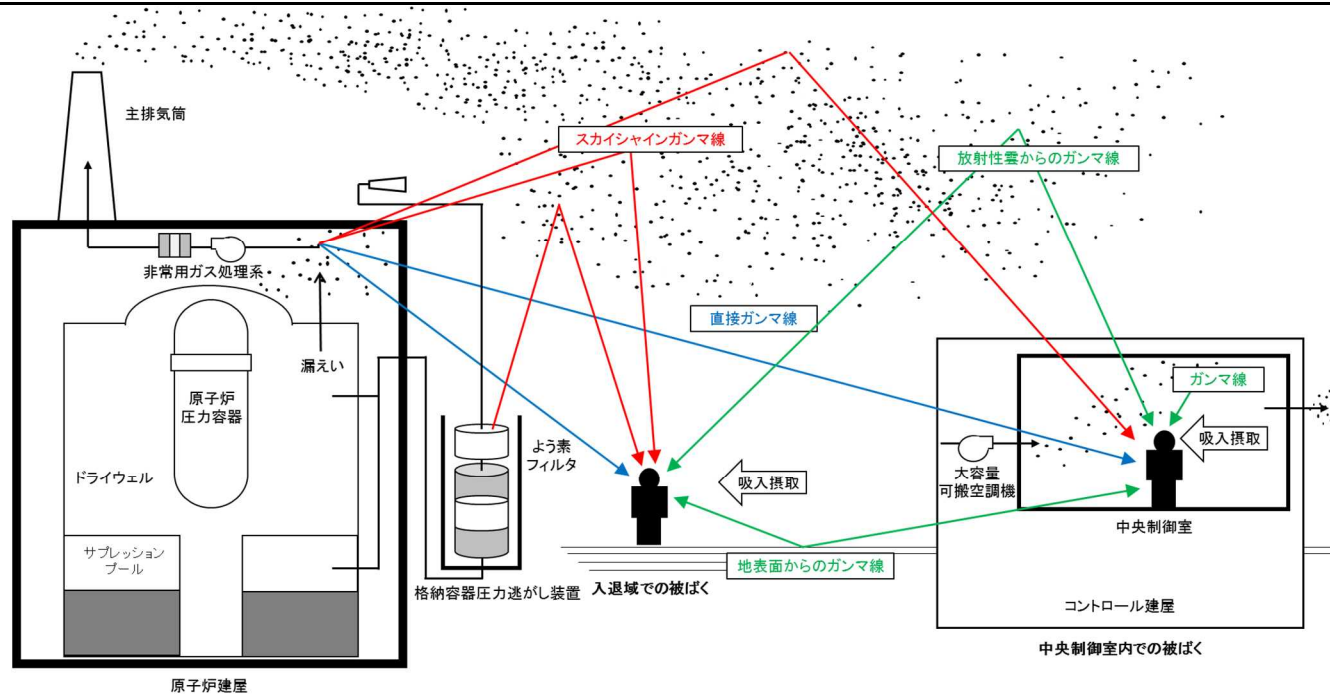


図 2 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

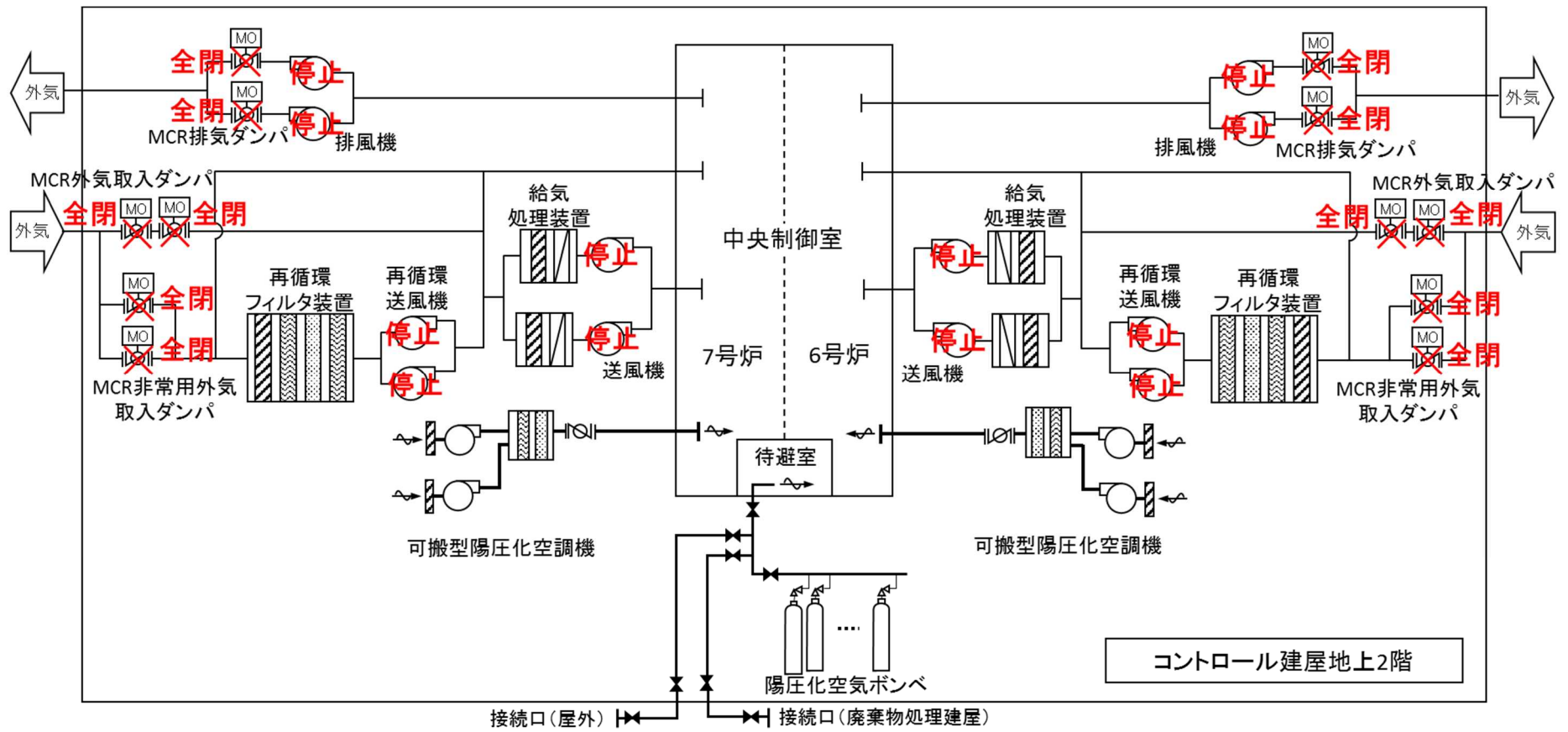


図3 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図(重大事故時)

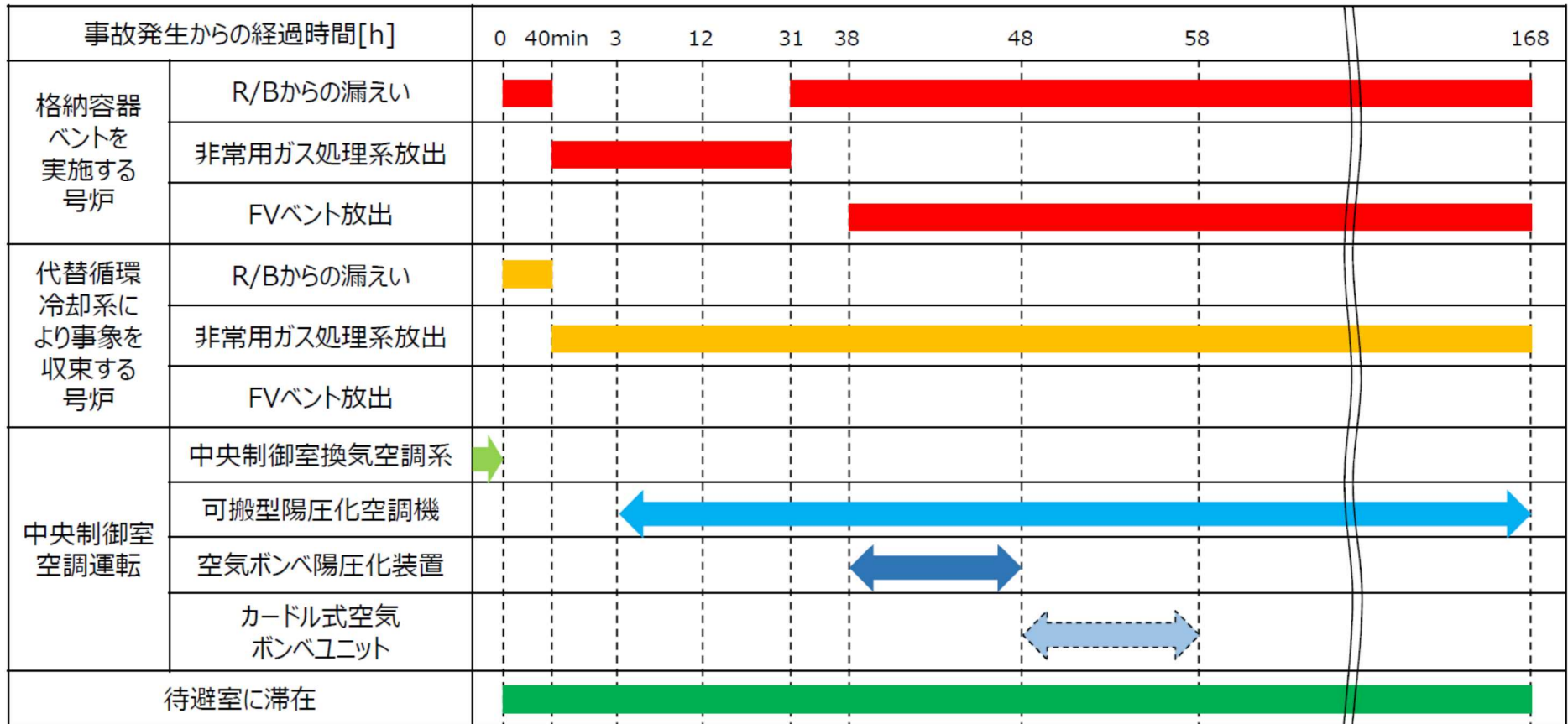


図4 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

添付資料 1 マスクによる防護係数について

添付資料 2 放射性物質の大気放出過程について

添付資料 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

添付資料 4 有機よう素の乾性沈着速度について

添付資料 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

添付資料 6 6号及び7号炉の原子炉区域の負圧達成時間について

添付資料 7 6,7号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について

添付資料 8 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

マスクによる防護係数について

重大事故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、全面マスクの防護係数として 50 又は 1000 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）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 保護衣（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。

	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/m ³ 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/m ³ 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. 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、 $DF \geq 1.21E+03$ 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）

表 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/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	
9.45E-02	ND (4.17E-07)	2.27E+05	8.33E-07	1.13E+05	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59E-05	ND (6.25E-08)	1.21E+03	ND (2.78E-08)	2.73E+03	

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。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1075であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率}(\%) + \text{フィルタ透過率}(\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1075 \end{aligned}$$

3. 全面マスク着用に関する教育・訓練について

定期検査等において定期的に着用機会があることから、基本的に全面マスク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全面マスク着用訓練において、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全面マスク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、マスク着用の熟練度を高めていく。

4. 電動ファン付き全面マスクについて

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、格納容器ベント実施直後の現場作業等）、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は、電動ファンを内蔵しており、図の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、電動ファン付き全面マスク着用時における漏れ率は 0.01%未満になることを確認している。

また、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、保守的に考えても $DF \geq 1.71E+03$ 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 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期試験

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	
8.83E-02	1.91E-05	4.62E+03	2.64E-05	3.34E+03	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08E-05	ND	<u>1.71E+03</u> ※1	4.73E-08	<u>1.71E+03</u>	

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 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期試験

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	
8.84E-02	5.04E-07	1.75E+05	3.03E-06	2.92E+04	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89E-05	ND (3.3E-08)	3.0E+03※2	ND (2.2E-08)	4.5E+03※2	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

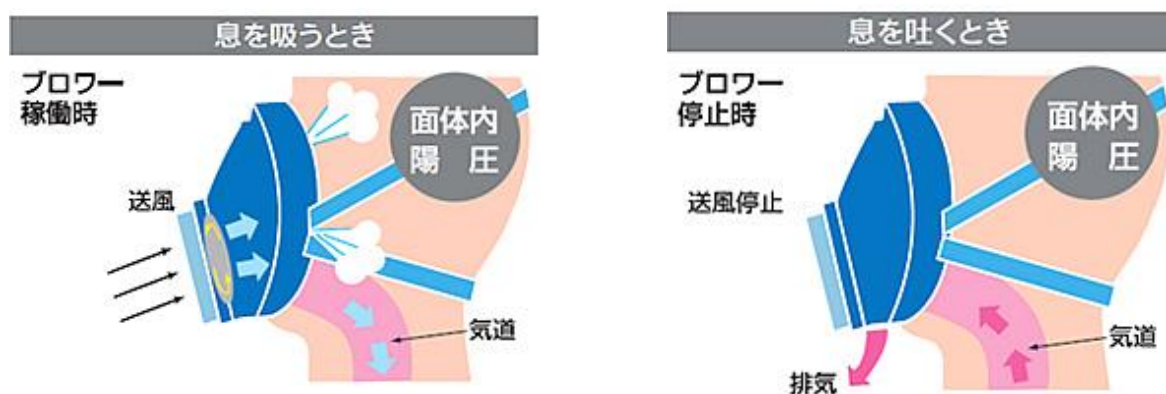
※2 DF 値は、検出限界値より算出した

以上のことから、最も DF 値が低い場合でも漏れ率と除染係数（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。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率 (\%)} + \text{フィルタ透過率 (\%)} \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.058) \approx 1470 \end{aligned}$$

また、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。



- 息を吸うと面体内の空気が吸引されるが、送風することで陰圧の状態になることを防ぐ。
- すき間が生じた場合はエアが噴き出す。

- 息を吐く際は面体内圧が低下する要因がないため、その分送風を抑える。

図 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

放射性物質の大気放出過程について

放射性物質の大気拡散過程を図1から図4に示す。放出放射エネルギーと炉心内内蔵量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載する。また、大気中への放出トレンドを図5から図7に示す。

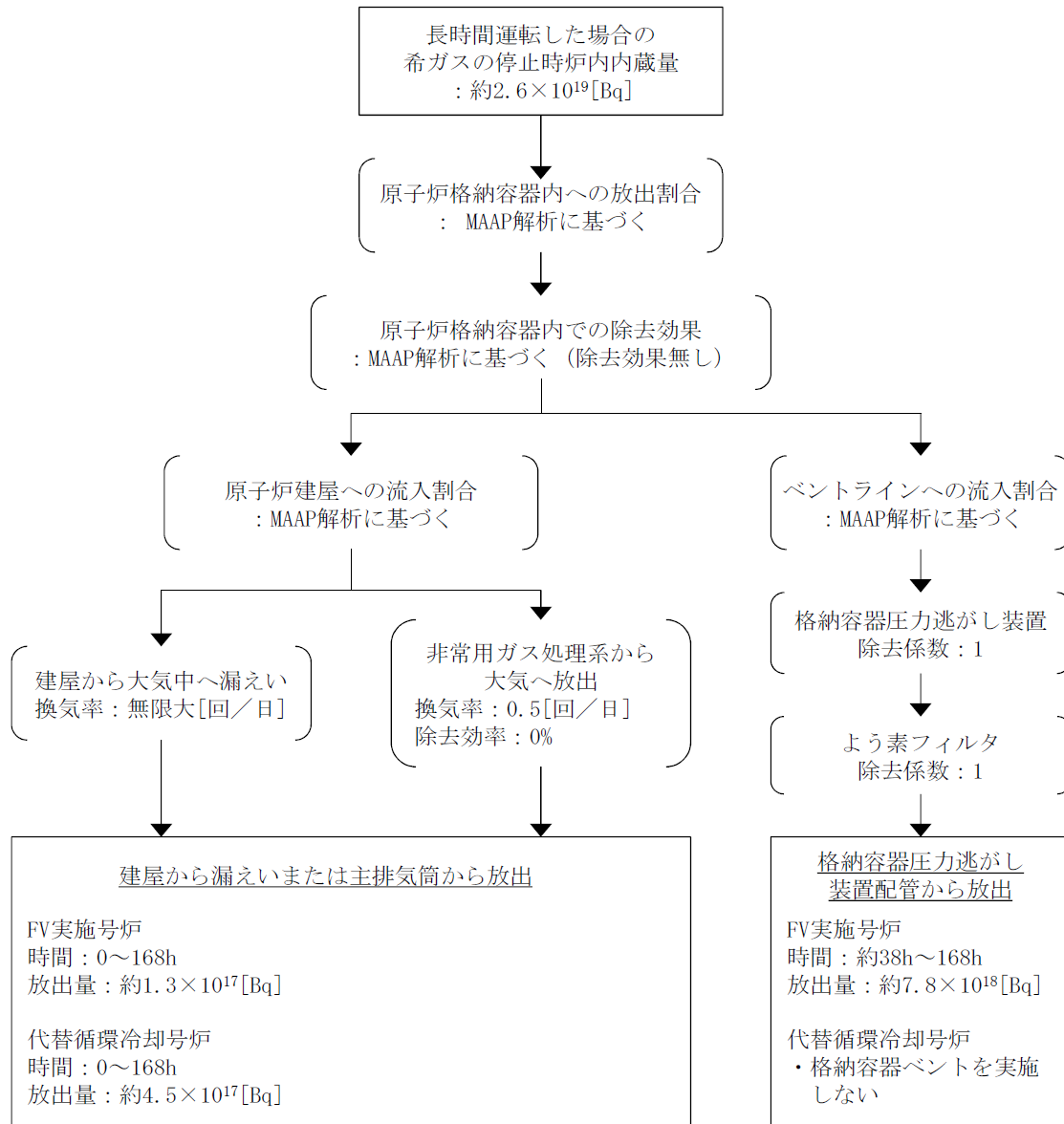


図1 重大事故時の希ガスの大気放出過程

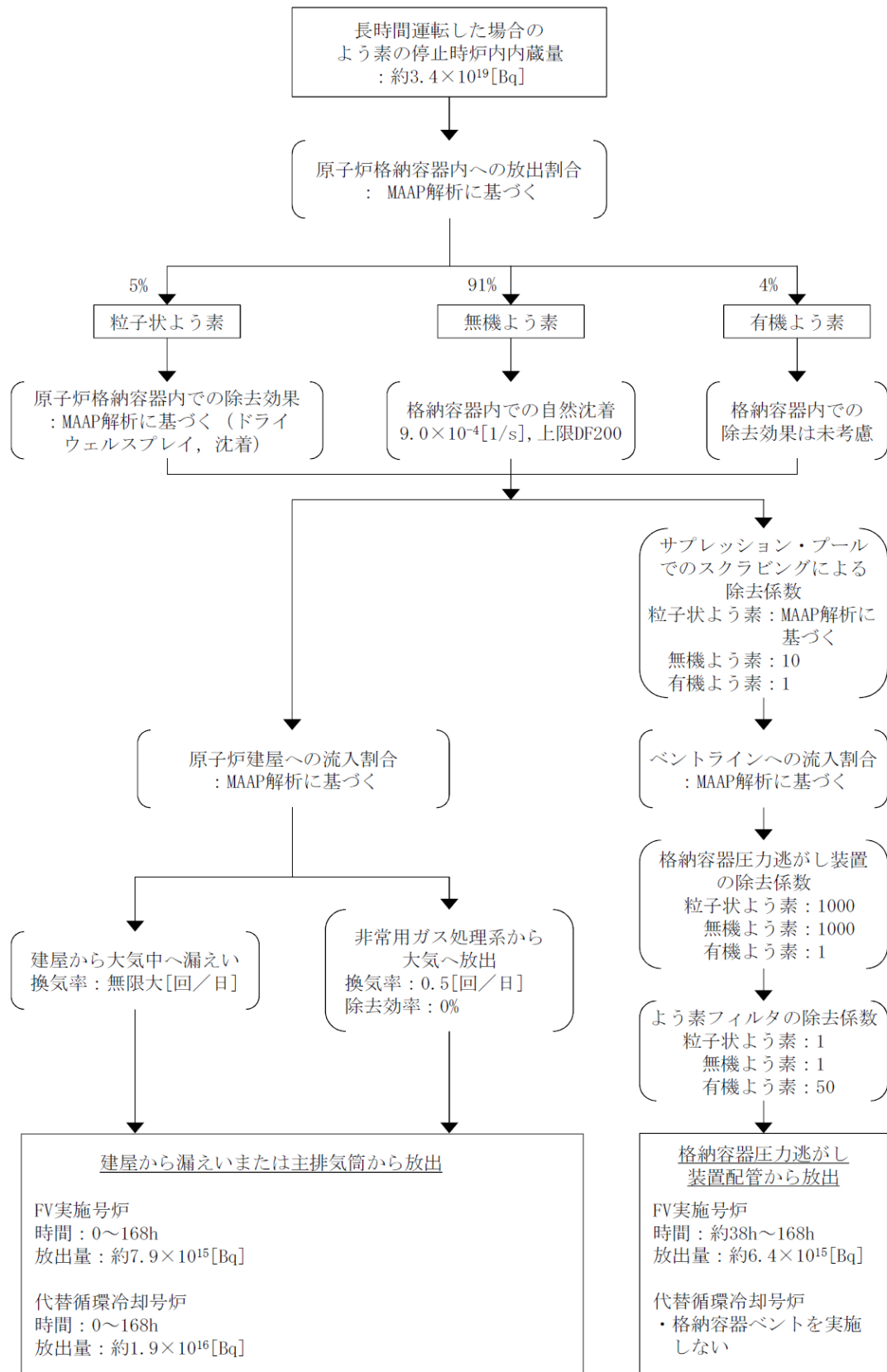


図2 重大事故時のよう素の大気放出過程

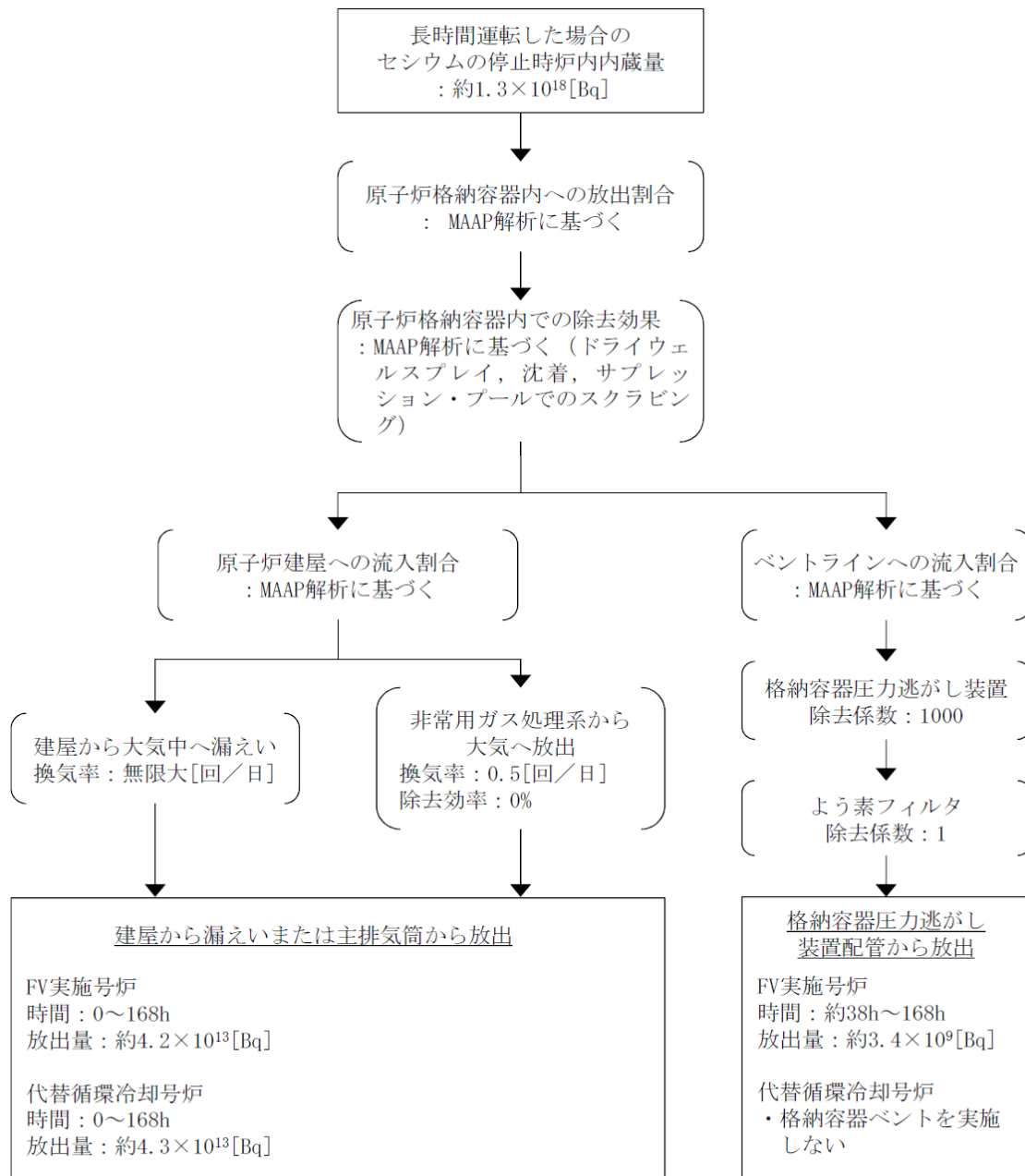


図3 重大事故時のセシウムの大気放出過程

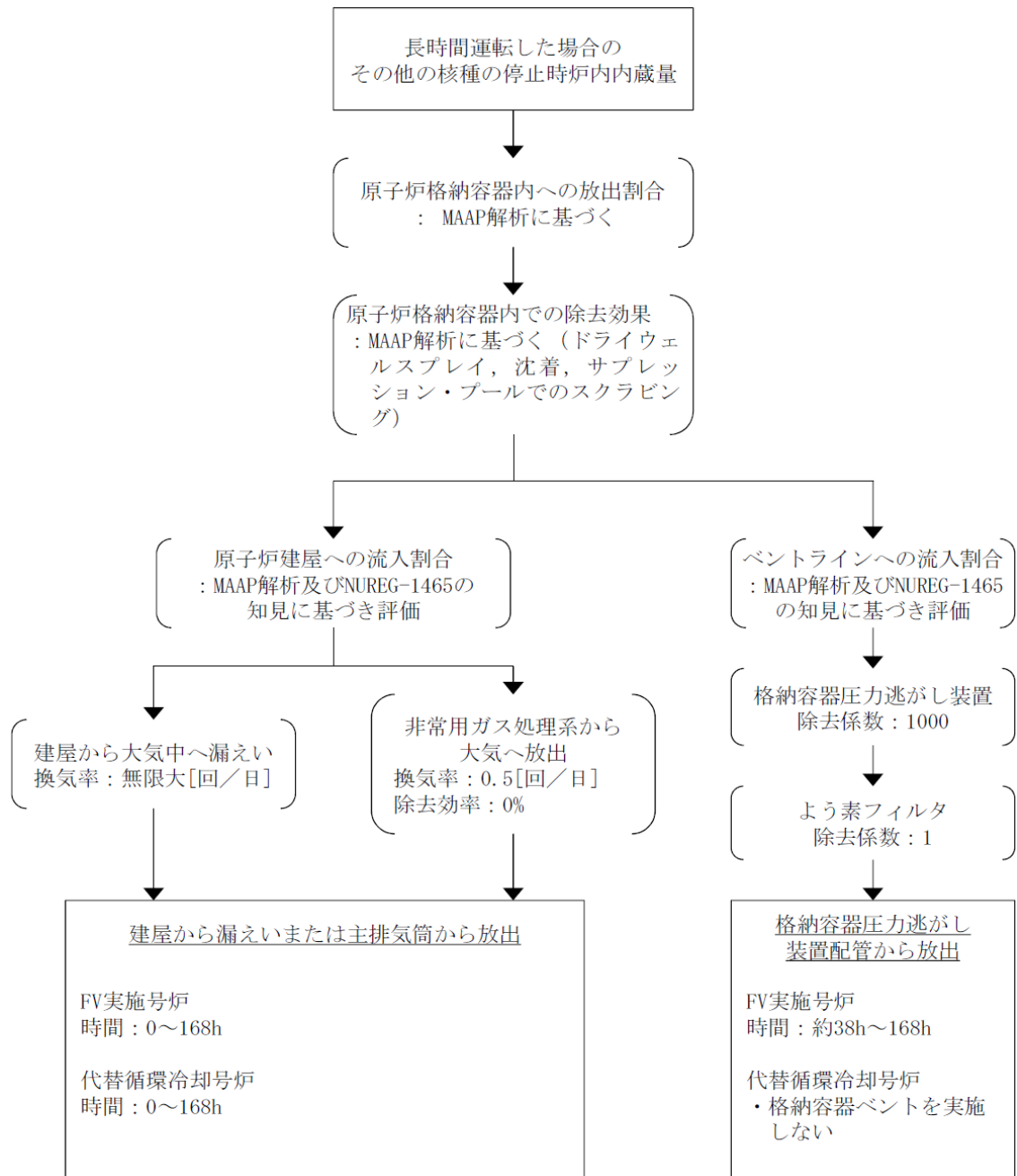


図4 重大事故時のその他核種の大気放出過程

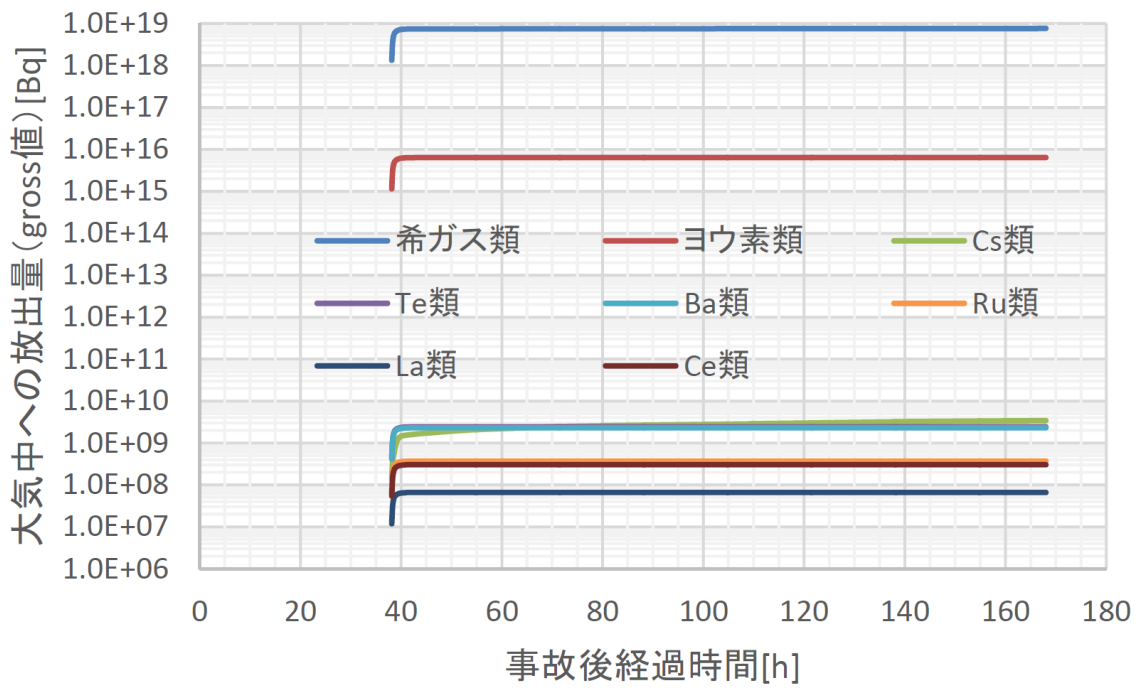


図5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

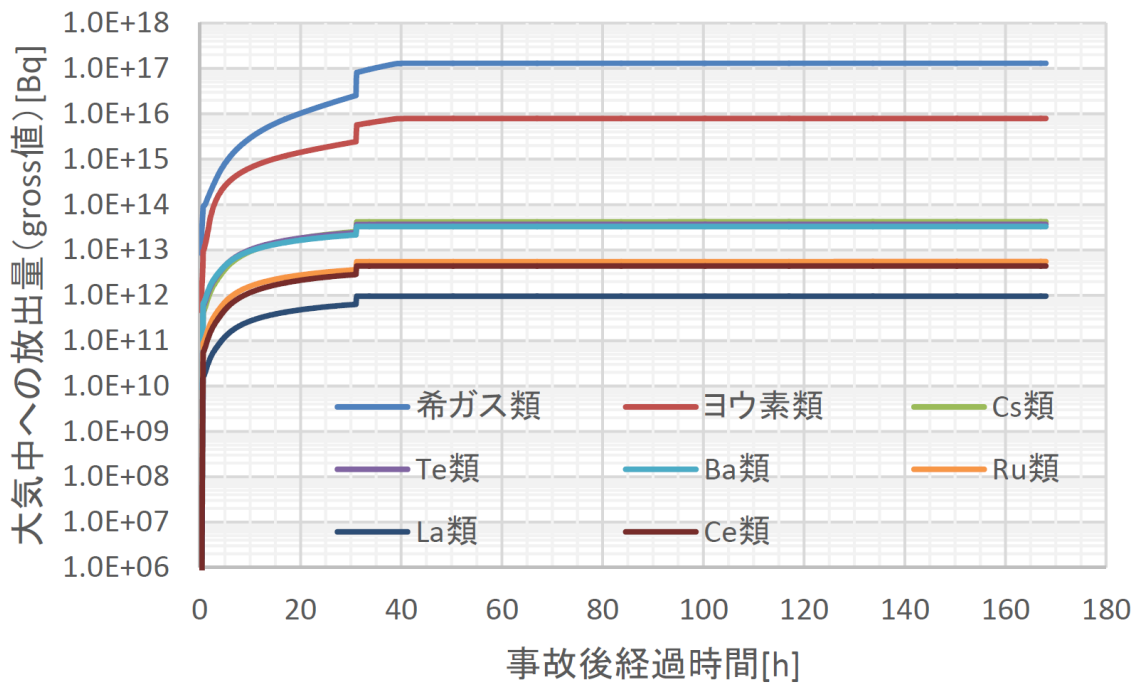


図6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

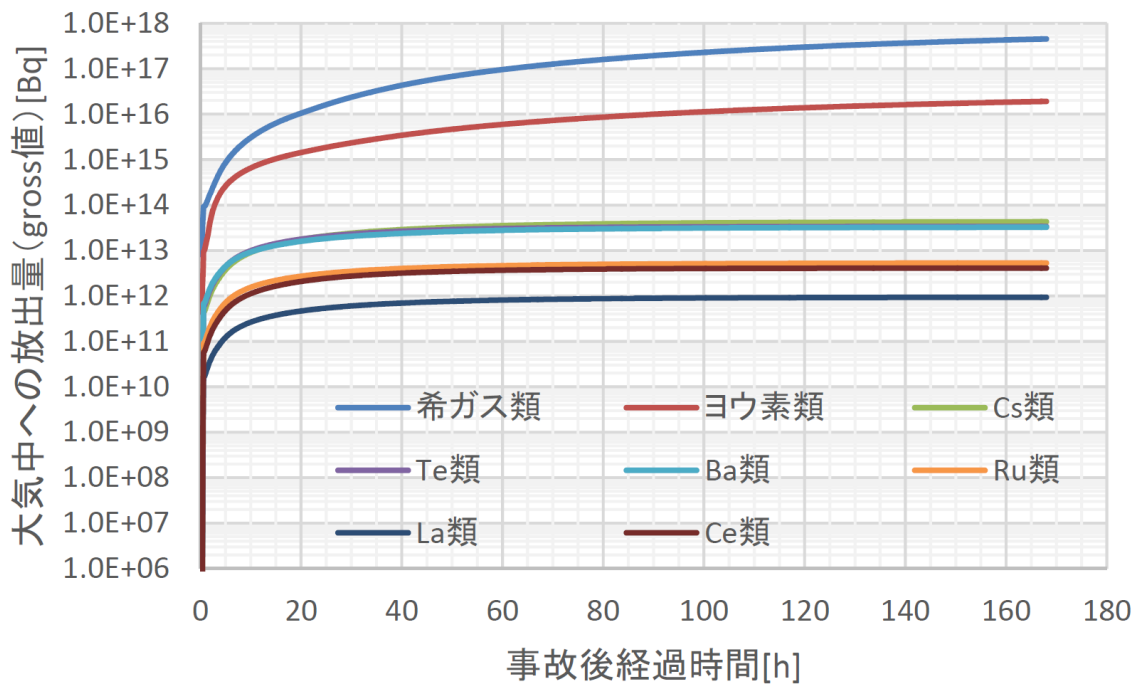


図7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の原子炉建屋経由の放出トレンド

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

重大事故時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 時間後時点）を表 1 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 1 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 1 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 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。

また、表 3 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壤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。

表 1 の評価結果はこれらの観測事実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、炉心が再冠水し熔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熔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、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報告がなされている。

なお、高揮発性核種（セシウムやよう素）については炉心熔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な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 解析による放出

量の評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な評価を与える可能性があるため、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、重大事故時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。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 4 に示す。

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、及び、I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉心内内蔵重量より、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 元素の炉心内内蔵重量
M_{Cs}	: 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量
W_I	: I の原子量
W_{Cs}	: Cs の原子量

(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 5 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。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{\text{Cs}}} \times \frac{F_{\text{Cs}}(168\text{h})}{F_{\text{noble gass}}(168\text{h})}$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gass}}(T)$: 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。

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。

表 1 MAAP 解析による放出割合の評価結果
 (重大事故時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	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 ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}

表 2 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

(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	¹³⁰ 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, 梶田藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4(1990))

表 3 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 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野鳥の森 (西約900m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5.6号機9-ピス 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	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	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	3/25	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	*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	1.8E+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	6.5E+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9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68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		
Ba-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>)

表4 放出割合の評価結果（補正後）
 （重大事故時における中央制御室の居住性評価に使用）

核種グループ	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 ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}

表5 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	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O 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

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

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

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

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

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

2.2.3 Urban

Methyl iodide

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

原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、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 NUPEC-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 実験に基づいた値が示されている。

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無機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無機よう素濃度 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無機よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)

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無機よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて、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。」それを上式に代入することで、無機よう素の自然沈着速度 $9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$ を算出している。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無機よう素 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。

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 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。よって、ここでは代表的な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無機よう素の時間変化を次に示す。

参考

BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

BNWL-1244

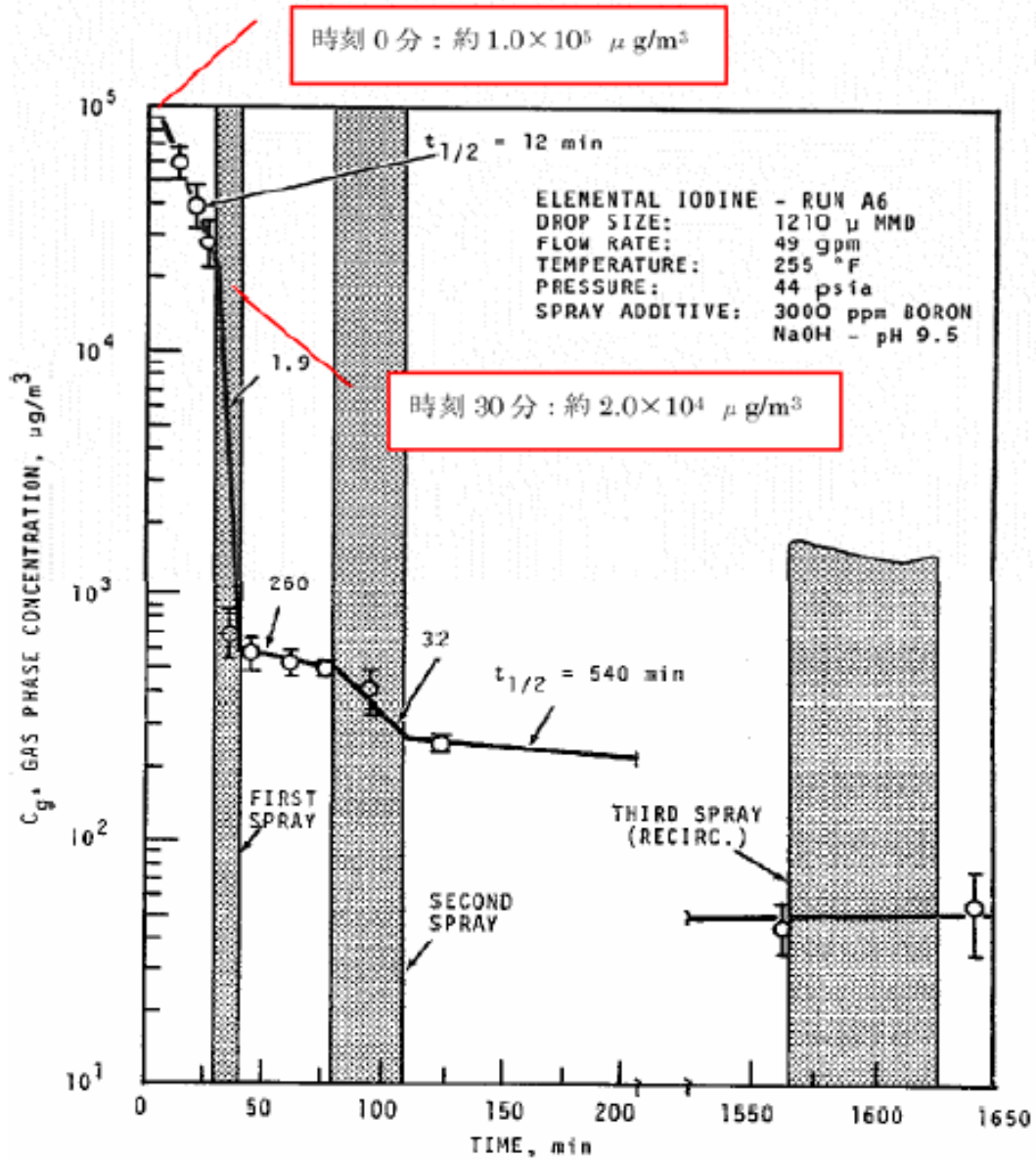


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本評価で想定している「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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、スプレー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、柏崎刈羽 6,7 号炉の事故シーケンスでの条件と同様である。

表 1 CSE 実験条件と柏崎刈羽 6,7 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			柏崎刈羽 6,7 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 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 207 ^[2]
スプレーの 有無	あり ^[1]	なし	なし	あり (無機よう素に対して自然沈着のみ考慮)

※1: R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” ,Nucl. Technol. Vol 10 pp449-519,1971

※2: R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles from containment atmospherics 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 回目のスプレー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 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」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。

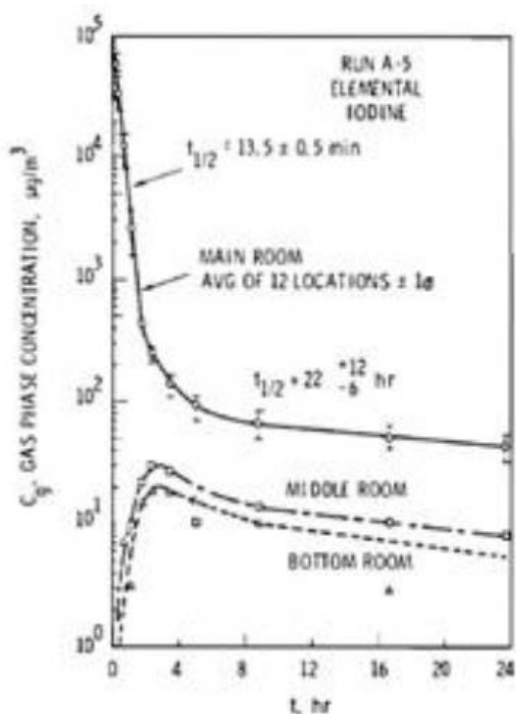


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

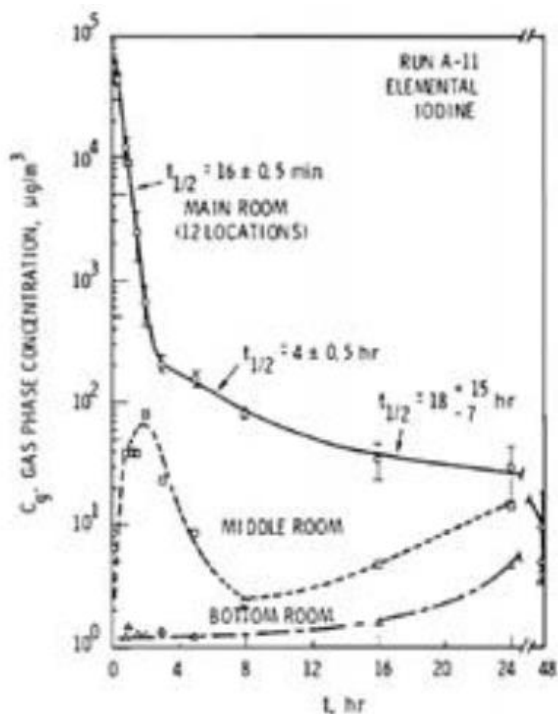


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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

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 試験における体系と柏崎刈羽 6, 7 号炉の比表面積について表 2 に示す。CSE 試験と柏崎刈羽 6, 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。

表 2 CSE 試験と柏崎刈羽 7 号炉の比表面積の比較

	CSE 試験体系	柏崎刈羽 6, 7 号炉
体積 (m³)	約 600	約 13000
表面積 (m²)	約 570	約 12000
比表面積 (1/m)	約 0.9	約 0.9

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

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のCs-137放出量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1 6号及び7号炉の原子炉区域負圧達成時間について

		6号及び7号炉
原子炉区域容積 (m ³)		
SGTS 排風機流量 (m ³ /h)		2000
原子炉区域負圧達成時間	事象発生～SGTS 排風機起動	30分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	<約10分
		<約40分
評価において使用する原子炉区域負圧達成時間		40分

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。

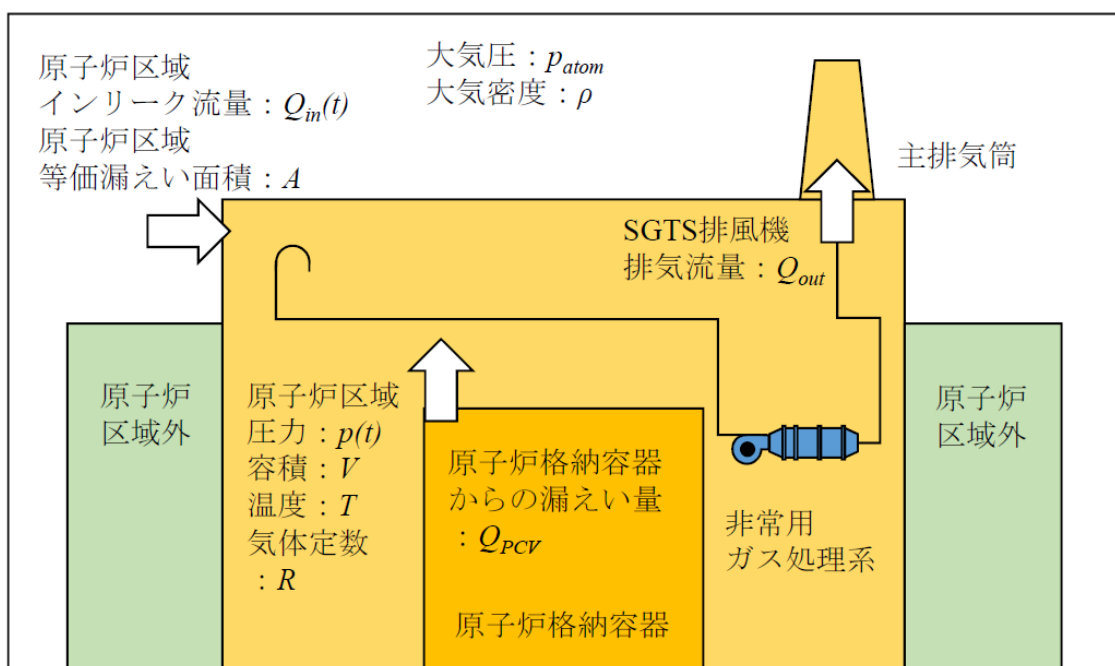


図1 原子炉区域の圧力評価モデル

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せる。

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

したがって、原子炉区域の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

$$\begin{aligned} p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \quad \dots (2) \end{aligned}$$

Q_{out} : SGTS 排風機流量 (m^3/s)

$Q_{in}(t)$: 原子炉区域インリーク流量 (m^3/s)

$Q_{PCV}(t)$: 原子炉格納容器からの漏えい流量 (m^3/s)

原子炉区域インリーク流量 $Q_{in}(t)$ 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通りとなる。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉区域等価漏えい面積 (m^2)

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、その流量は次式の通りとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \quad \dots (4)$$

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通りとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \left(-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \right)$$

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_{atom}	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		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		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（注 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

（注 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。

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。なお，Cs-137 放出量評価等において使用する負圧達成時間は約 333 秒を丸めて，10 分とする。

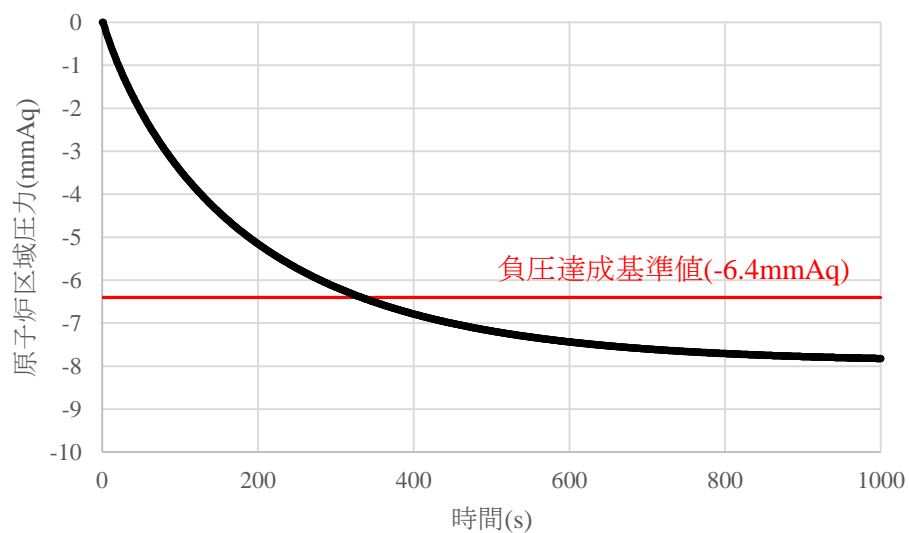


図 2 原子炉区域圧力の時間変化

6, 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重大事故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、評価点と放出点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 1 に、大気拡散評価にて選定された着目方位を示す。

表 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も影響を及ぼすことはほとんどないことに対応する。従って、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においては、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 2-1 から表 4-2 に示す。

評価の結果、7 日間での実効線量は最大約 97mSv 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。

※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。

表 1 相対濃度及び相対線量

放出点及び 放出点高さ*	評価点	着目方位
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
	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 (地上 39.7m)	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 (地上 0m)	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 (地上 0m)	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 (地上 73m)	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 (地上 73m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, EWE
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E

※放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-1 各勤務サイクルでの被ばく量
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (マスクの着用を考慮した場合) (mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 30 ^{※3} (約 30)	約 54 (約 54)	-	-	-	-	-	約 84 (約 85)
B班	-	-	約 30 ^{※4} (約 30)	約 22 ^{※4} (約 23)	約 19 ^{※4} (約 19)	約 16 ^{※4} (約 16)	-	約 87 (約 88)
C班	-	-	約 63 (約 64)	約 26 (約 26)	-	-	約 8.0 (約 8.2)	約 97 (約 98)
D班	-	-	-	-	約 21 (約 21)	約 18 (約 18)	約 22 (約 22)	約 61 (約 61)
E班	約 21 ^{※3} (約 21)	約 69 (約 71)	-	-	-	-	-	約 90 (約 92)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 マスク (PF=50) を6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 事故後1日目のみマスク (PF=1000) を6時間当たり18分間外すものとして評価

※4 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

表 2-2 各勤務サイクルでの被ばく量
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (mSv)^{※1}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 390 (約 390)	約 75 (約 76)	-	-	-	-	-	約 460 (約 470)
B班	-	-	約 30 ^{※2} (約 30)	約 22 ^{※2} (約 23)	約 19 ^{※2} (約 19)	約 16 ^{※2} (約 16)	-	約 87 (約 89)
C班	-	-	約 65 (約 66)	約 26 (約 26)	-	-	約 8.0 (約 8.2)	約 99 (約 100)
D班	-	-	-	-	約 21 (約 21)	約 18 (約 18)	約 22 (約 22)	約 61 (約 61)
E班	約 39 (約 39)	約 74 (約 76)	-	-	-	-	-	約 110 (約 120)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

※2 訓練直 (B班) が他の班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

値は現在の最新値

表 3-1 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（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）
 （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}
室内作業時	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 2.2×10^0 (約 2.3×10^0)	約 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 3.5×10^0 (約 3.7×10^0)
	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)	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 5.3×10^{-1} (約 6.0×10^{-1})	約 9.1×10^{-1} (約 1.0×10^0)	約 1.4×10^0 (約 1.6×10^0)
	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 1.2×10^1)	約 2.0×10^1 (約 2.0×10^1)	約 3.2×10^1 (約 3.2×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})	約 2.3×10^{-1} (約 2.3×10^{-1})	約 3.6×10^{-1} (約 3.6×10^{-1})
	外部被ばく	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)	約 1.9×10^1 (約 1.9×10^1)	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.5×10^1 (約 1.5×10^1)	約 2.2×10^1 (約 2.2×10^1)	約 3.6×10^1 (約 3.7×10^1)
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 6.3×10^0 (約 6.4×10^0)	約 8.3×10^0 (約 8.8×10^0)	約 1.5×10^1 (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 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)	約 2.2×10^0 (約 2.2×10^0)	約 3.2×10^0 (約 3.2×10^0)
	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 1.4×10^1 (約 1.4×10^1)	約 2.8×10^1 (約 2.8×10^1)	約 4.3×10^1 (約 4.3×10^1)
	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 (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 2.2×10^1 (約 2.2×10^1)	約 3.9×10^1 (約 3.9×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.6×10^1 (約 3.7×10^1)	約 6.1×10^1 (約 6.1×10^1)	約 97 (約 98)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 3-2 評価結果の内訳（被ばく量が最大となる班（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）
 （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}
室内作業時	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} (約 1.4×10^{-1})	0.1 以下 (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 9.9×10^{-1} (約 1.1×10^0)	約 1.7×10^0 (約 1.8×10^0)	約 2.6×10^0 (約 2.9×10^0)
	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 1.0×10^0)	約 1.6×10^0 (約 1.8×10^0)	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 1.6×10^2 (約 1.6×10^2)	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)	約 4.2×10^2 (約 4.2×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)	約 4.1×10^2 (約 4.1×10^2)
	外部被ばく	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)	約 7.6×10^0 (約 7.6×10^0)	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.6×10^2 (約 1.6×10^2)	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)	約 4.2×10^2 (約 4.2×10^2)
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 7.2×10^{-1} (約 8.2×10^{-1})	約 2.1×10^0 (約 2.4×10^0)	約 2.9×10^0 (約 3.2×10^0)
	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 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)	約 4.6×10^0 (約 4.6×10^0)	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 1.1×10^1 (約 1.1×10^1)	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)	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 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})	約 4.6×10^{-1} (約 4.6×10^{-1})	約 6.7×10^{-1} (約 6.7×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.4×10^1 (約 1.4×10^1)	約 2.8×10^1 (約 2.9×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.7×10^2 (約 1.7×10^2)	約 2.9×10^2 (約 2.9×10^2)	約 460 (約 470)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 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)
 (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}
室内作業時	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 2.6×10^0 (約 2.7×10^0)	約 1.6×10^0 (約 1.7×10^0)	約 4.2×10^0 (約 4.4×10^0)
	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 2.8×10^0 (約 3.0×10^0)	約 4.7×10^0 (約 5.1×10^0)	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 5.5×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})	約 9.6×10^{-1} (約 1.1×10^0)	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 4.6×10^0 (約 4.8×10^0)	約 7.9×10^0 (約 8.2×10^0)	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.4×10^{-1} (約 4.4×10^{-1})	約 7.8×10^{-1} (約 7.8×10^{-1})	約 1.2×10^0 (約 1.2×10^0)
	外部被ばく	約 4.2×10^0 (約 4.4×10^0)	約 7.1×10^0 (約 7.4×10^0)	約 1.1×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^1 (約 1.1×10^1)	約 1.5×10^1 (約 1.6×10^1)	約 2.6×10^1 (約 2.7×10^1)
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 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)	約 3.2×10^0 (約 3.4×10^0)	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 1.7×10^0)	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)	約 5.4×10^0 (約 5.4×10^0)
	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 1.1×10^1)	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)	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 1.6×10^{-1} (約 1.6×10^{-1})	約 3.6×10^{-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 1.5×10^1)	約 2.8×10^1 (約 2.9×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.5×10^1 (約 2.6×10^1)	約 4.4×10^1 (約 4.5×10^1)	約 69 (約 71)

※1 括弧内: 遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

値は現在の最新値

表 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)
 (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}
室内作業時	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 1.2×10^{-1})	0.1 以下 (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 3.0×10^{-1} (約 3.3×10^{-1})	約 5.1×10^{-1} (約 5.5×10^{-1})	約 8.1×10^{-1} (約 8.8×10^{-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 3.0×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.0×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 8.0×10^{-1} (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 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
	外部被ばく	約 3.4×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})	約 9.0×10^{-1} (約 9.1×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^2 (約 1.4×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 3.8×10^2 (約 3.8×10^2)
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 1.9×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 5.4×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})	約 7.3×10^{-1} (約 8.3×10^{-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 3.4×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})	約 6.9×10^{-1} (約 6.9×10^{-1})	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	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 2.0×10^0 (約 2.0×10^0)	約 4.1×10^0 (約 4.1×10^0)	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	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 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)	約 5.3×10^0 (約 5.4×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.5×10^2 (約 1.5×10^2)	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)	約 390 (約 390)

※1 括弧内: 遮蔽モデル上のコンクリート厚を施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく量

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、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（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

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。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有機よう素及び無機よう素の総量が、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。

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。

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。

①QAD-CGGP2R コードを用いて、図 1 に示す形状のよう素フィルタの体積線源から 500m 上空の直接ガンマ線の線量を評価する。

②QAD-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。

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、同様の存在割合を想定した。この想定は、スカイシャインガンマ線の評価で想定する放出角度がより大きい金属フィルタ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。

金属フィルタの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、放射性物質を1点に集約することによって求めた。

スクラバ水の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、スクラバ水による自己遮蔽を考慮するため、「a. よう素フィルタ」と同様の手順で評価した。

c. 配管

無機よう素及び粒子状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、配管内への放射性物質の付着割合は10%/100mと想定した。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とした。評価に用いた線源モデルを図2に示す。（評価モデルの作成において参照した配管の配置図を図3から図6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、「a. よう素フィルタ」と同様の手順で評価した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

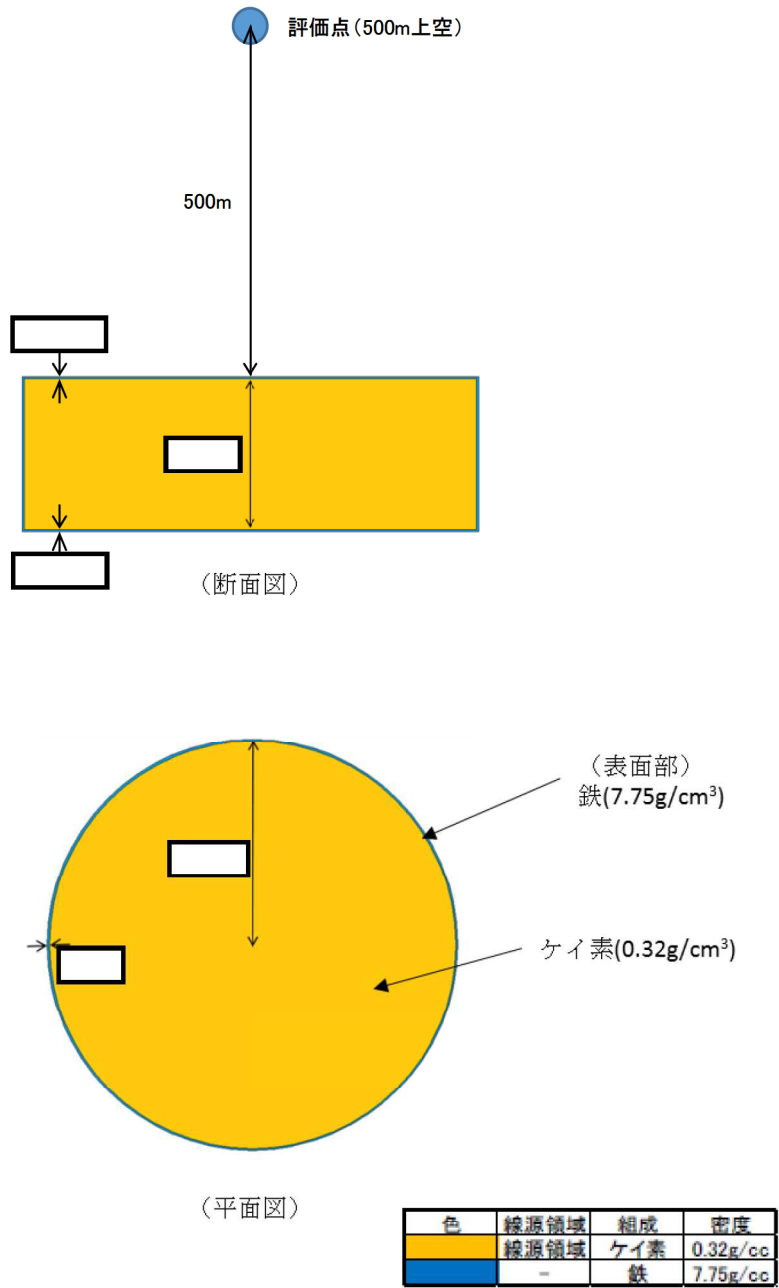
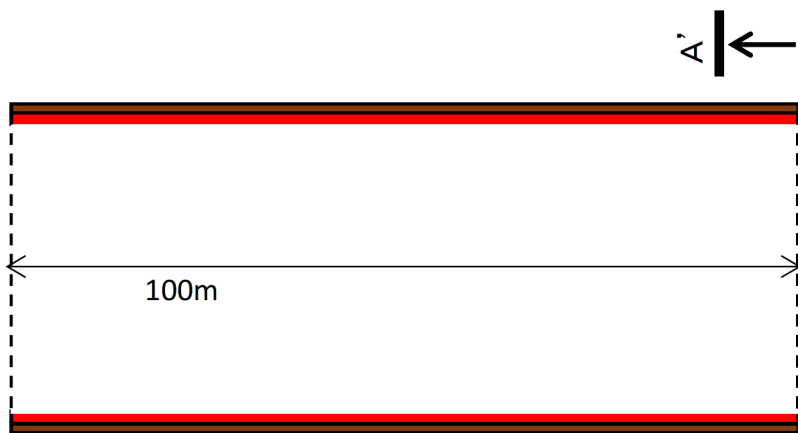
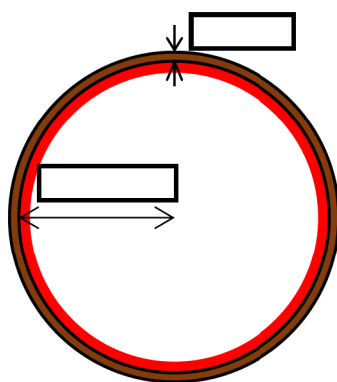


図1 体積線源モデル図(よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(断面図)

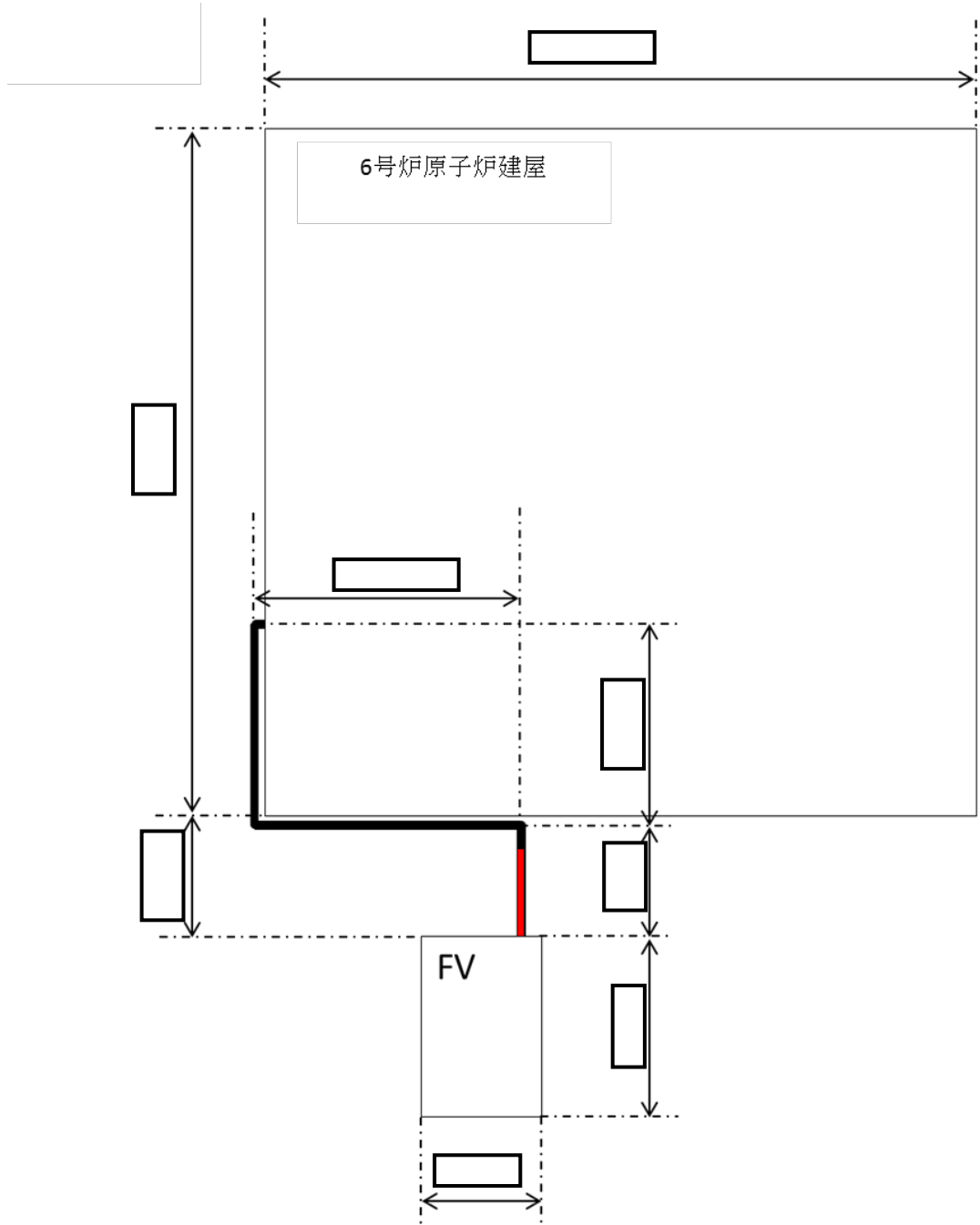


(A-A断面図)

色	線源領域	組成	密度
赤	線源領域	空気	$1.2 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$
茶	—	鉄	7.75 g/cm^3

図 2 体積線源モデル図 (配管)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



黒線部分：上部 [] 厚さの鉄板，
側面及び下面を [] の鉄板で遮蔽
赤線部分：上部のみ遮蔽無し
側面及び下面を [] の鉄板で遮蔽

図3 配管配置(平面図)(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

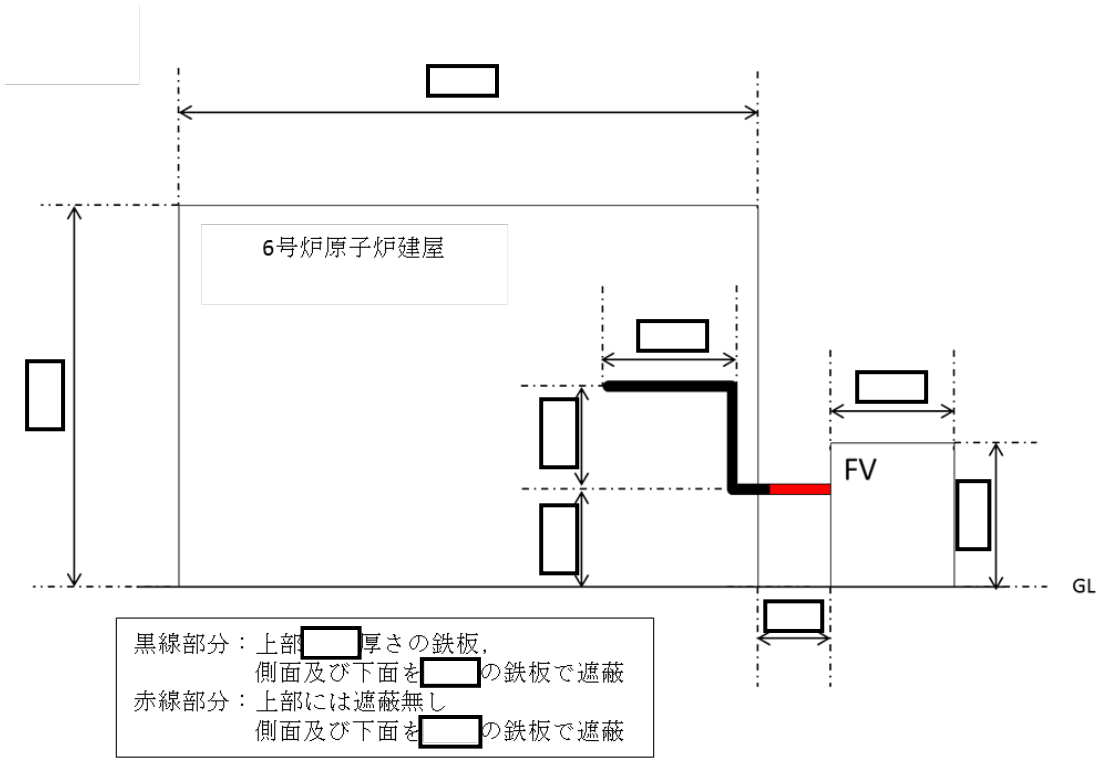


図4 配管配置(断面図)(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

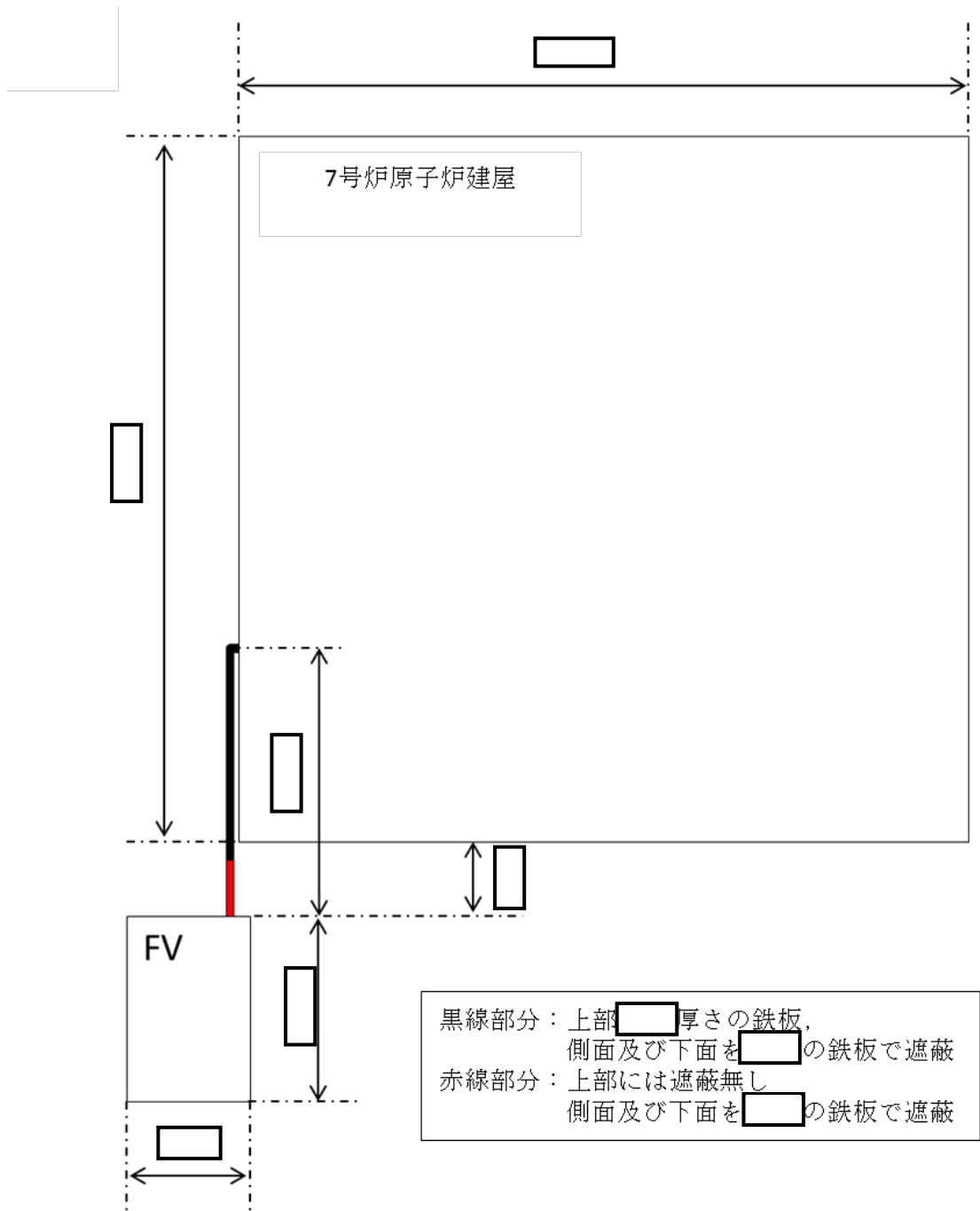


図 5 配管配置(平面図)(7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

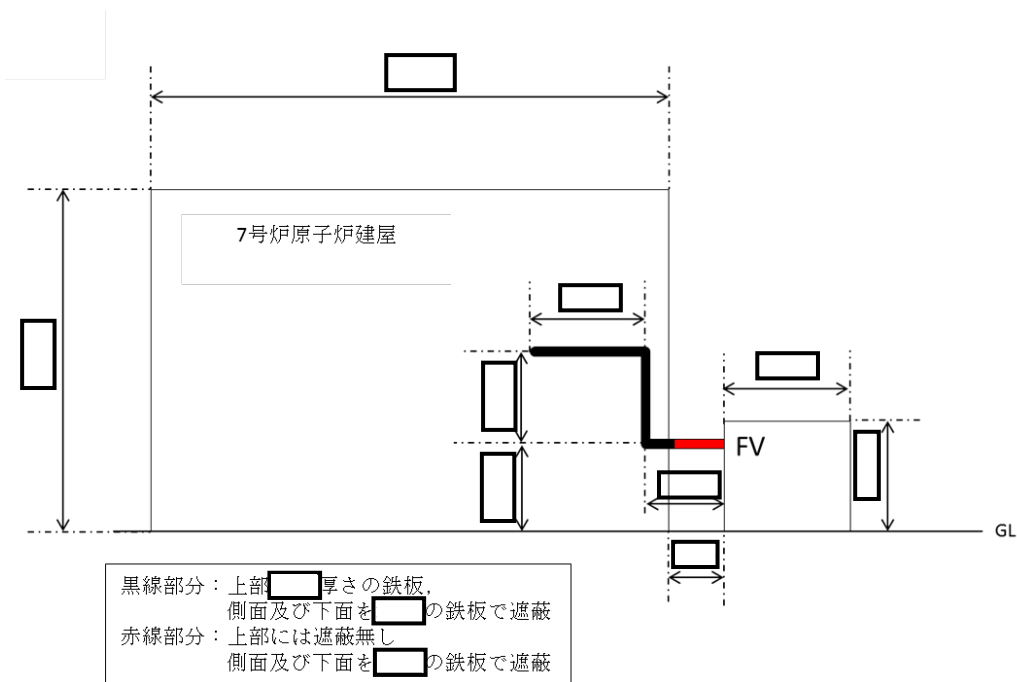


図 6 配管配置(断面図)(7号炉)

1.2 線源強度

よう素フィルタ及びフィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）の線源強度 [photons/s] は，核種毎の積算放出量 [Bq] に核種毎エネルギー毎の放出率 [photons/(Bq・s)] を乗ずることで評価した。また，配管の線源強度 [photons/s] は，核種毎の積算放出量 [Bq] に核種毎エネルギー毎の放出率 [photons/(Bq・s)] 及び付着割合 を乗ずることで評価した。

【よう素フィルタ及びフィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）】

$$\begin{aligned} \text{線源強度 [photons/s]} &= \text{核種毎の線源内放射能量 [Bq]} \\ &\quad \times \text{核種毎エネルギー毎の放出率 [photons/(Bq・s)]} \end{aligned}$$

【配管】

$$\begin{aligned} \text{線源強度 [photons/(s・100m)]} &= \text{核種毎の線源内放射能量 [Bq]} \\ &\quad \times \text{核種毎エネルギー毎の放出率 [photons/(Bq・s)]} \\ &\quad \times \text{付着割合 [%/100m]} \end{aligned}$$

ここで，核種毎の線源内放射能量 [Bq] は以下の式を用いて評価した。

$$Q(t) = Q_{\text{total}} \cdot \exp(-\lambda(t - T_0))$$

$$Q_{\text{total}} = \int_0^T q(t) dt$$

$Q(t)$: 時刻 t における核種の線源内放射能量 [Bq]

Q_{total} : 評価期間中の核種の積算放出量 [Bq]

λ : 崩壊定数 [1/s]

T_0 : 格納容器ベント開始時刻 [s]

$q(t)$: 時刻 t における核種の原子炉格納容器からベントラインへの放出率 [Bq/s]

T : 評価期間 [s]

核種の原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への放出率は，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，ベントラインへの放出率の評価条件をそれぞれ設定し評価した。

核種毎エネルギー毎の放出率 [photons/(Bq・s)] は，制動放射 (H₂O) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値を参照した。

以上の条件に基づき評価した格納容器ベント実施直後の線源強度及び積算線源強度を表 1 及び表 2 に示す。なお、積算線源強度 [photons] は、線源強度 [photons/s] を評価期間内で時間積分することで評価した。

表1 各線源領域の線源強度（格納容器ベント実施直後）
（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)]			
	フィルタ装置		配管	よう素 フィルタ
	スクラバ水	金属 フィルタ		
1.00×10^{-2}	約 7.2×10^{14}	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}	約 7.1×10^{16}
2.50×10^{-2}	約 2.1×10^{14}	約 2.4×10^{13}	約 2.4×10^{13}	約 2.1×10^{16}
3.75×10^{-2}	約 1.1×10^{14}	約 1.2×10^{13}	約 1.2×10^{13}	約 1.0×10^{16}
5.75×10^{-2}	約 1.3×10^{14}	約 1.4×10^{13}	約 1.4×10^{13}	約 1.3×10^{16}
8.50×10^{-2}	約 1.0×10^{14}	約 1.1×10^{13}	約 1.1×10^{13}	約 1.0×10^{16}
1.25×10^{-1}	約 5.1×10^{13}	約 5.7×10^{12}	約 5.7×10^{12}	約 5.0×10^{15}
2.25×10^{-1}	約 2.0×10^{14}	約 2.2×10^{13}	約 2.2×10^{13}	約 1.9×10^{16}
3.75×10^{-1}	約 9.9×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 9.8×10^{16}
5.75×10^{-1}	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{14}	約 3.4×10^{14}	約 3.0×10^{17}
8.50×10^{-1}	約 1.6×10^{15}	約 1.7×10^{14}	約 1.7×10^{14}	約 1.6×10^{17}
1.25×10^0	約 3.9×10^{14}	約 4.3×10^{13}	約 4.3×10^{13}	約 3.8×10^{16}
1.75×10^0	約 4.1×10^{13}	約 4.5×10^{12}	約 4.5×10^{12}	約 4.0×10^{15}
2.25×10^0	約 2.5×10^{13}	約 2.8×10^{12}	約 2.8×10^{12}	約 2.4×10^{15}
2.75×10^0	約 5.7×10^{11}	約 6.4×10^{10}	約 6.4×10^{10}	約 5.6×10^{13}
3.50×10^0	約 1.0×10^7	約 1.1×10^6	約 1.1×10^6	約 0.0×10^0
5.00×10^0	約 1.2×10^6	約 1.3×10^5	約 1.3×10^5	約 0.0×10^0
7.00×10^0	約 6.1×10^{-1}	約 6.8×10^{-2}	約 6.8×10^{-2}	約 0.0×10^0
9.50×10^0	約 7.1×10^{-2}	約 7.9×10^{-3}	約 7.9×10^{-3}	約 0.0×10^0

表2 各線源領域の積算線源強度（事故発生から7日目時点）
（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] 配管：[photons/(100m)]			
	フィルタ装置		配管	よう素 フィルタ
	スクラバ水	金属 フィルタ		
1.00×10^{-2}	約 8.3×10^{19}	約 9.2×10^{18}	約 9.2×10^{18}	約 8.1×10^{21}
2.50×10^{-2}	約 3.9×10^{19}	約 4.3×10^{18}	約 4.3×10^{18}	約 3.8×10^{21}
3.75×10^{-2}	約 2.7×10^{19}	約 3.0×10^{18}	約 3.0×10^{18}	約 2.7×10^{21}
5.75×10^{-2}	約 1.3×10^{19}	約 1.5×10^{18}	約 1.5×10^{18}	約 1.3×10^{21}
8.50×10^{-2}	約 3.0×10^{19}	約 3.3×10^{18}	約 3.3×10^{18}	約 3.0×10^{21}
1.25×10^{-1}	約 4.2×10^{18}	約 4.7×10^{17}	約 4.7×10^{17}	約 4.0×10^{20}
2.25×10^{-1}	約 4.4×10^{19}	約 4.9×10^{18}	約 4.9×10^{18}	約 4.3×10^{21}
3.75×10^{-1}	約 3.6×10^{20}	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 3.5×10^{22}
5.75×10^{-1}	約 1.6×10^{20}	約 1.8×10^{19}	約 1.8×10^{19}	約 1.6×10^{22}
8.50×10^{-1}	約 4.0×10^{19}	約 4.5×10^{18}	約 4.5×10^{18}	約 3.8×10^{21}
1.25×10^0	約 1.1×10^{19}	約 1.3×10^{18}	約 1.3×10^{18}	約 1.1×10^{21}
1.75×10^0	約 1.2×10^{18}	約 1.3×10^{17}	約 1.3×10^{17}	約 9.2×10^{19}
2.25×10^0	約 4.3×10^{17}	約 4.8×10^{16}	約 4.8×10^{16}	約 4.2×10^{19}
2.75×10^0	約 2.0×10^{16}	約 2.2×10^{15}	約 2.2×10^{15}	約 8.9×10^{17}
3.50×10^0	約 9.0×10^{13}	約 1.0×10^{13}	約 1.0×10^{13}	約 0.0×10^0
5.00×10^0	約 5.1×10^9	約 5.6×10^8	約 5.6×10^8	約 0.0×10^0
7.00×10^0	約 2.9×10^5	約 3.2×10^4	約 3.2×10^4	約 0.0×10^0
9.50×10^0	約 3.3×10^4	約 3.7×10^3	約 3.7×10^3	約 0.0×10^0

1.3 評価点

a. 評価点の位置

室内作業時及び入退域時の評価点を図7に示す。室内作業時の評価点は、中央制御室内において、よう素フィルタ及びフィルタ装置に最も近い位置を選定した。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を点を選定した。各評価点の線源からの水平距離を表3及び表4に示す。

b. 評価点の高さ

直接ガンマ線の評価においては、室内作業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、室内作業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

室内作業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、中央制御室を囲む6面（天井面、床面、側面）のうち、最も薄い遮蔽厚さ（普通コンクリート：）を使用した。評価点周りの遮蔽モデルを図8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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

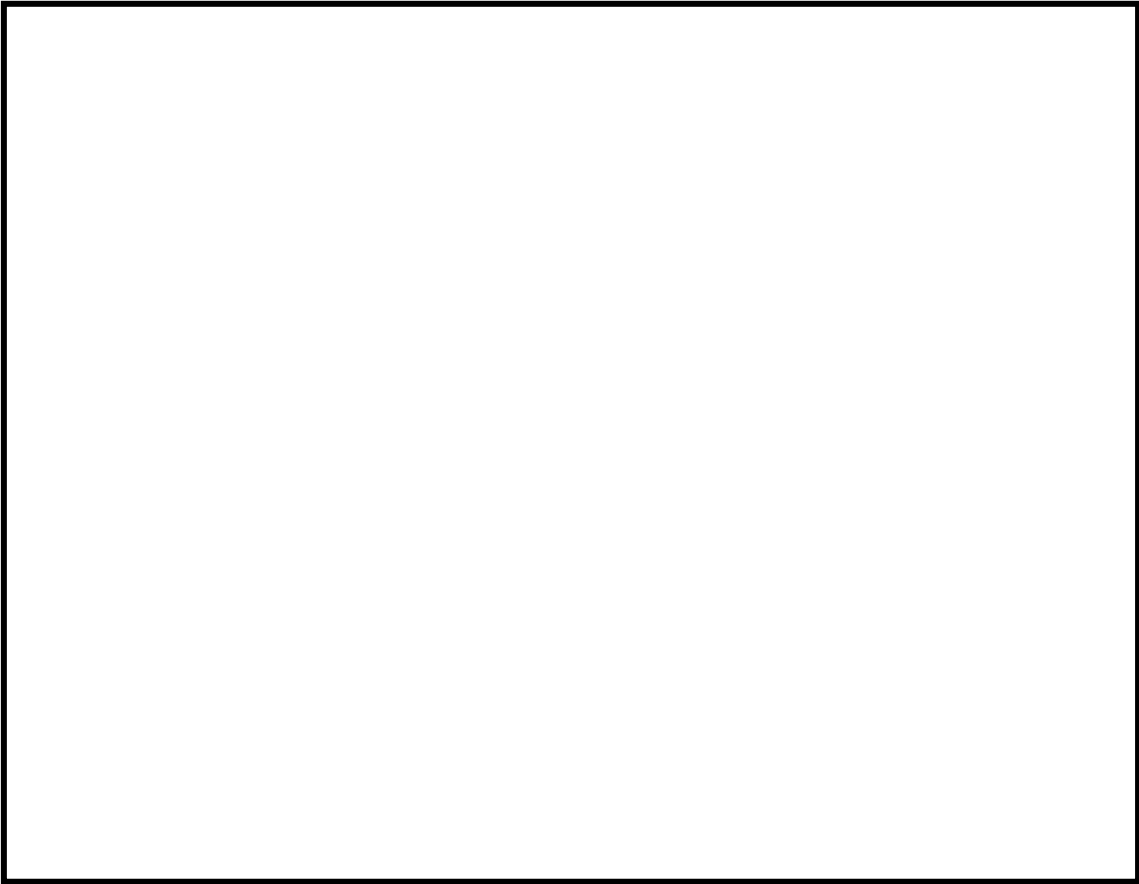


図7 アクセスルート並びに線源及び評価点位置（室内作業時及び入退域時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表3 各評価点の線源からの水平距離（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 ^{※1}	-	約56m ^{※1}	-
7号炉格納容器 ベント実施時の 評価点	-	約49m ^{※1}	-	約49m ^{※1}

※1 小数点第一位を切り捨て

表4 各評価点の線源からの水平距離（室内作業時）

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 ^{※1}	-	約29m ^{※1}	-
7号炉格納容器 ベント実施時の 評価点	-	約49m ^{※1}	-	約61m ^{※1}

※1 小数点第一位を切り捨て

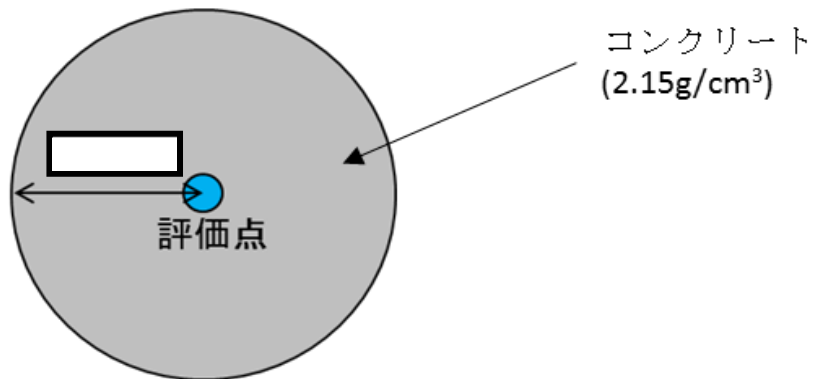


図8 評価点周りの遮蔽モデル

1.4 評価体系

a. よう素フィルタ

室内作業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9及び図10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11に示すよう素フィルタ及び格納容器圧力逃がし装置建屋の概形を基に算出した。放出角度を図12に示す。

b. フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）

室内作業時及び入退域時のスカイシャインガンマ線の評価体系はよう素フィルタの評価体系（図10）と同様である。なお、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。また、スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は、図13に示すスクラバ水及び金属フィルタ並びに格納容器圧力逃がし装置建屋の概形を基に算出した。放出角度を図14及び図15に示す。

c. 配管

室内作業時及び入退域時の直接ガンマ線評価体系を図16及び図17に示す。

室内作業時及び入退域時のスカイシャインガンマ線の評価体系はよう素フィルタの評価体系（図10）と同様である。なお、スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、図4及び図6に赤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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

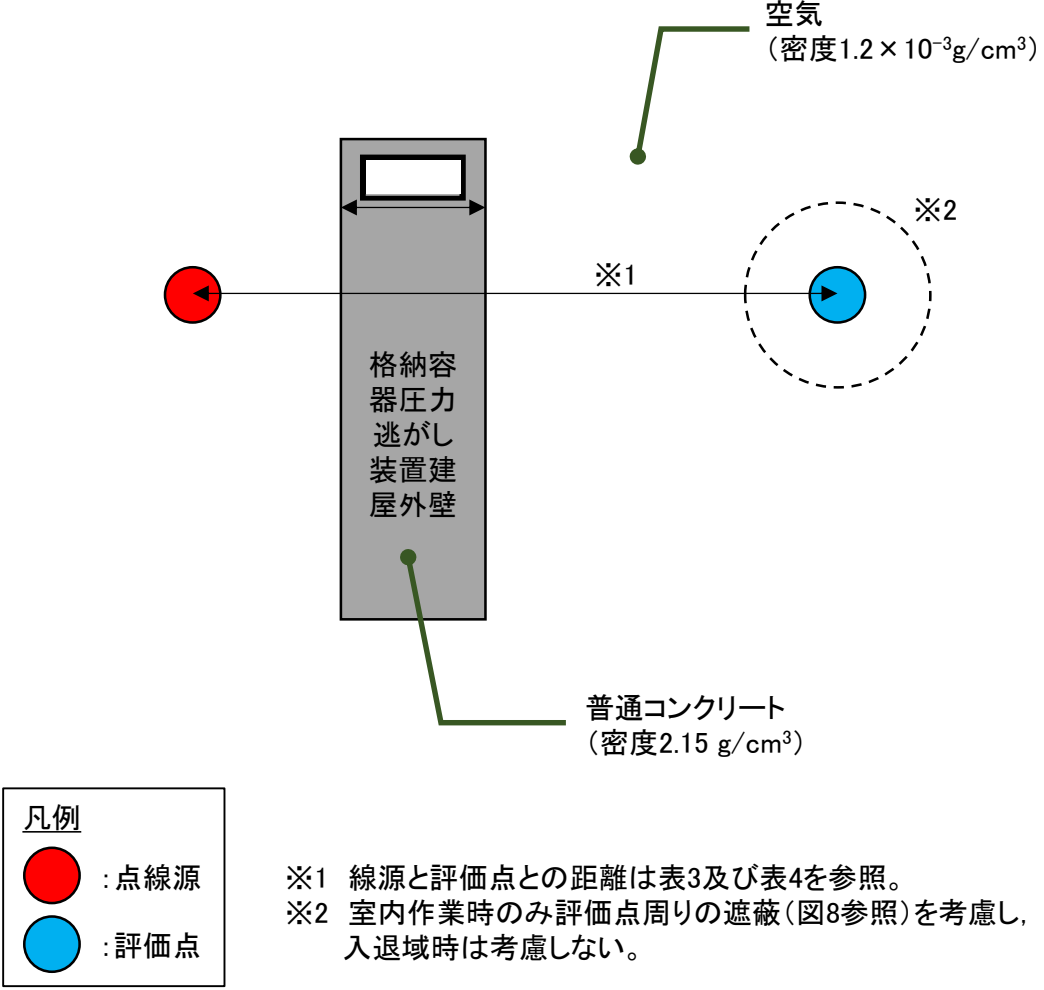


図9 評価モデル (直接ガンマ線, よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

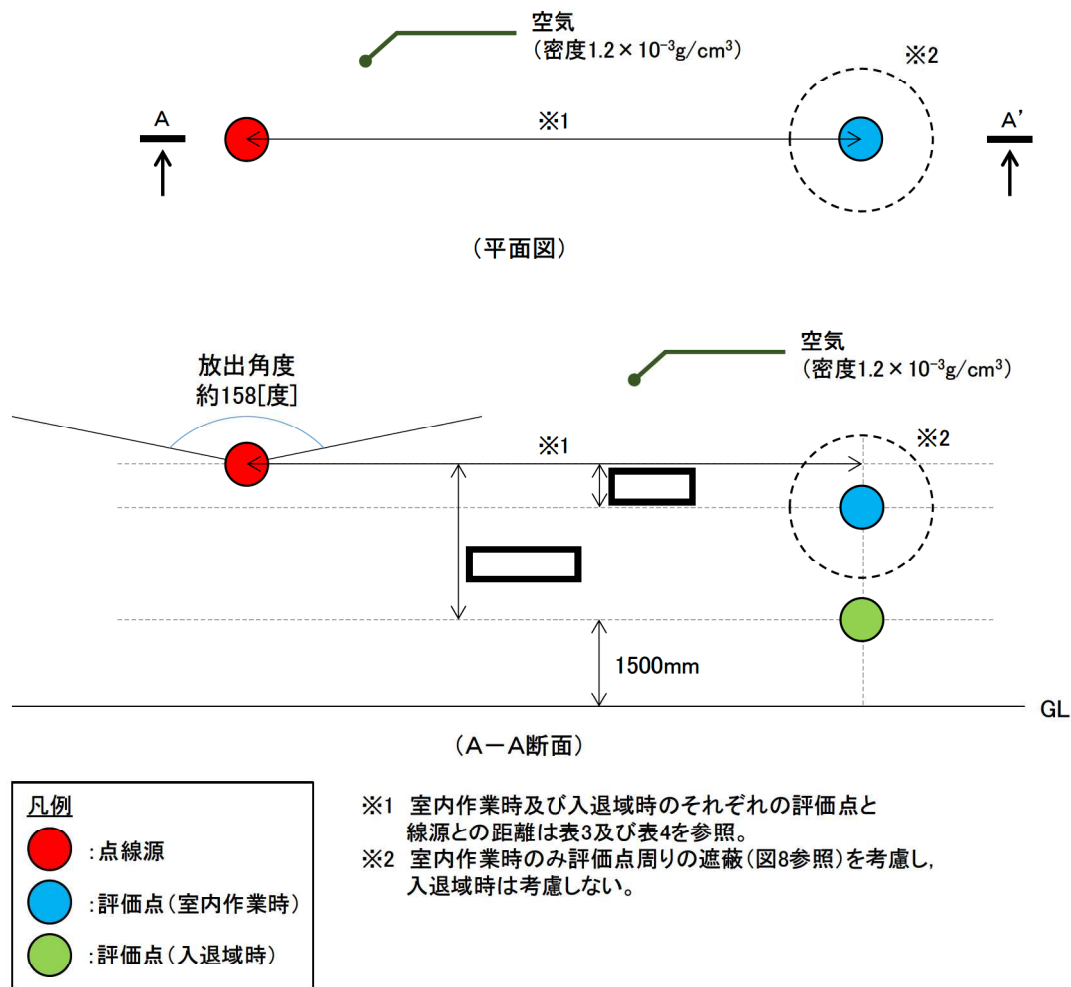


図10 評価モデル (スカイシャインガンマ線, よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

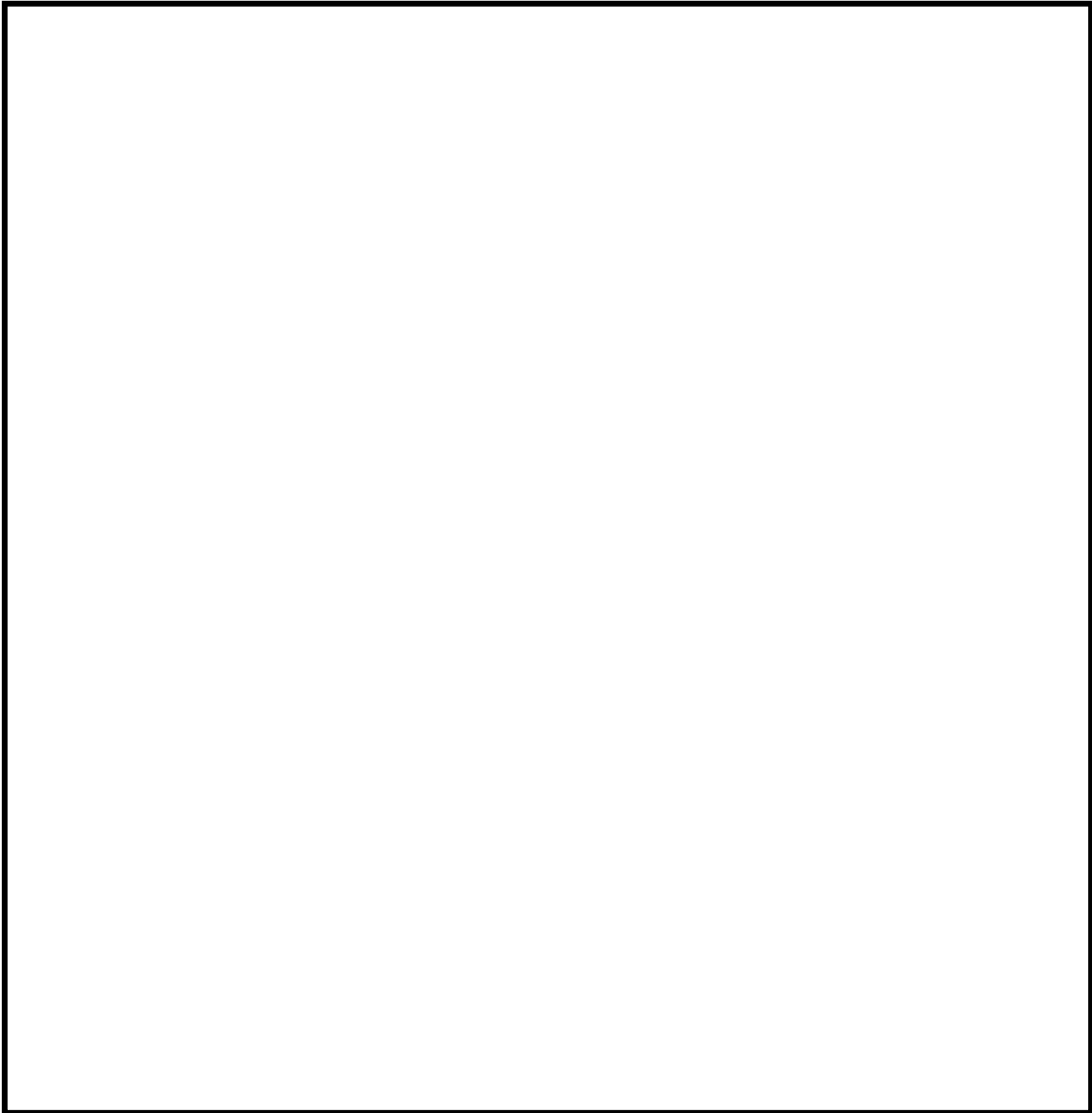
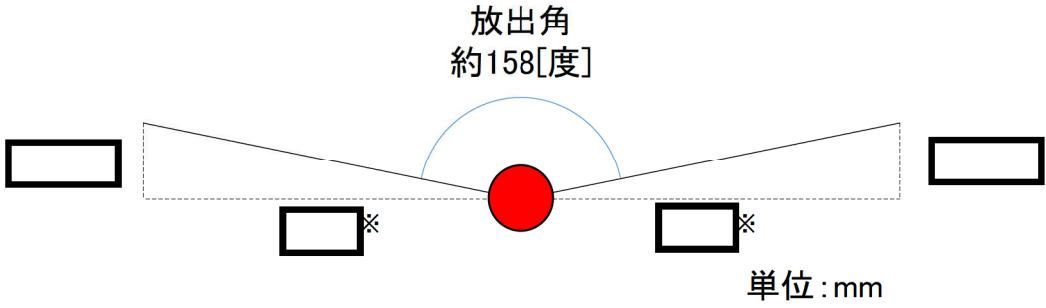


図 11 よう素フィルタモデル図 (6号及び7号炉で共通)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※: 対角距離を選択

図 12 放出角度 (よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

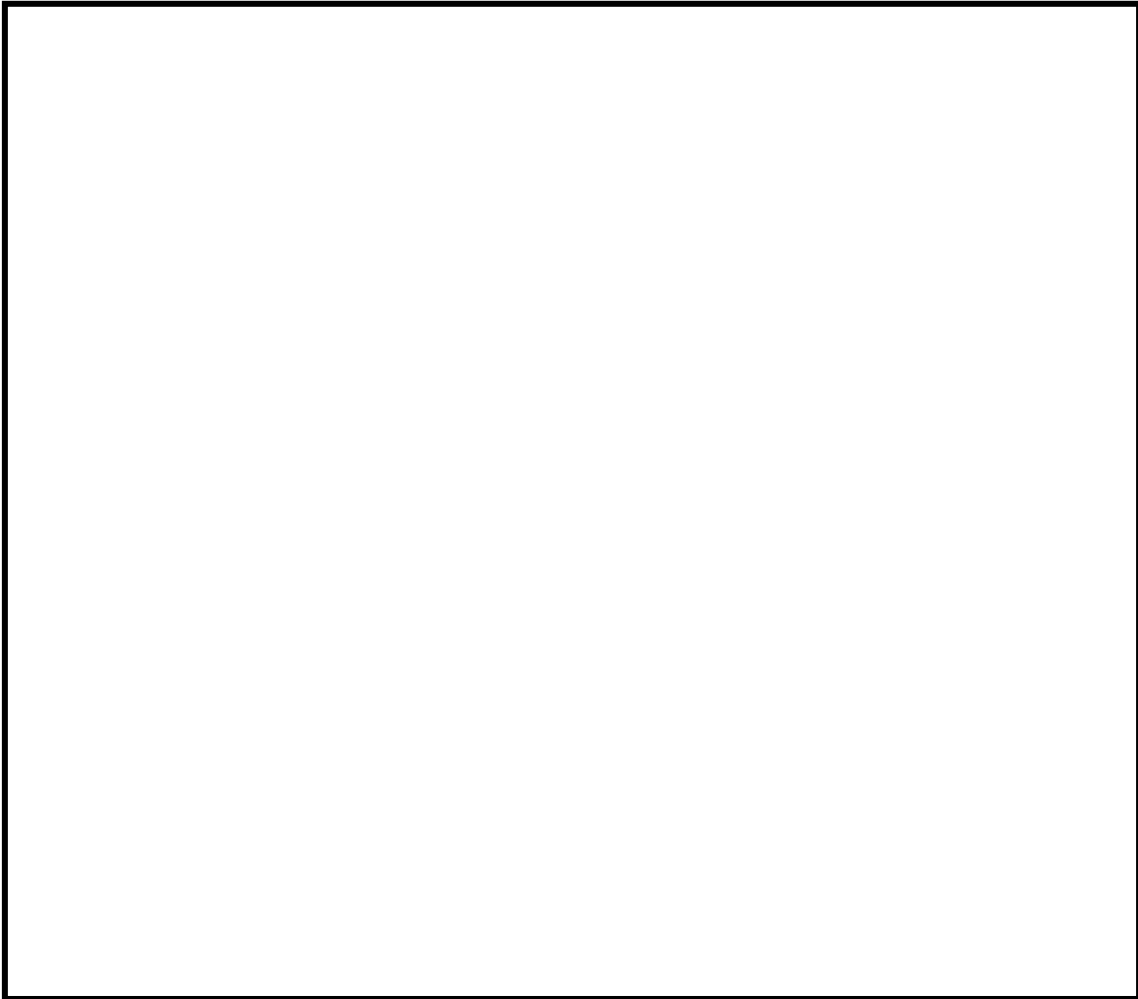
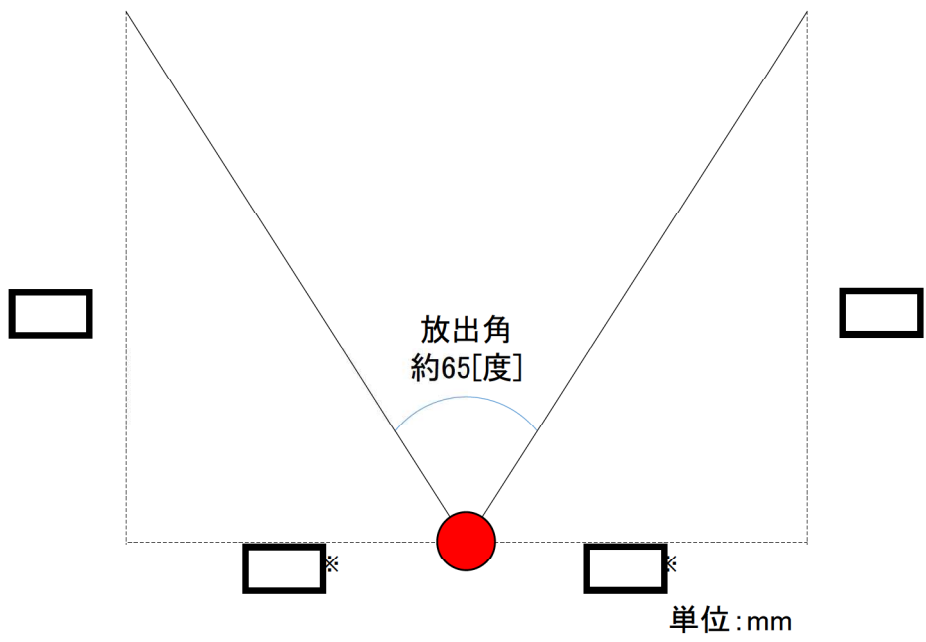


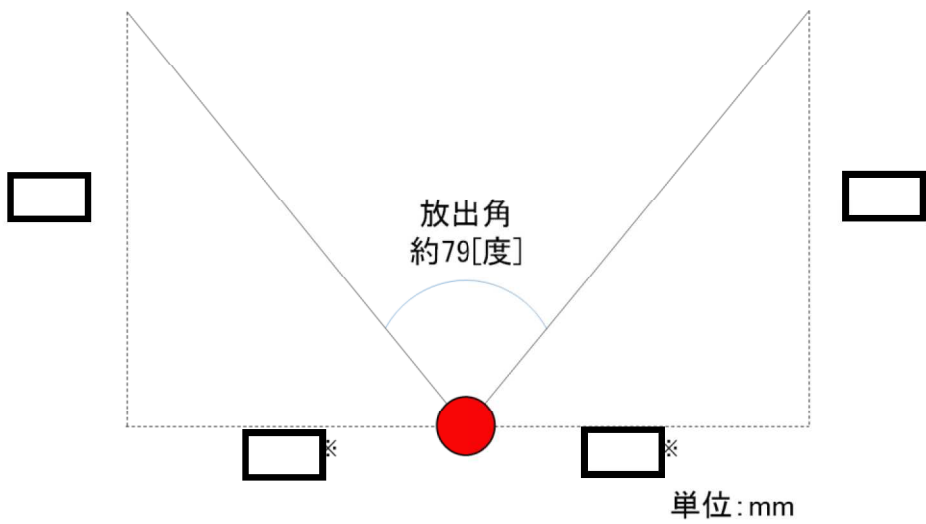
図 13 フィルタ装置モデル図 (6 号及び 7 号炉で共通)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※:対角距離を選択

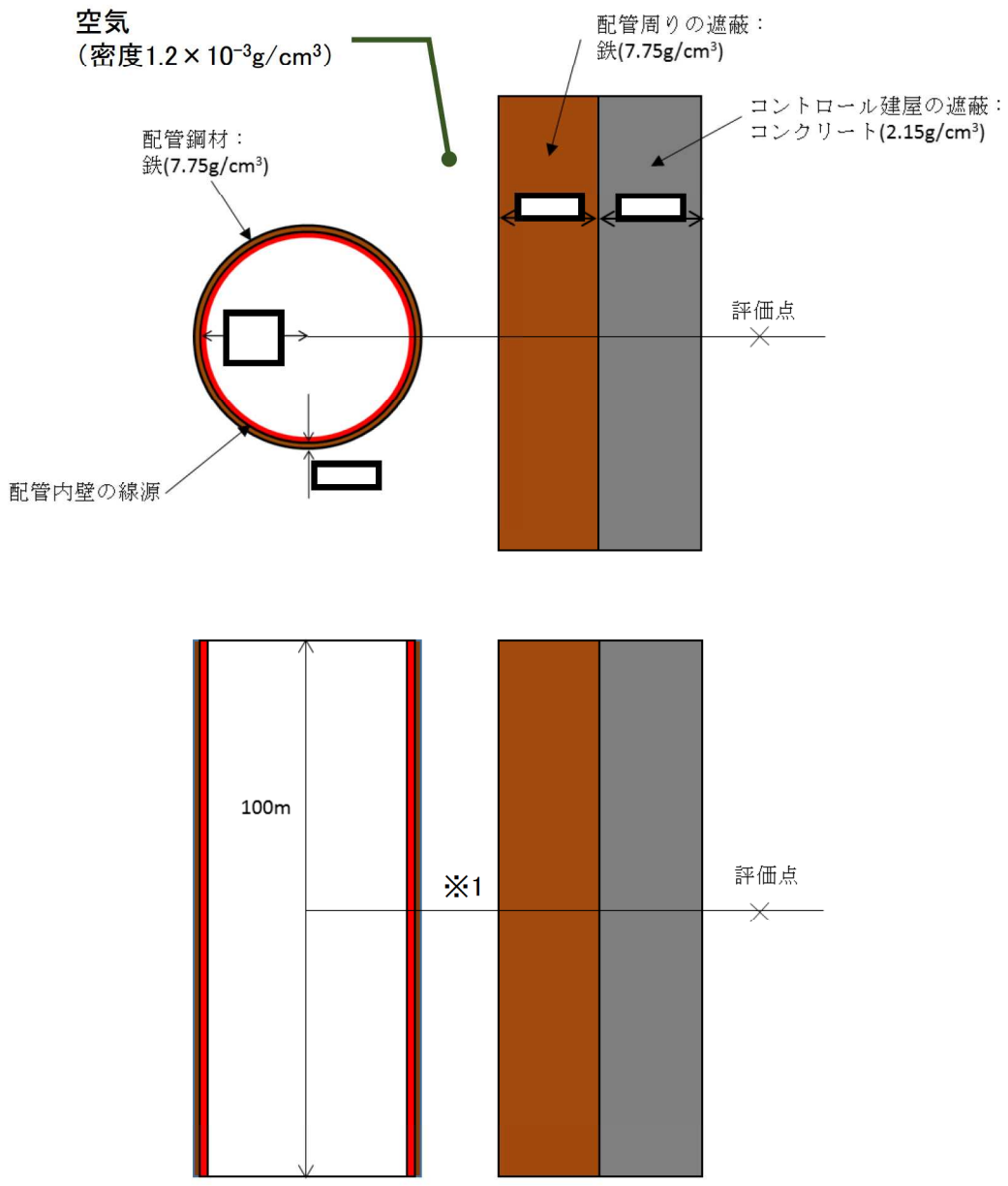
図 14 放出角度 (スクラバ水)



※:対角距離を選択

図 15 放出角度 (金属フィルタ)

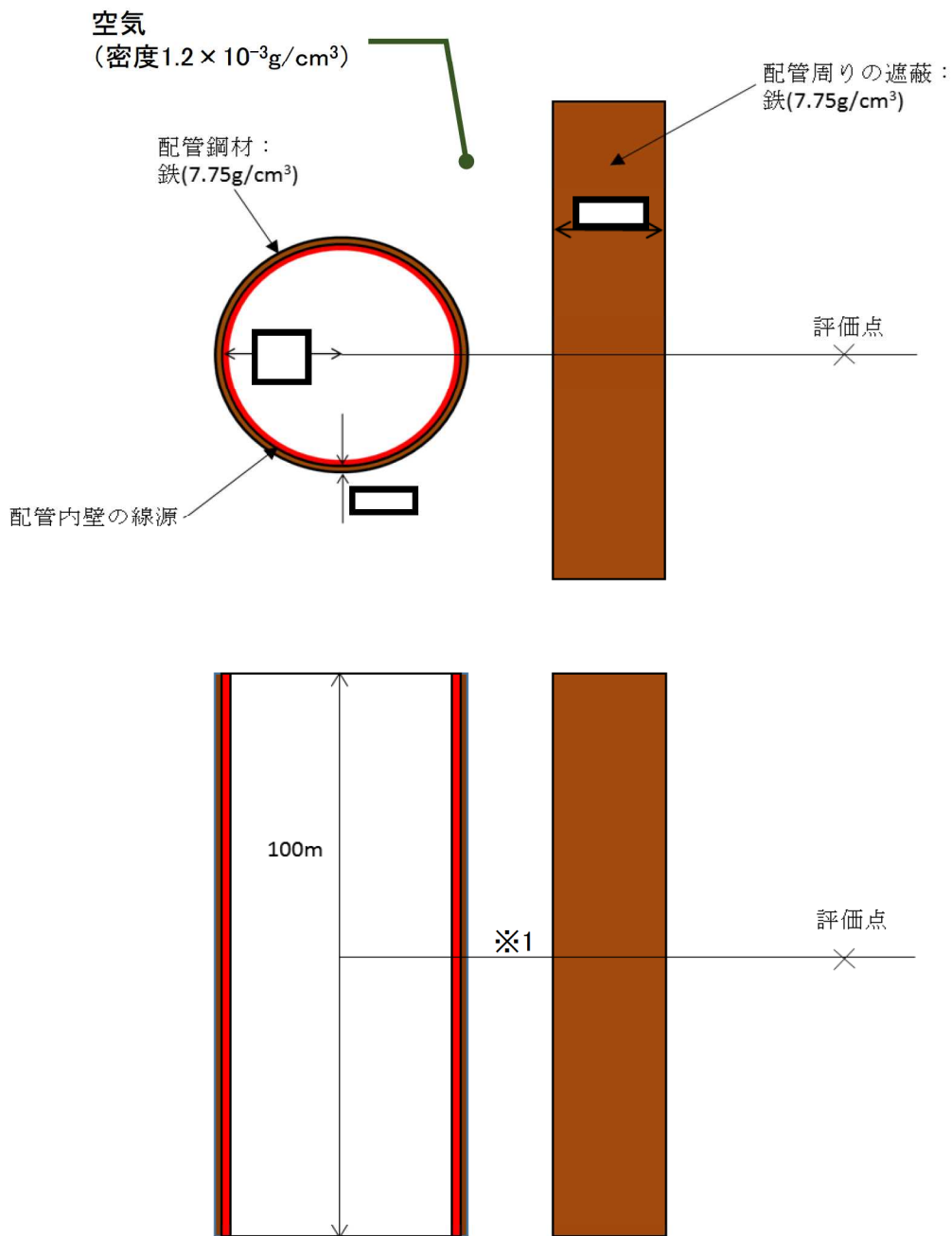
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 線源と評価点との距離は表4を参照。

図 16 評価モデル (室内作業時, 直接ガンマ線, よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 線源と評価点との距離は表3を参照。

図 17 評価モデル (入退域時, 直接ガンマ線, よう素フィルタ)

格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

格納容器ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

ここでは格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯を第 1 表及び第 1-1 図から第 2-5 図に示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含めた。なお、各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

第1表 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
	二次隔離弁の 開操作	フィルタ装置排水 ポンプ水張り	一次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 水位調整	フィルタ装置への 薬液注入	排水ラインの 窒素パーージ	ドレンタンク 排水
	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時 : 63 時間後 ^{※1} D/W ベント時 : 79 時間後 ^{※1}	W/W ベント時 : 63 時間後以降 D/W ベント時 : 79 時間後以降		168 時間後以降 ^{※2}
評価時間 ^{※3}	移動 20 分 作業 5 分	移動 60 分 作業 35 分	移動 20 分 作業 40 分	①班 : 移動 60 分 作業 10 分 ②班 : 移動 60 分 作業 10 分	①班 : 移動 60 分 作業 10 分 ②班 : 移動 60 分 作業 10 分 ③班 : 移動 60 分 作業 25 分 ^{※4} ④班 : 移動 60 分 作業 15 分	①班 : 移動 60 分 作業 15 分 ^{※4} ②班 : 移動 60 分 作業 10 分 ③班 : 移動 60 分 作業 10 分	①班 : 移動 60 分 作業 25 分 ②班 : 移動 60 分 作業 15 分

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャートを元に整理

※4 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 格納容器ベント時のベントライン：以下の4ケースについて評価^{※1}
 - 6号炉：W/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：W/W ベント
 - 6号炉：D/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：D/W ベント

※1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「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、仮に6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合であっても、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する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「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。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。

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価^{※1}と同様の評価方法にて評価した。なお、D/W ベント時には、ベントライン経由で放出される無機よう素に対し W/W のスクラビング効果を見込まないものとした。

評価結果を第2-1表から第2-3表に示す。

※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」の「添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について」を参照。

第 2-1 表 大気中への放出放射エネルギー (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)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 4.5×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.9×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 4.3×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.2×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.3×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.3×10^{11}

第 2-2 表 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)
 (W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	放出放射エネルギー[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 大気中への放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 6.4×10^{15}	約 7.9×10^{15}
Cs 類	約 3.4×10^9	約 4.2×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^9	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^9	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^8	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^8	約 4.4×10^{12}
La 類	約 6.6×10^7	約 9.6×10^{11}

第 2-3 表 大気中への放出放射能量 (7 日間積算値)

(D/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 大気中への放出
希ガス類	約 6.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}
よう素類	約 6.1×10^{15}	約 8.3×10^{15}
Cs 類	約 5.1×10^{12}	約 5.0×10^{13}
Te 類	約 3.4×10^{12}	約 4.3×10^{13}
Ba 類	約 3.4×10^{12}	約 3.9×10^{13}
Ru 類	約 5.4×10^{11}	約 6.6×10^{12}
Ce 類	約 4.3×10^{11}	約 5.3×10^{12}
La 類	約 9.6×10^{10}	約 1.1×10^{12}

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位、実効放出継続時間を除き、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価で用いた放出口、評価点並びに評価結果を第3-1表に示す。また、主な評価条件を第3-2表に示す。

なお、評価点は、全方位（16方位）に対し10m刻みで評価点を変更した大気拡散評価を行った場合に最大の評価結果を与える評価点を選定した。このため、作業エリア全域に対し、第3-1表に示す相対濃度及び相対線量を適用することは保守的な結果を与える。

第3-1表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出口及び 放出口高さ※	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	6号炉格納容器圧力逃がし装置配管 (地上40.4m)	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	7号炉格納容器圧力逃がし装置配管 (地上39.7m)	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	6号炉原子炉建屋中心 (地上0m)	2.1×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	7号炉原子炉建屋中心 (地上0m)	2.1×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	6号炉主排気筒 (地上73m)	6.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}
	7号炉主排気筒 (地上73m)	6.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※放出口高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮。

5. 評価経路

各作業で評価対象とする被ばく経路を第1表に示す。また、被ばく経路の概念図を第3-1図及び第3-2図に示す。

6. 評価方法

(1)原子炉建屋外での作業

a. 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

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、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、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、フィルタ及び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による実効線量を、作業エリアの位置、フィルタ及び配管の位置と形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコード及びG33-GP2Rコードを用いた。

(2)原子炉建屋内での作業

a. 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

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は、原子炉建屋内の放射性物質の濃度を原子炉建屋外の濃度と同じであるものとし、サブマージョンモデルを用いて評価した。^{※1}

※1 格納容器ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、更に周囲の風場の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（6号炉：地上40.4m、7号炉：地上39.7m）と一次隔離弁の開操作場所（W/Wベント時：, D/Wベント時：）は少なくとも程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、原子炉建屋内の放射性物質の濃度を原子炉建屋外の濃度と同じであるものとし評価した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果及び建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

e. フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、フィルタ及び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による実効線量を、作業エリアの位置、フィルタ及び配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 4-1 表及び第 4-2 表に示す。

8. 評価結果

格納容器ベント（W/W ベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく量の評価結果を第 5-1 表，第 5-2 表に示す。また，格納容器ベント（D/W ベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく量の評価結果を第 6-1 表，第 6-2 表に示す。

被ばく量は最も大きくなる作業においても約 97mSv となった。したがって，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても，作業可能であることを確認した。

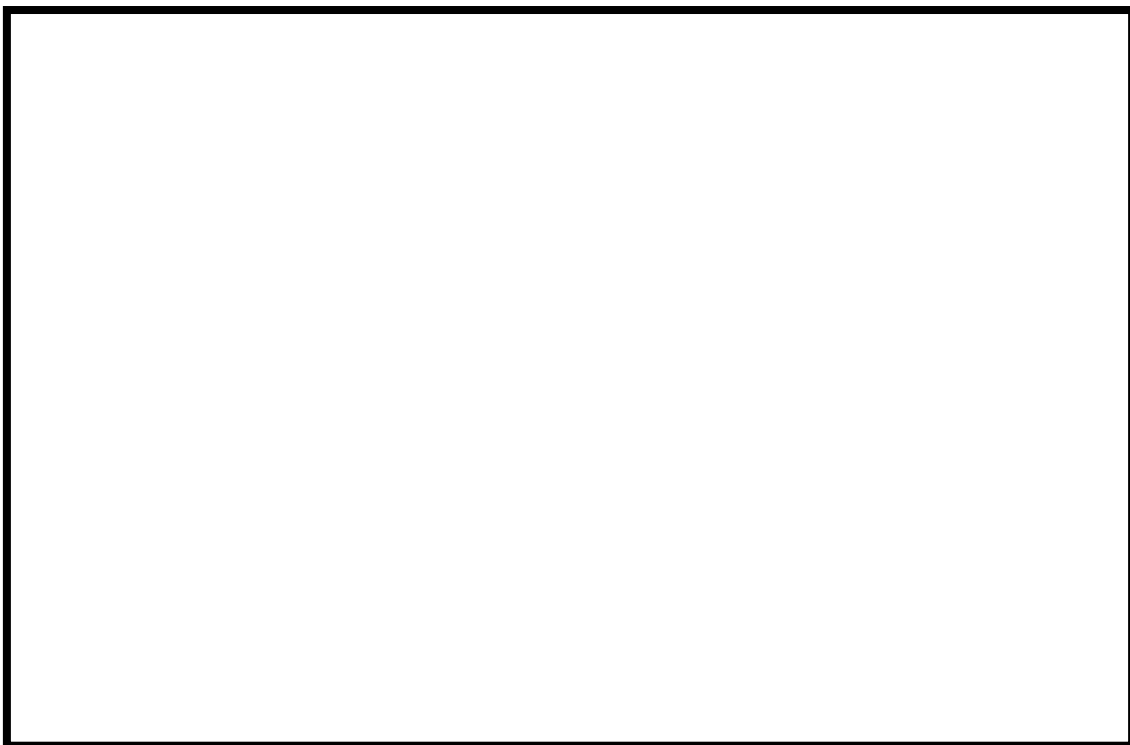
なお，第 5-1 表～第 6-2 表の評価結果は，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち，作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載しており，その他の時間帯における線量影響は前述の評価結果以下となる。したがって，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては，いずれの時間帯においても作業可能である。

また，炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については，当該作業に係る被ばく量が，炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため，作業可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-1 図 6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 3 階）

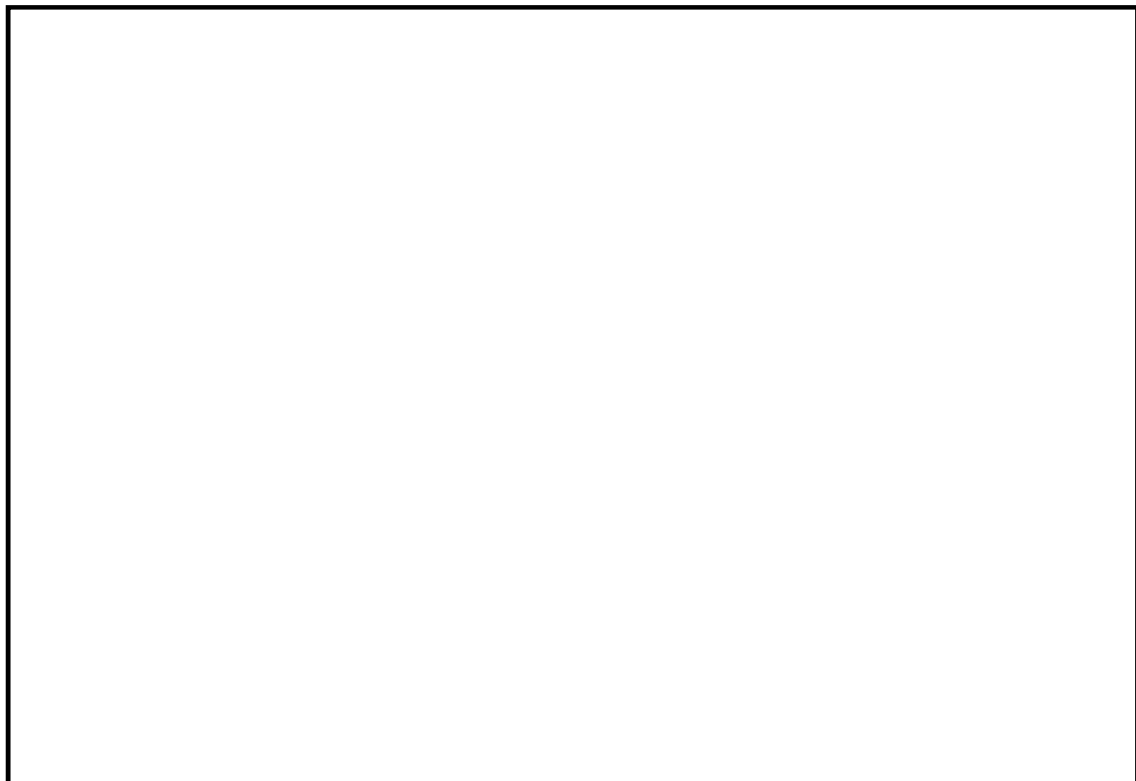


第 1-2 図 6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

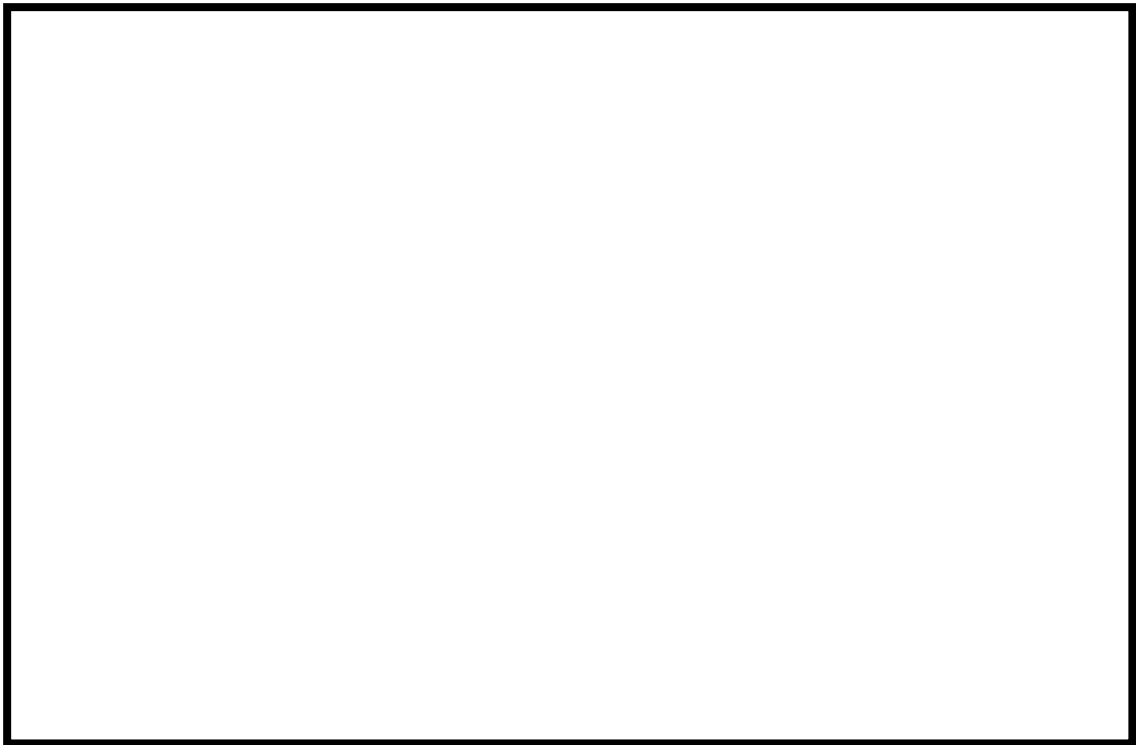


第 1-3 図 6 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下 1 階）



第 1-4 図 6 号炉屋外作業場所及び周辺の遮蔽壁

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 2-1 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋中 4 階）

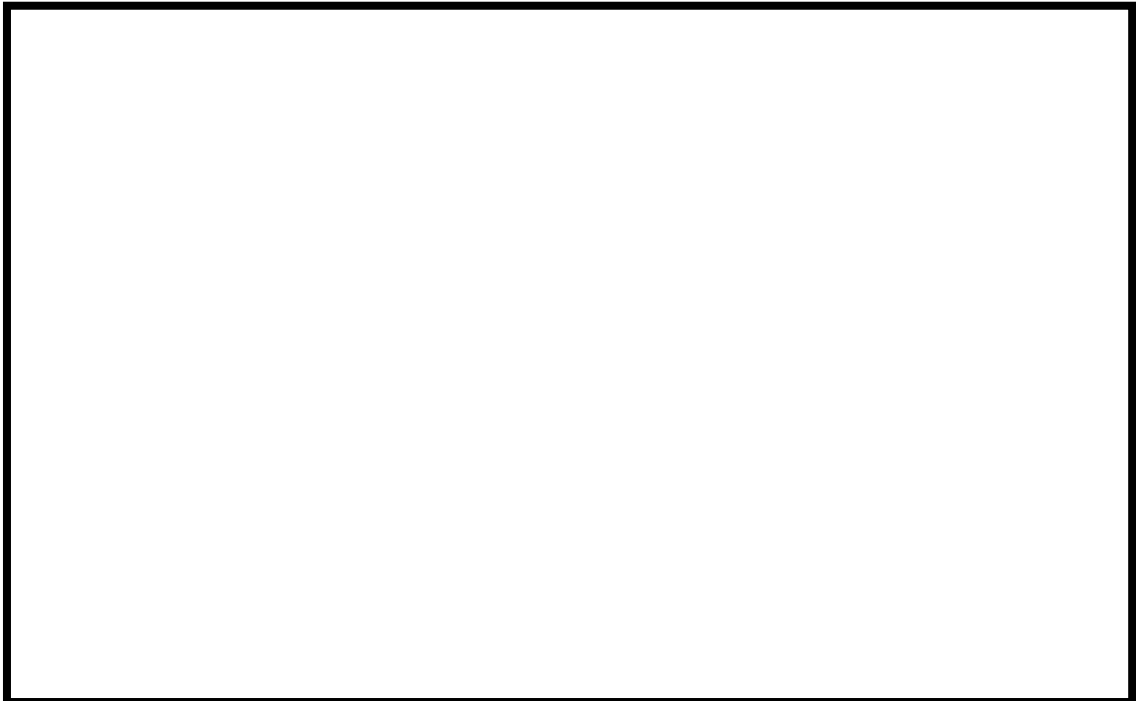


第 2-2 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 4 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

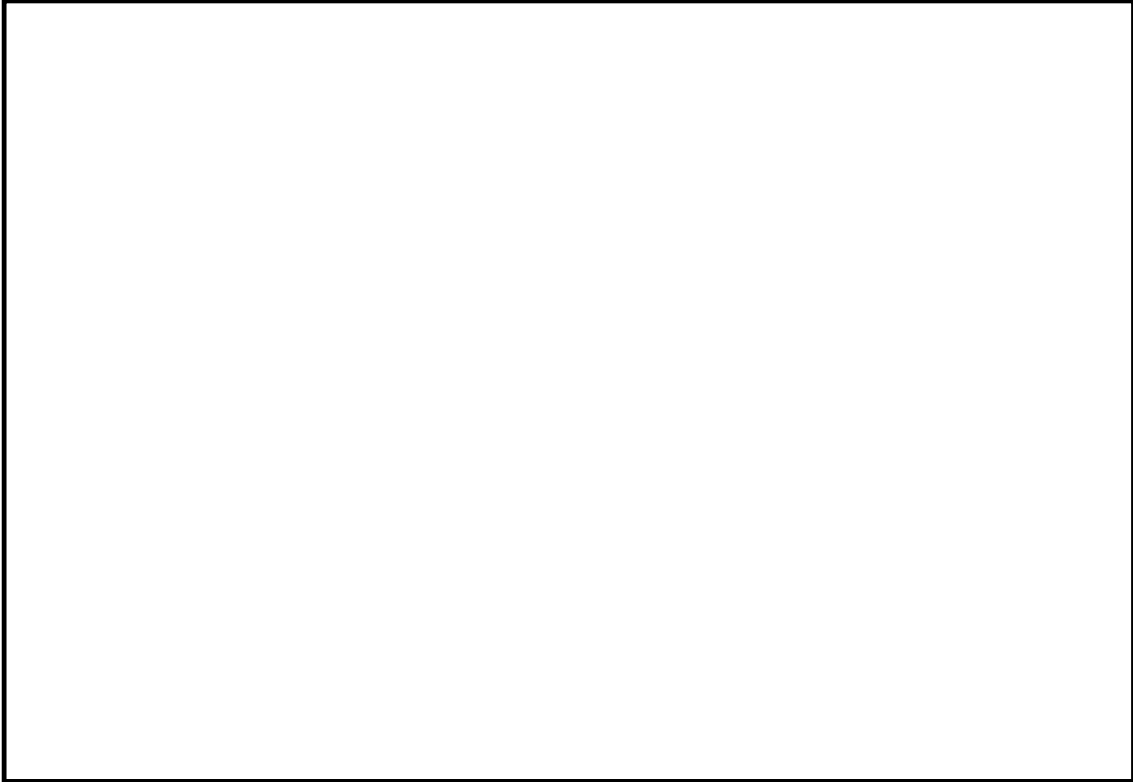


第 2-3 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋 2 階）

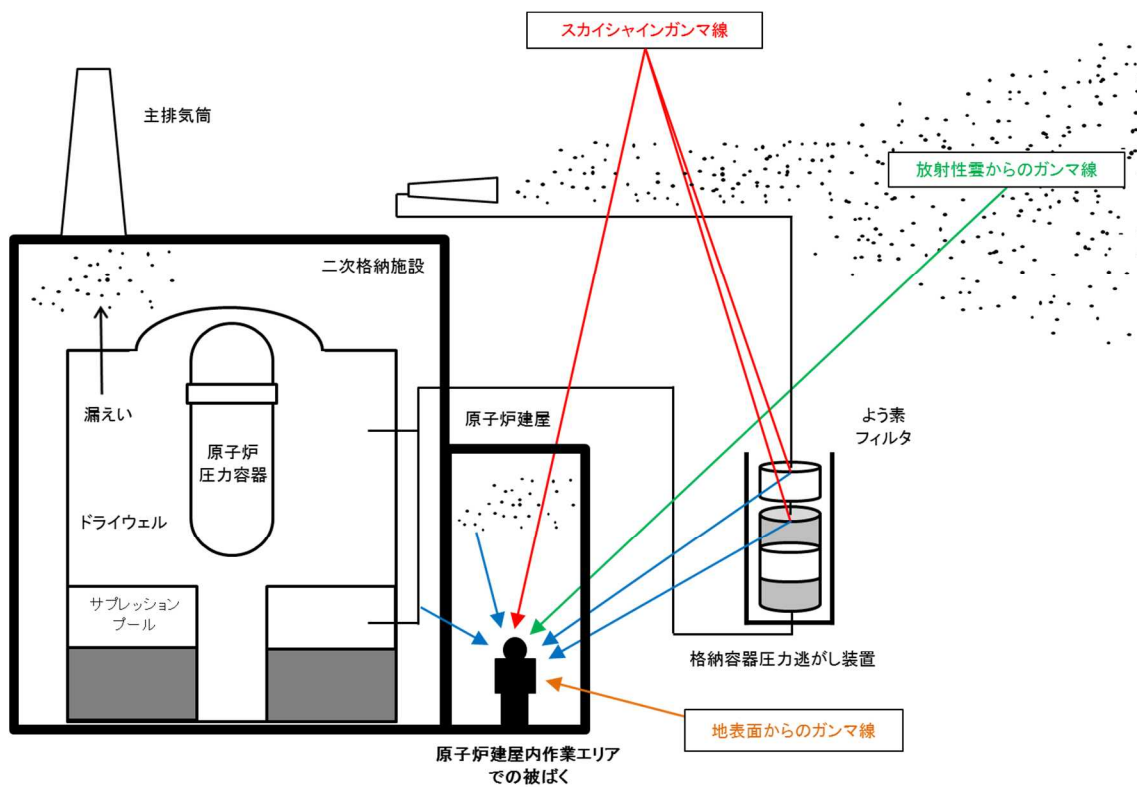


第 2-4 図 7 号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下 1 階）

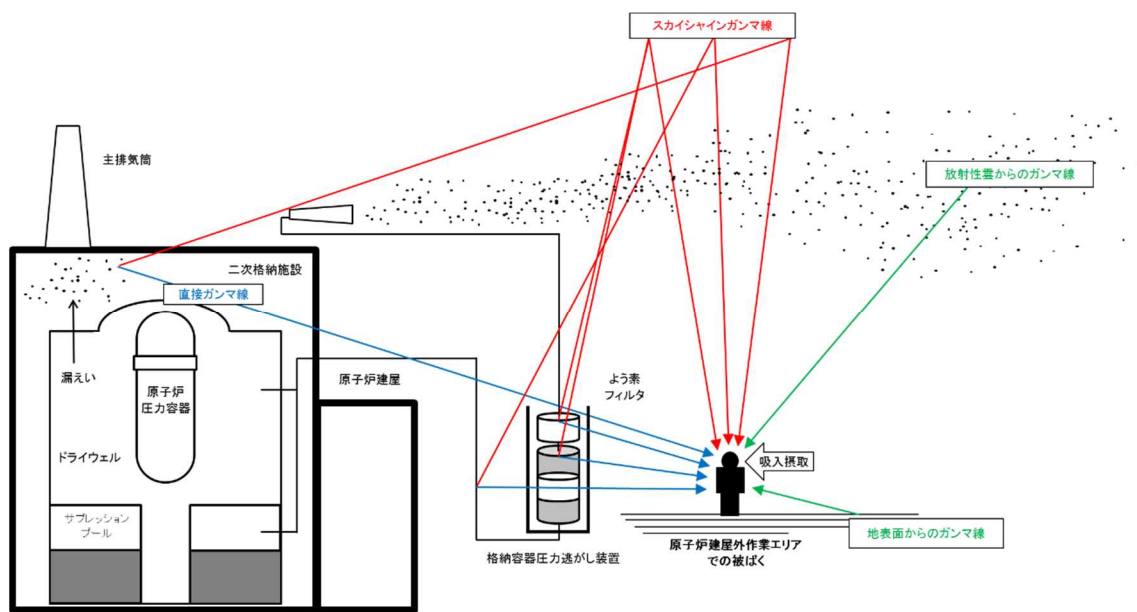
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第2-5図 7号炉屋外作業場所及び遮蔽壁



第3-1図 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第3-2図 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

第 3-2 表 放射性物質の大気拡散評価条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドを参照
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)	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
実効放出 継続時間	<p>【6 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間 相対線量：1 時間 ・ 6 号炉原子炉建屋 相対濃度：1 時間 相対線量：1 時間 ・ 6 号炉主排気筒 相対濃度：10 時間 相対線量：1 時間 <p>【7 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間 相対線量：1 時間 ・ 7 号炉原子炉建屋 相対濃度：1 時間 相対線量：1 時間 ・ 7 号炉主排気筒 相対濃度：10 時間 相対線量：1 時間 	審査ガイドを参照

第 3-2 表 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放出源及び 放出源高さ	<p>【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：地上 0m 6号炉主排気筒：地上 73m</p> <p>【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：地上 0m 7号炉主排気筒：地上 73m</p>	<p>実高さを参照。 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮。</p>
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	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
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	放出源であり、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定
放射性物質濃度の評価点	全方位（16方位）に対し、放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える方位及び距離を選定	大気拡散評価の評価結果が、作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
建屋投影面積	1931m ²	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

第4-1表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく
呼吸率	1.2m ³ /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 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (添付資料 1 参照)
配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる、放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 10%/100m 粒子状物質 : 10%/100m	NUREG/CR-4551 を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を設定
	【フィルタ装置】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 100% 粒子状物質 : 100% 【よう素フィルタ】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 100% 粒子状物質 : 0%	フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために、設計上フィルタで除去できる放射性物質については、フィルタに流入する全量が付着するものとした。なお、フィルタへの流入量の評価に当たっては、配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。
遮蔽	第1-1図～第2-5図のとおり	遮蔽厚さは設計値に基づき設定

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

第4-2表 防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる防護係数	1000	着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した
安定よう素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上

第5-1表 6号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
	二次隔離弁の開操作 ^{※1}	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（S/C側）	フィルタ装置水位調整 ^{※2}	フィルタ装置への薬液注入 ^{※1※2}	排水ラインの窒素パージ ^{※1※2}	ドレンタンク排水 ^{※1※2}
	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.7×10^0	4.0×10^0	3.8×10^0 ^{※3}	1.9×10^0	2.1×10^0	1.8×10^0	2.9×10^0
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	0.1以下	2.5×10^1	4.7×10^0	6.4×10^0	6.7×10^0	6.2×10^0	4.3×10^0
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	6.4×10^{-1}	2.7×10^0	1.4×10^0 ^{※3}	3.2×10^{-1}	3.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}	3.9×10^{-1}
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	0.1以下	4.8×10^1	0.1以下	2.1×10^1	2.2×10^1	2.1×10^1	1.8×10^1
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	0.1以下	— ^{※4}	1.1×10^1	3.3×10^1	4.2×10^1	2.9×10^1	3.4×10^1
被ばく量[mSv]	約 2.4mSv	約 80mSv	約 21mSv	①班：約 63mSv ②班：約 63mSv	①班：約 63mSv ②班：約 63mSv ③班：約 70mSv ④班：約 73mSv	①班：約 49mSv ②班：約 59mSv ③班：約 59mSv	①班：約 60mSv ②班：約 45mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 被ばく経路毎の内訳は、被ばく量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない

※4 屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第5-2表 7号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
	二次隔離弁の開操作 ^{※1}	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（S/C側）	フィルタ装置水位調整 ^{※2}	フィルタ装置への薬液注入 ^{※1※2}	排水ラインの窒素パージ ^{※1※2}	ドレンタンク排水 ^{※1※2}
	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.7×10^0	4.3×10^0	3.8×10^0 ^{※3}	2.6×10^0	2.7×10^0	2.5×10^0	3.4×10^0
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	0.1以下	2.5×10^1	4.7×10^0	6.4×10^0	6.7×10^0	6.2×10^0	4.3×10^0
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	6.4×10^{-1}	2.7×10^0	1.4×10^0 ^{※3}	3.2×10^{-1}	3.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}	3.9×10^{-1}
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	0.1以下	4.8×10^1	0.1以下	2.1×10^1	2.2×10^1	2.1×10^1	1.8×10^1
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	0.1以下	— ^{※4}	0.1以下	3.6×10^1	4.5×10^1	3.3×10^1	3.5×10^1
作業線量	約 2.4mSv	約 80mSv	約 10mSv	①班：約 67mSv ②班：約 67mSv	①班：約 67mSv ②班：約 67mSv ③班：約 74mSv ④班：約 77mSv	①班：約 54mSv ②班：約 63mSv ③班：約 63mSv	①班：約 62mSv ②班：約 47mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 被ばく経路毎の内訳は、被ばく量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない

※4 屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第6-1表 6号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
	二次隔離弁の開操作 ^{※1}	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整 ^{※2}	フィルタ装置への薬液注入 ^{※1※2}	排水ラインの窒素パージ ^{※1※2}	ドレンタンク排水 ^{※1※2}
	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.8×10^0	4.1×10^0	4.2×10^0	1.9×10^0	2.1×10^0	1.9×10^0	2.9×10^0
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	0.1以下	2.5×10^1	2.8×10^0	9.0×10^0	9.5×10^0	8.8×10^0	4.2×10^0
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	6.5×10^{-1}	2.8×10^0	1.6×10^0	3.6×10^{-1}	3.8×10^{-1}	3.6×10^{-1}	4.0×10^{-1}
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	0.1以下	4.9×10^1	0.1以下	2.0×10^1	2.1×10^1	2.0×10^1	1.9×10^1
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	0.1以下	— ^{※4}	0.1以下	4.7×10^1	5.8×10^1	4.2×10^1	6.7×10^1
作業線量	約 2.4mSv	約 81mSv	約 8.6mSv	①班：約 78mSv ②班：約 78mSv	①班：約 78mSv ②班：約 78mSv ③班：約 87mSv ④班：約 91mSv	①班：約 62mSv ②班：約 73mSv ③班：約 73mSv	①班：約 93mSv ②班：約 68mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 被ばく経路毎の内訳は、被ばく量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない

※4 屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第6-2表 7号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
	二次隔離弁の開操作 ^{※1}	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整 ^{※2}	フィルタ装置への薬液注入 ^{※1※2}	排水ラインの窒素パージ ^{※1※2}	ドレンタンク排水 ^{※1※2}
	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋内（二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.8×10^0	4.4×10^0	4.2×10^0	2.6×10^0	2.7×10^0	2.5×10^0	3.4×10^0
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	0.1以下	2.5×10^1	2.8×10^0	9.0×10^0	9.5×10^0	8.8×10^0	4.2×10^0
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	6.5×10^{-1}	2.8×10^0	1.6×10^0	3.6×10^{-1}	3.8×10^{-1}	3.6×10^{-1}	4.0×10^{-1}
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	0.1以下	4.9×10^1	0.1以下	2.0×10^1	2.1×10^1	2.0×10^1	1.9×10^1
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	0.1以下	— ^{※4}	2.3×10^1	5.0×10^1	6.2×10^1	4.6×10^1	7.0×10^1
作業線量	約 2.4mSv	約 81mSv	約 31mSv	①班：約 82mSv ②班：約 82mSv	①班：約 82mSv ②班：約 82mSv ③班：約 92mSv ④班：約 95mSv	①班：約 67mSv ②班：約 77mSv ③班：約 77mSv	①班：約 97mSv ②班：約 72mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 被ばく経路毎の内訳は、被ばく量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない

※4 屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

添付資料1 現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

添付資料2 エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

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

以下では、湿性沈着を考慮した地表面への沈着速度として0.5cm/sを用いることの適用性について検討を行った。

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度（0.5cm/s）の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比と、乾性沈着速度（0.3cm/s, 添付資料2を参照）の積が0.5cm/s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）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、居住性に係る被ばく評価を保守的に評価するために放出点高さの相対濃度を用いた。

$$(X/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot X/Q(x,y,z)_i \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

$(X/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]

$X/Q(x,y,z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]

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

(2) 湿性沈着率

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

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

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 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]
(= $9.5 \times 10^{-6} \times Pr_i^{0.8}$ 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。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \dots \textcircled{3}$$

2. 評価結果

沈着率の評価結果を表1に示す。

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1.00～1.54程度となった。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の1.54倍（約0.46cm/s）を丸め0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。

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

表1 沈着率評価結果

放出点及び 放出点高さ※	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
6号炉原子炉 建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
7号炉原子炉 建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
6号炉 主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54
7号炉 主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54

エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（0.5cm/s、添付資料1を参照）を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。以下に、乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、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0.5 μ m～5 μ m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 0.1 μ m～5 μ m の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（図1）である。以上のことから、現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

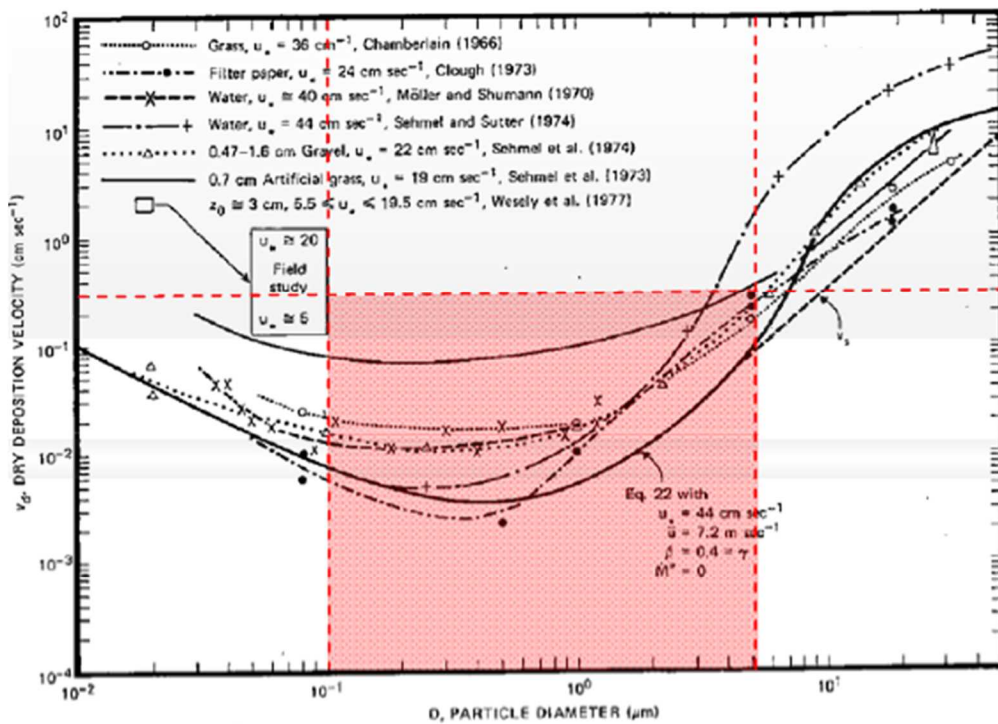


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図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: 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

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の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}$ 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。

シビアアクシデント時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、シビアアクシデント時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、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（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、 $0.1\mu\text{m}$ 以上のエアロゾルを想定することは妥当である。

表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (別図添 1-1 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原子炉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)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔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)	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	PHÉBUS 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 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, 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)5

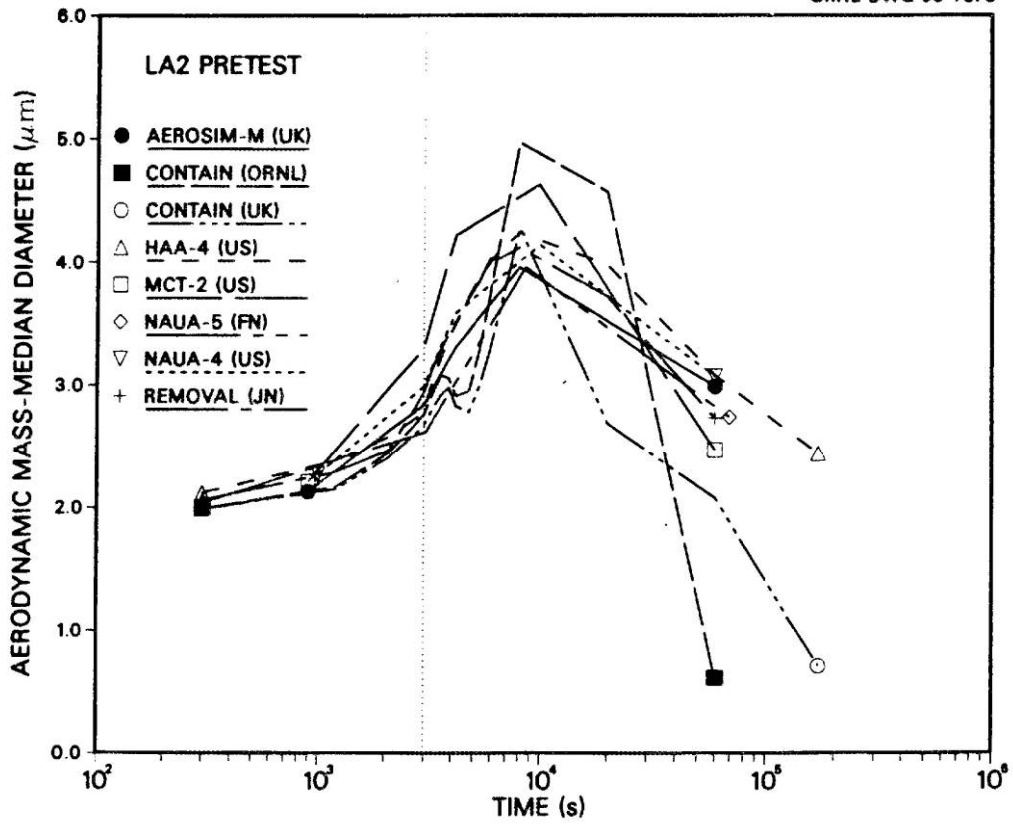


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O 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 $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(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 ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) 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/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

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

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

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

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

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(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 marshal 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:

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

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:

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	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 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

給油等の現場作業の線量影響について

重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、第1表に示す作業について評価を行った。作業の時間帯等を第2表に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を第1図から第5図に示す。

線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響（参考資料2）と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、7号炉にてW/Wベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を第2表に示す。

評価の結果、被ばく線量は最大でも約99mSvとなった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。

第1表 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業と放射線環境

作業項目	具体的な運転操作・作業内容
復水貯蔵槽への補給	<ul style="list-style-type: none"> ・淡水貯水池から防火水槽への補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽から復水貯蔵槽への補給
各機器への給油	<ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業
常設代替交流電源設備からの受電操作	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C受電確認、MCC受電
代替原子炉補機冷却系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉補機冷却系 準備操作、運転状態監視

値は現在の最新値

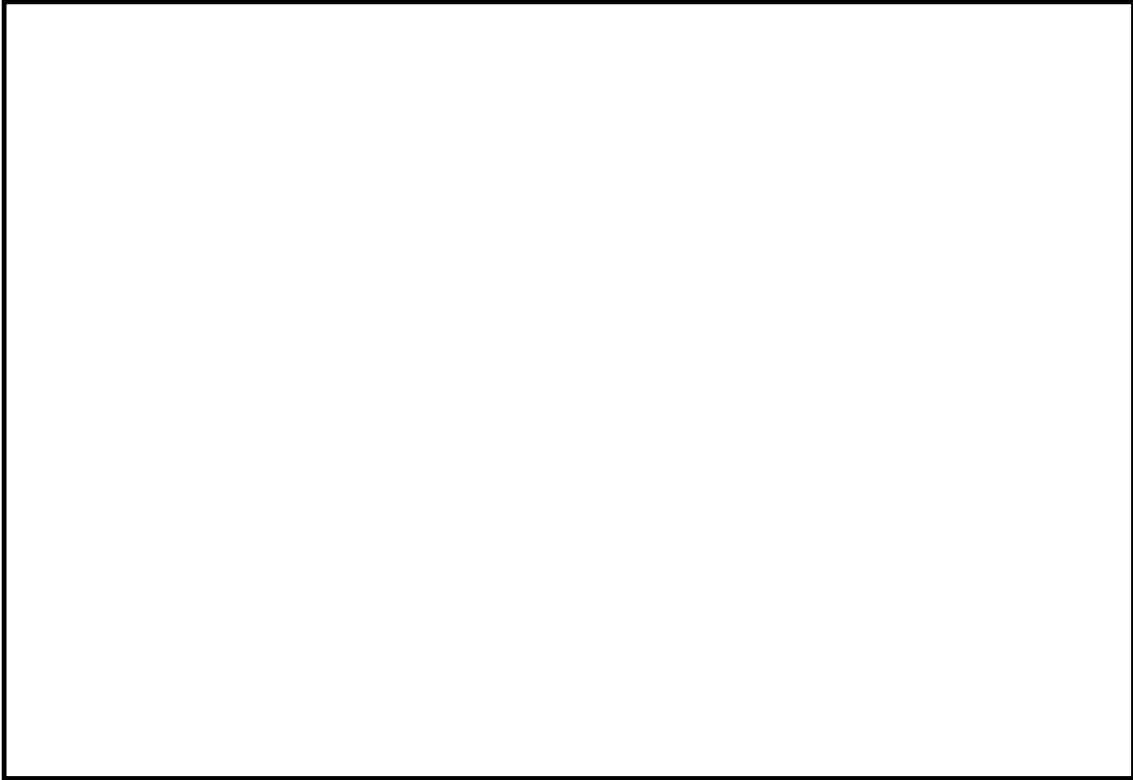
第2表 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業

	格納容器ベント実施前の作業 ^{※1}			格納容器ベント実施後の作業 ^{※2}	
	復水貯蔵槽への補給	代替原子炉補機冷却系 運転操作	常設代替交流電源設 備からの受電操作	各機器への給油	
大容量送水ポンプへ の給油				可搬型代替注水ポン プへの給油	
	屋外	屋外	屋内	屋外	屋外
開始時間 (事象開始後)	9時間45分後	11時間後	10分後	41時間後	41時間後
評価時間	移動45分 作業100分	①班：移動, 作業310分 ②班：移動20分 作業240分	移動, 作業60分	移動10分 作業16分	移動10分 作業10分
被ばく量	約45mSv	【6号炉に対する操作時】 ①班：約99mSv ②班：約87mSv 【7号炉に対する操作時】 ①班：約97mSv ②班：約86mSv	約0.5mSv	【7号炉ベント時】 約78mSv	【7号炉ベント時】 約96mSv

※1 評価に当たっては、両号炉共に代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する

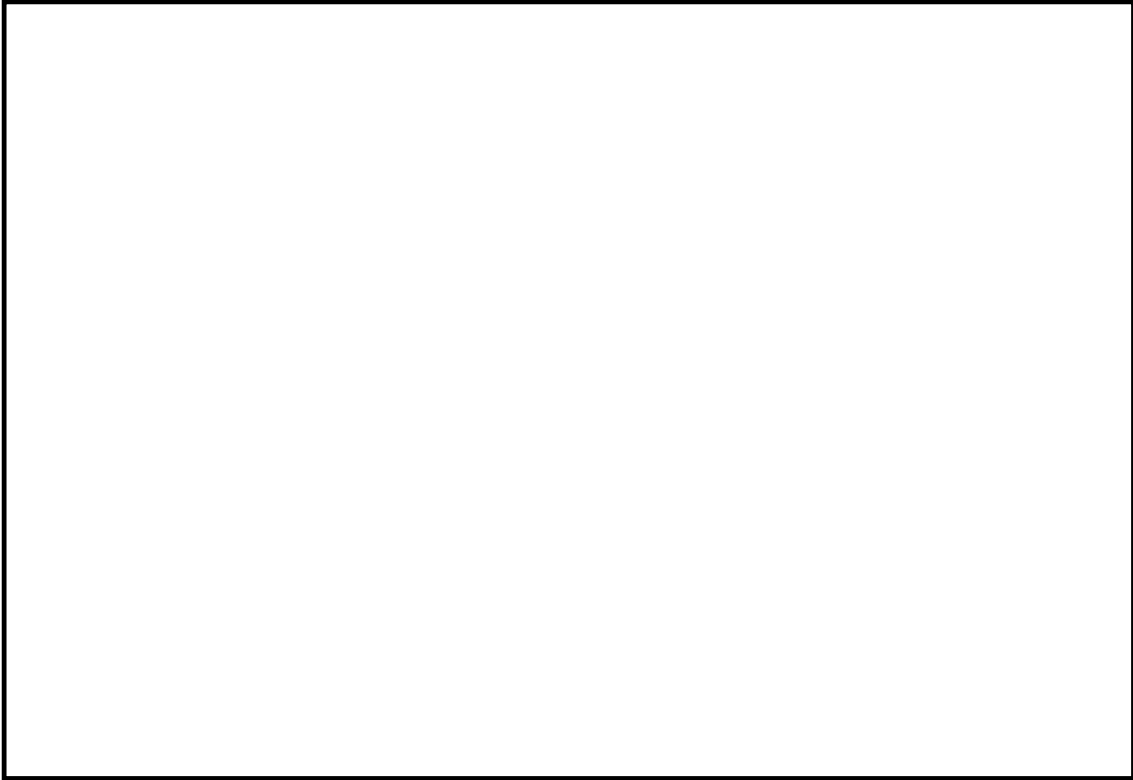
※2 評価に当たっては、片方の号炉で格納容器ベント（W/Wベント）に至り、もう片方の号炉では代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



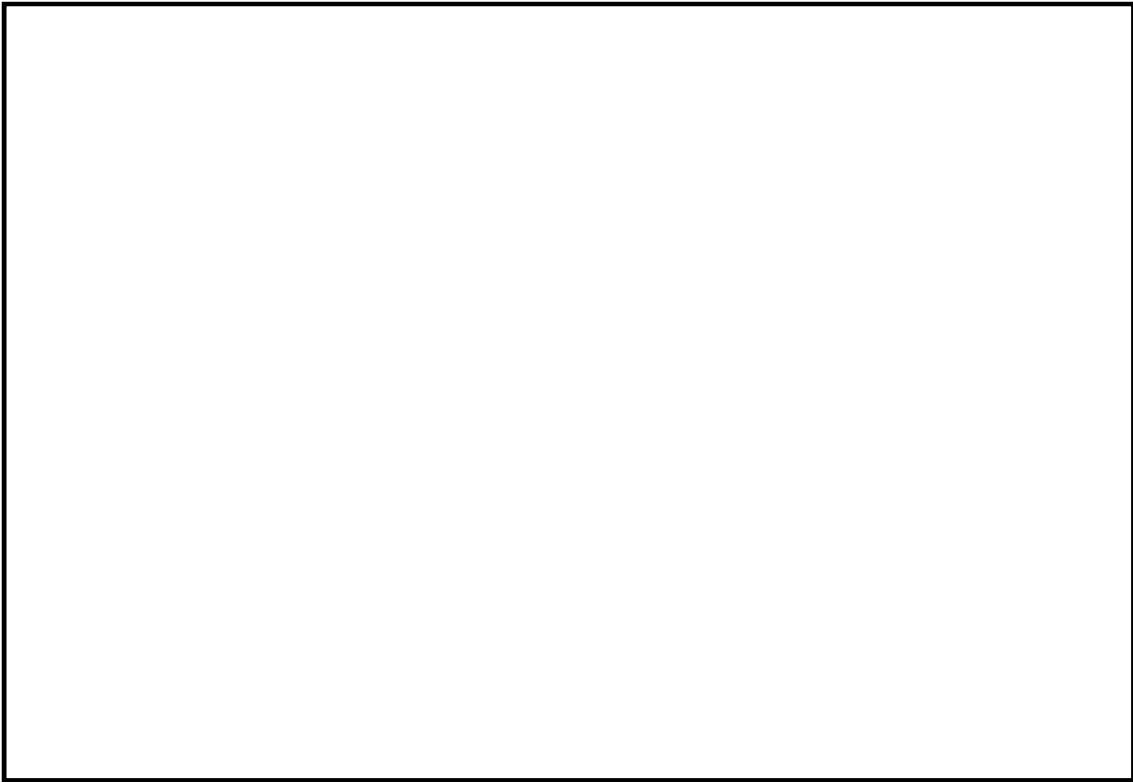
第 1 図 復水貯蔵槽への補給

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



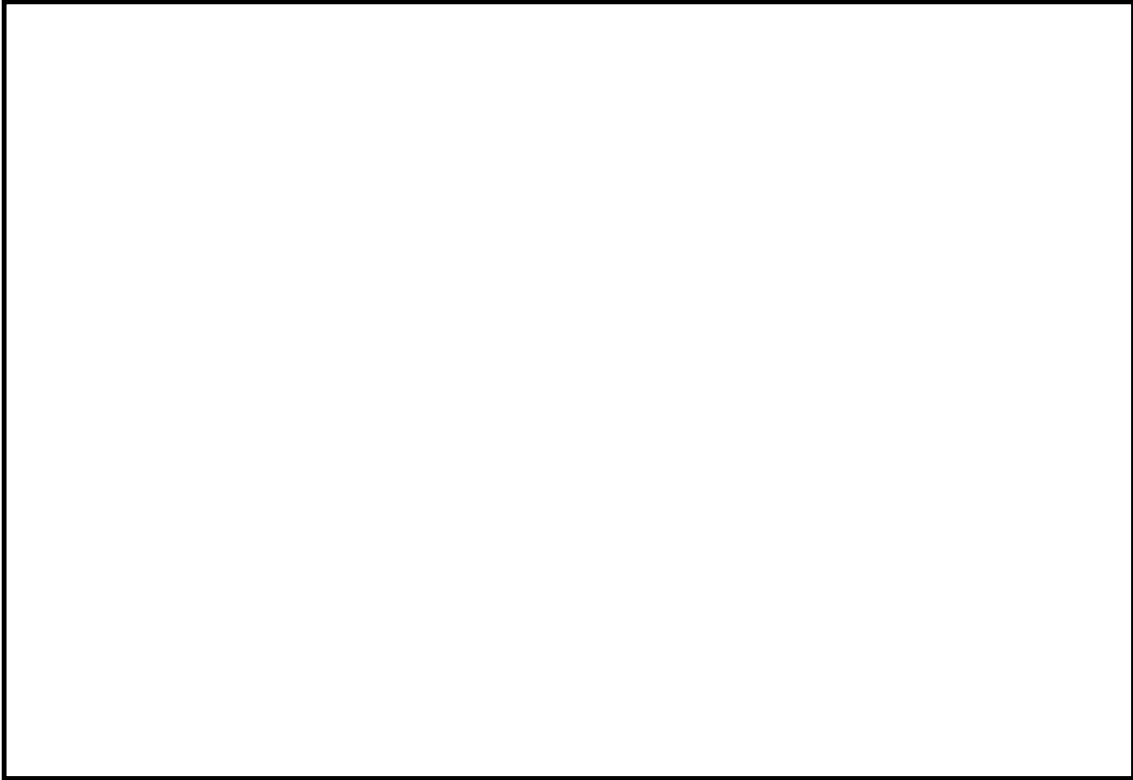
第2図 代替原子炉補機冷却系運転操作（6号炉対応時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



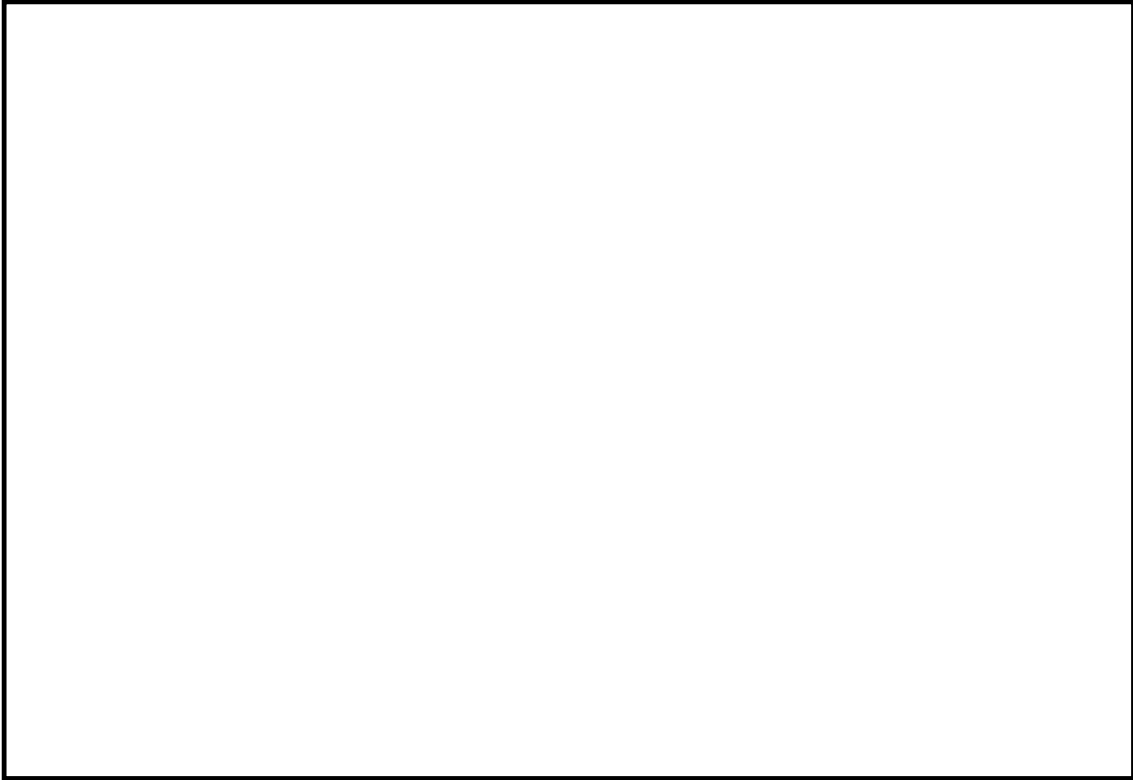
第3図 代替原子炉補機冷却系運転操作（7号炉対応時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第4図 大容量送水ポンプへの給油

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 5 図 可搬型代替注水ポンプへの給油